



# ИЗБРАННЫЕ ТРУДЫ ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ИНСТИТУТА



ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ» АО «Государственный научный центр Российской Федерации – ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ имени А. И. Лейпунского»

# ИЗБРАННЫЕ ТРУДЫ



Обнинск 2021

Избранные труды АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» / Отв. ред. А. А. Говердовский. — Обнинск, 2021. — 463 с.

В книге представлены избранные научные труды АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского» по ряду направлений деятельности института: фундаментальные исследования, ядерные реакторы, ядерная медицина и радиохимия, теплофизика, вывод из эксплуатации.

Для научных работников, инженеров, специалистов ядерно-энергетического комплекса. Книга может быть полезна студентам и аспирантам всех специальностей в области ядерная энергетика.

# ПРЕДИСЛОВИЕ

В 2020 году отрасль встретила свой 75-летний юбилей: 20 августа 1945 года был создан Спецкомитет при Государственном комитете обороны СССР, на который было возложено руководство работами по атомному проекту. Также было создано Первое главное управление при Совете народных комиссаров СССР для выполнения работ по атомному проекту.

С конца апреля 1945 г. на территории освобожденной Германии начала планомерную работу Правительственная комиссия под руководством Госкомитета обороны и НКВД СССР. Задача — сбор информации о состоянии работ по немецкому атомному проекту и их участниках, поиск и вывоз в СССР необходимых оборудования и материалов.

Одновременно велись переговоры с немецкими учеными и специалистами об их участии в работах по советскому атомному проекту. Некоторые из них переехали в СССР с частью сотрудников и оборудованием своих институтов, лабораторий. Так в 1945—1946 гг. в составе МВД СССР было создано несколько НИИ для организации работы немецких специалистов, среди которых Лаборатория «В» (на основании Постановления Совнаркома от 19 декабря 1945 г.). Приказом МВД СССР от 27 апреля 1946 г. установлено, что Лаборатория располагается в поселке детской колонии «Бодрая жизнь», недалеко от станции Обнинское Московско-Киевской ж.д. Первый приказ по Объекту «В» издан 31 мая 1946 г.

Именно с этого момента ведёт отсчёт своей деятельности Физико-энергетический институт, в прошлом — Лаборатория «В». Первыми начальниками лаборатории «В» были генерал-майор Л.С. Буянов (1946—1947 гг.) и инженерполковник П.И. Захаров (1947—1950 гг.). Научным руководителем Лаборатории «В» в этот период был Хайнц Позе.

Дальнейшее развитие Физико-энергетического института происходило в полном единстве с развитием отрасли.

На протяжении всех последующих лет основными сферами деятельности Физико-энергетического института были:

- разработка с выполнением функций научного руководителя энергетических ядерных реакторов для атомных электростанций, включая Первую в мире АЭС и энергоблоки со всеми быстрыми реакторами,
- разработка с выполнением функций научного руководителя ядерных реакторов с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем для атомных подводных лодок;
- разработка с выполнением функций научного руководителя ядерных реакторов с прямым преобразованием энергии для энергообеспечения космических аппаратов;

- экспериментальные исследования в области реакторной физики, теплофизики, испытания материалов, макетов и конструкций с использованием разнообразных экспериментальных стендов и установок, включая стенды с жидкими металлами (натрий, натрий-калий, литий, свинец-висмут, свинец, цезий), водой под давлением, критические нейтронно-физические стенды, проведение реакторных испытаний, внереакторных ресурсных испытаний установок, макетов и узлов;
- ядерно-физические исследования;
- разработка математических моделей, численных методов и программных средств для расчётного моделирования и обоснования ядерных реакторов – нейтронной физики, теплогидравлики, прочности, радиационной защиты, экономики и др.;
- радиохимические исследования и разработка радиохимических технологий переработки облучённого ядерного топлива;
- материаловедческие исследования и испытания, включая реакторные испытания и послереакторные исследования;
- разработка технологий изготовления топлива, твэлов, электрогенерирующих каналов.

По всем названным направлениям были достигнуты успехи, выполнены разработки и внедрены в народное хозяйство. Но не все направления сохранили свою актуальность в связи со стремительным течением временем, изменением различных обстоятельств, развитием экономики, промышленности, международных отношений.

Одновременно повышается актуальность многих новых направлений, например – ядерной медицины. В этом направлении институт имеет успехи и намерения их решительно развивать.

Книга, которую уважаемый читатель держит в руках, отражает спектр работ института в настоящее время. Нужно сказать, что это отражение неполно, потому что редакционная коллегия ставила перед собой задачу отбора наиболее интересных статей, а не представительство разных направлений.

Эта книга подтверждает компетенции АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» как современного научного центра широкого профиля, исполняющего функции научного руководителя, исполнителя работ, разработчика новых технологий и генератора знаний в сфере исследований и разработок в области использования ядерной энер-гии в интересах общества.

В. М. Троянов, Научный руководитель АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»

# ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

# БФС — уникальный инструмент для обоснования нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых реакторов нового поколения

А.В. Гулевич, В.Г. Двухшерстнов, В.А. Елисеев, Д.А. Клинов, И.П. Матвеенко, Г.М. Михайлов, М.Ю. Семенов

Комплекс быстрых физических стендов БФС, включающий два критических стенда БФС-1 и БФС-2, представляет собой уникальную экспериментальную базу для исследования физики быстрых реакторов, решения проблемы безопасности, оптимизации активных зон, обоснования параметров замкнутого топливного цикла. Критические стенды имеют один и тот же шаг решетки активной зоны, используют одни и те же материалы для моделирования активных зон, различаются размерами. За почти 60-летний срок работы критических стендов специалистами ФЭИ накоплен большой опыт работ по их эксплуатации и проведению экспериментов. На критических стендах собраны и исследовано более 150 критических сборок.

# Краткое описание характеристик критических стендов БФС

Пункт 2.1.4 «Правил ядерной безопасности» [1] безусловно требует проведения стендовых и реакторных обоснований как разрабатываемых проектов новых реакторов, так и проектов модернизации реакторов действующих. Аналогичное требование существует и в регулирующих документах других стран. В США, Франции, Японии и некоторых других странах были критические стенды для моделирования быстрых реакторов, но все они выведены из эксплуатации. Поэтому в настоящее время находящийся в ФЭИ комплекс критических стендов (ККС) БФС является единственной в мире установкой, на которой возможно полноценное моделирование различных быстрых (и не только быстрых) реакторов [2—4].

ККС БФС позволяет моделировать активные зоны с различными видами топлива — металлическим, смешанным оксидным, нитридным, с добавлением «младших» актинидов (МА), различными теплоносителями (натрий, свинец, свинец-висмут, вода и др.), различными материалами органов СУЗ, причем в полномасштабной геометрии.

На этом комплексе стендов разрабатываются и внедряются новые методики измерения нейтронно-физических характеристик, в том числе для реакторов большой мощности нового поколения [5, 6].

Наконец, на ККС БФС могут выполняются эксперименты для верификации нейтронных данных и расчетных кодов.

Благодаря обширному комплексу измерительной аппаратуры стенды позволяют измерять многие характеристики, которые невозможно измерить на реальном реакторе. К таким характеристикам можно отнести, например, плотностной (пустотный) эффект реактивности теплоносителя.

# Основные технические характеристики критических стендов БФС

Мощность (макс.), кВт	
БФС-1	0,2
БФС-2	1,0
Моделируемый теплоноситель	Na, Pb, Pb-Bi и др.
Отражатель	U, UO <sub>2</sub> , Pb, Pb-Bi, сталь и др.
Плотность потока быстрых нейтронов,	(макс.), нейтр/(см <sup>2</sup> ·с)
БФС-1	до 10 <sup>8</sup>
БФС-2	до 109
Охлаждение активной зоны	естественная конвекция или
	принудительное воздушное
	охлаждение

Критический стенд (КС) БФС-1 предназначен для изучения нейтронно-физических характеристик проектируемых реакторов и создания бенчмарков, на нем собираются модели активных зон быстрых реакторов с различными видами топлива (на основе обогащенного урана и плутония) и с различными видами теплоносителя. Возможно моделирование и активных зон реакторов типа ВВЭР с водой или имитацией воды блочками полиэтилена и различными видами топлива на основе обогащенного урана и плутония, а также моделирование хранилищ ядерного топлива и технологических пределов ядерного топливного цикла. Физический пуск стенда состоялся 20.02.1962.

Корпус стенда БФС-1 представляет собой вертикальный стальной бак диаметром 2 м и высотой 2,7 м. Размеры бака критстенда позволяют собирать полномасштабные модели проектируемых исследовательских и энергетических быстрых реакторов мощностью до 1000 MBt (тепл.) с различными компоновками активных зон и экранов. На корпусе предусмотрена тепловая колонна, на которой можно моделировать нейтронную защиту и другие области реактора, удаленные от центра активной зоны. В основании бака размещена дистанционирующая решетка, представляющая собой стальную плиту толщиной 100 мм с отверстиями диаметром 35 мм, расположенными с шагом треугольной решетки 51 мм. Бак полностью заполняется стальными или алюминиевыми трубами (~1500) диаметром 50×1 мм, которые своими хвостовиками входят в отверстия дистанционирующей плиты. В трубы загружаются таблетки топливных, воспроизводящих, конструкционных материалов и теплоносителя в порядке, количестве и пропорциях, в которых эти материалы входят в состав активных зон, зон воспроизводства и отражателей моделируемых реакторов. Часть труб, размещенных в центральной части бака, имеют приводы блочнотроссового типа и выполняют функции органов аварийной защиты, компенсации реактивности и регулирования цепной реакции в активной зоне. С помощью этих труб моделируются органы СУЗ. Их состав (набор таблеток реакторных материалов в активной зоне и экранах) подобен составу окружающих труб активной зоны.

На КС БФС-1 проводятся работы:

 по исследованию в обоснование проектных характеристик и безопасной эксплуатации быстрых реакторов (и других типов реакторов) с различными видами теплоносителя;

 – разработке и внедрению новых методик определения нейтроннофизических характеристик разрабатываемых перспективных реакторов;

 выполнению бенчмарк-экспериментов для верификации нейтронных данных и программ расчета нейтронно-физических характеристик перспективных реакторов и параметров их топливного цикла. На этом стенде изучались модели созданных в СССР быстрых реакторов ИБР-2, БОР-60, БН-350.

Критический стенд БФС-2 предназначен для исследований быстрых реакторов большого размера. Физический пуск КС БФС-2 состоялся 30.09.1969.

КС БФС-2 подобен стенду БФС-1, но имеет бо́льшие размеры, что позволяет собирать модели реакторов большой мощности (до 3000 МВт (тепл.)). Диаметр бака 5 м, высота 3,3 м, количество труб в баке около 10000. Трубы имеют такой же диаметр, как и на стенде БФС-1, и при создании критсборок заполняются такими же блочками реакторных материалов. К баку примыкают объемы, позволяющие моделировать реакторную защиту и проводить ряд дополнительных измерений.

На КС БФС-2 может быть задействовано 8 органов АЗ, состоящих из 4 труб каждый, 9 компенсаторов реактивности КР, состоящих из 6 труб, два регулирующих органа, содержащих две трубы, и один регулирующий орган из одной трубы.

КС БФС-2 оснащен координатным манипулятором, осуществляющим перестановку труб в баке, перемещение образцов и детекторов по объему критсборки в автоматизированном режиме управления и работу в режиме осциллятора.

На КС БФС-2 проводились экспериментальные исследования моделей активных зон и зон воспроизводства реакторов БН-600, БН-800 и БН-1600 (с оксидным урановым и МОКС-топливом), а также быстрых реакторов со вставками из альтернативных видов топлива.

Набор блочков, используемых на КС БФС-1 и КС БФС-2 для целей моделирования, одинаков и включает:

– делящиеся материалы (металлический уран и его оксид двух уровней обогащения по изотопу U-235 — 90% и 36%, металлический плутоний двух изотопных составов);

 сырьевые материалы (металлический уран и его оксид — обедненные по изотопу U-235, нитрид урана, оксид естественного урана, металлический торий); – минорные актиниды (блочки с оксидом Np-237, образцы различных изотопов MA);

конструкционные материалы (широкий набор сталей и различных металлов);

 теплоносители (металлический натрий, свинец, свинец-висмут, полиэтилен для моделирования воды);

 поглотители (карбид бора — естественный и обогащенный по изотопу B-10, металлы — поглотители нейтронов и их соединения);

- замедлители и инертные материалы (графит, полиэтилен и др.).

Критические стенды БФС оснащены экспериментальными и вспомогательными устройствами, в том числе:

 автоматическими дистанционно управляемыми манипуляторами (позволяющими реализовать режим осцилляций);

устройствами синхронного ввода макетов стержней СУЗ в активную зону;

- устройствами разогрева образцов до 600 °С;

- устройствами принудительного охлаждения активных зон;

 наборами механических устройств для креплений различных детекторов и их перемещений в процессе измерений.

Для измерений на критических стендах используется большой набор методик и приборов, основными из которых являются:

 многоканальный широкодиапазонный цифровой реактиметр, основные методики для которого и их приборная реализация были взаимно сравнены в международных экспериментах (один из вариантов реактиметра внедрен на БН-600);

 набор камер деления различных геометрических размеров с широким набором делящихся изотопов, позволяющий проводить измерения распределений скоростей реакций и спектральных индексов в активной зоне, отражателе и защите реактора;

– широкий набор образцов для осцилляторных измерений в холодном и горячем (до 600 °C) состояниях;

- набор фольг и образцов для нейтронно-активационного анализа;

 – различные источники нейтронного, гамма- и других видов радиоактивного излучения и регистрирующие приборы;

- системы регистрации излучений различных типов.

Возможные типы критсборок на стендах БФС:

- модели быстрых реакторов;

- модели реакторов с другим спектром нейтронов;

 – бенчмарки для тестирования нейтронных данных по новым материалам для активных зон;

- бенчмарки для обоснования ядерной безопасности;

 – бенчмарки для отработки методик измерений нейтронно-физических параметров.

# Направления исследований на критических стендах БФС и основные результаты до начала технического перевооружения

Начиная со второй половины 80-х годов работы на критических стендах БФС характеризуются тем, что наряду с широким кругом исследований по российским реакторам, выполненных на средства российских заказчиков, весьма значительные объемы работ были сделаны в рамках международного сотрудничества как через МНТЦ, так и на основе двухсторонних международных контрактов.

Для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем (проекты БН-800 и др.) основное внимание было уделено обоснованию характеристик активной зоны с натриевой полостью для создания приемлемой величины НПЭР (серия моделей реактора БН-800 и бенчмарков), моделированию аварийных ситуаций, измерению эффективности органов СУЗ:

БФС-44 (1981 г.) — первая модель БН-800, БФС-39 (1985 г.) — модель БН-1600.

– БФС-46, БФС-50, БФС-52 — гетерогенные зоны реакторов БН-800, БН-1600.

- БФС-54, БФС-56 — бенчмарки по проблеме натриевой полости.

БФС-66 (2002 г.) — вставка из нитридного топлива в центральной части ЗМО.

Последние годы — модели БН-800 с МОКС-топливом и гибридной зоной.

Начиная со сборки БФС-61 (1991 г.) (бенчмарк-модель быстрого реактора с нитридным смешанным топливом и свинцовым теплоносителем) была исследована серия сборок в обоснование проекта БРЕСТ:

- БФС-77 (1999 г.),

- БФС-64, БФС-95 (2002 г.).

Обоснование проекта реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР включало в себя бенчмарки БФС-85, БФС-87 (2000 г.) и модели СВБР — БФС-107 (2012 г.).

Что касается работ по другим типам реакторов, то среди них необходимо отметить:

– модель высокопоточного исследовательского реактора БРВ-150 (бенчмарк) — БФС-51 (1987 г.).

– бенчмарк-модель быстрого реактора, охлаждаемого водой и паром БФС-105 (2008 г.).

 оценочные эксперименты по возможности моделирования газотурбинного модульного графитового реактора (ГТ МГР) — БФС-91.

Что касается проблемы утилизации экс-оружейного плутония (в соответствии с соглашением РФ — США) на критстендах были проведены следующие работы:

 – для реактора БН-600 — обоснование гибридной зоны с МОКС-топливом на серии сборок БФС-62, БФС-66;

– для реакторов ВВЭР — серия сборок БФС-93 (обоснование использования МОКС-топлива);

 обоснование безопасности захоронения плутония в геологических формациях — БФС-79 (1999 г.), БФС-81 (1999 г.) (по контракту с США).

Проблема изучения нейтронно-физических характеристик зон с топливом в инертной матрице (без воспроизводящего материала) исследовалась на сборках:

- для быстрого реактора типа БН-800 — сборка БФС-58.

- для быстрого реактора с МОКС-топливом — сборка БФС-91-1.

- для реактора со смягченным нейтронным спектром — сборка БФС-91-2.

В связи с появившимися предложениями по использованию новых материалов в активных зонах были проведены бенчмарк-эксперименты:

 по металлическим плутониевым зонам — сборки БФС-55-1 и БФС-55-2 (до 40 % объемная доля циркония).

− по изучению компонентов стали в экранах — БФС-66 (9 вариантов аксиальных отражателей — Ni, Cr, Fe, Zr, U-мет., UO<sub>2</sub>).

Недостаточность экспериментальной информации по безопасности топливного цикла (контракты с США и Францией) потребовали изучения критических масс влажного МОКС-топлива — БФС-97, БФС-99 (8 вариантов).

В 2010 году стартовала федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010—2015 годов и на перспективу до 2020 года», в рамках которой был запланирован и выполнен широкий спектр исследований перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах, начиная от проектов исследовательских реакторов и реакторов малой мощности (МБИР, СВБР-100) и заканчивая коммерческими реакторами большой мощности (БН-1200 и БРЕСТ-1200) [7]. И для всех новых проектов предполагалось изучение нейтроннофизических характеристик активных зон реакторов в экспериментах на критически стендах БФС. Остановимся на некоторых из них немного подробнее.

МБИР. Технический проект исследовательского реактора МБИР в качестве стартовой предлагал активную зону с ТВС из МОКС-топлива, стальным экраном и BPX с борной защитой, центральным петлевым каналом, двумя периферийными петлевыми каналами, тремя экспериментальными каналами, двенадцатью материаловедческими сборками, а также системой СУЗ с рабочими органами из карбида высокообогащённого и естественного бора. Таким образом, даже из этого краткого описания видно, что активная зона реактора МБИР обладает существенной особенностью, которая в опыте разработок быстрых реакторов до сих пор не встречалась: в ней на три топливных сборки приходится одна сборка без топлива. Другой важной особенностью этой активной зоны является неопределенность содержимого экспериментальных ячеек. В них могут быть размещены конструкционные и топливные материалы, теплоносители, поглотители, и т. д. Поэтому возникла необходимость верификации программ для расчета подобных активных зон. Конструкция БФС и набор имеющихся материалов позволяет воспроизвести материальный состав активной зоны, конструкцию бокового экрана и первичной защиты реактора МБИР. Экспериментальные исследования на модели активной зоны МБИР на критическом стенде БФС-1 были проведены в два этапа. В первой серии измерений исследовалось состояние реактора в начале цикла, когда компенсаторы

реактивности частично погружены в активную зону (критическая сборка БФС-111-1). На втором этапе исследовалась критическая сборка БФС-111-2, моделирующая состояние МБИР в конце цикла, когда компенсаторы реактивности выведены из активной зоны. При этом геометрические размеры активных зон этих двух сборок были выдержаны одинаковыми.

СВБР-100. Разработка технического проекта реактора СВБР-100 со свинцово-висмутовым теплоносителем, с урановой активной зоной, внутренним проточным свинцово-висмутовым боковым экраном, внешним стальным экраном и защитой из карбида бора, а также кластерными стержнями СУЗ из карбида высокообогащённого бора потребовало дополнительного, более глубокого обоснования физических характеристик и обоснования погрешностей расчетных кодов. Исследования были проведены по двум направлениям. Сначала на критическом стенде БФС-1 была собрана упрощенная бенчмарк-модель СВБР-100 (критическая сборка БФС-71-1) и проведены исследования по обоснованию его физических характеристик, необходимых для уточнения константной составляющей расчетов. Затем на БФС-2 были собраны полномасштабные модели активной зоны реактора в начале и конце цикла (критические сборки БФС-80-1 и БФС-80-2), на которых получены экспериментальные данные, необходимые для верификации расчетов проектных характеристик активной зоны реактора.

БРЕСТ ОД-300. До завершения работ по техническому перевооружению на ККС БФС в наличии было не более полутонны блочков мононитрида обедненного урана, что недостаточно для полномасштабного моделирования реактора БРЕСТ. Поэтому сначала были проведены предварительные эксперименты на бенчмарк-моделях, близких по составу и спектральным характеристикам к моделируемому реактору. На этих моделях были выполнены исследования для верификации расчетных кодов и нейтронных данных, разрабатываемых в рамках ФЦП ЯЭНП для реакторных установок с жидкометаллическим (свинцовым) теплоносителем и нитридным топливом Исследования проводились в два этапа. На первом исследовалась модель (критсборка БФС-111-1А), состоящая из двух подзон — центральной, с оксидным уран-плутониевым топливом, и драйверной, с оксидным урановым топливом. На втором этапе исследовалась критсборка БФС-111-1В, состоящая из трех подзон — центральной (с нитридным уран-плутониевым топливом), средней (с оксидным уран-плутониевым топливом) и драйверной (с оксидным урановым топливом). На критсборке БФС-111-1С был исследован эффект изменения плутониевого вектора в центральной вставке, который заключался в замене блочков низкофонового плутония в топливных стержнях центральной подзоны на блочки высокофонового плутония при сохранении общей композиции топливных стержней этой подзоны.

Нейтронно-физические характеристики, исследованные на критических стендах БФС для различных критических сборок за весь период из эксплуатации, представлены в таблице П1 приложения.

## Опыт международного сотрудничества

Критические стенды БФС-1 и БФС-2 начиная с 90-х годов достаточно интенсивно использовались в международном сотрудничестве (в рамках двухсторонних контрактов):

– Франция, СЕА. Сборки БФС-67, БФС-69, БФС-71 (до 14 % Np в топливе, различное содержание Pu) [8];

– КНР, моделирование реактора CEFR — БФС-65 (1992 г.), БФС-83 (2000 г.);

– США — утилизация экс-оружейного плутония, создание систем физической защиты, учета и контроля ЯМ на БФС;

– Япония — бенчмарки по натриевой полости, гибридная зона реактора Б H-600;

– Республика Корея — модели различных вариантов реактора КАЛИМЕР — БФС-73, БФС-75, БФС-76 [9];

- Индия — серия сборок БФС-24, анализ результатов.

Был выполнен ряд совместных экспериментов, а также проведены оценки экспериментов, выполненных ранее:

 с Францией и Японией — измерение эффективной доли запаздывающих нейтронов на различных сборках;

 с Францией и другими участниками проекта — измерение скоростей реакций камерами делений на критическом стенде МАЗУРКА;

 с Францией и США — измерение реактивности в условиях сильного влияния пространственных эффектов;

- контракты МНТЦ (более 15 сборок);

 международный проект по оценке бенчмарк-критических экспериментов (12 сборок, 43 конфигурации);

 международный проект по оценке реакторных экспериментов (11 сборок, 43 конфигурации);

– международные эксперименты по сравнению методик измерений реакторных параметров (зарубежные участники — Япония, Франция, критические сборки, кроме БФС, МАЗУРКА, FCA).

В рамках российско-американской программы по учету, контролю и физической защите ядерных материалов с 1994 г. по настоящее время проводится большая работа по усовершенствованию безопасности обращения с ядерными материалами и работы БФС в целом. Отработана и внедрена технология нанесения уникальной маркировки учетных единиц с ядерным материалами, позволяющая вести непрерывный контроль учетных единиц с использованием компьютерных технологий. Для этого используется определитель наличия ЯМ в учетной единице, скомбинированный со считывателем — идентификатором учетной единицы, передачей информации в компьютерную базу данных в режиме реального времени, что позволяет существенно снизить влияние человеческого фактора. Внедрены технологии, позволяющие не только автоматически идентифицировать учетные единицы (баркодовые считыватели идентификационного номера с передачей в компьютерную базу данных), но и проводить одновременно проверочные измерения определенного набора характеристик ядерного материала в учетной единице.

Для обеспечения повышенного уровня безопасности вокруг комплекса зданий, включая здания БФС, был организован так называемый остров повышенной безопасности с набором технических мер и средств физической защиты.

В последние десятилетие работы в рамках международного сотрудничества обрели второе дыхание.

### KAERI, Республика Корея

На критических сборках БФС был проведен ряд экспериментальных программ по моделированию Корейского быстрого реактора-выжигателя актинидов SFR с металлическим топливом (уран-циркониевый или уран-плутоний-циркониевый сплав) и натриевым теплоносителем в диапазоне мощностей от 100 до 300 Мвт (эл). Это были полномасштабные модели активных зон реакторов SFR-300 (БФС-76), SFR-100 (БФС-109), PGSFR (БФС-84). Поскольку для реакторов с металлическим топливом существены реактивностные эффекты от температурного расширения активной зоны, то в стандартную программу измерений дополнительно были включены измерения эффектов реактивности за счет аксиального и радиального расширения активной зоны. Эффект температурного расширения по высоте и радиусу активной зоны так же, как и плотностной эффект реактивности теплоносителя, моделировался добавлением стальных колец в ячейки активной зоны. Кроме того, были измерены спектральные индексы минорных актинидов: нептуния, америция и кюрия. Полученный обширный экспериментальный материал был использован корейской стороной для обоснования (лицензирования) дизайн-проекта реакторной установки PGSFR.

# СЕА, Республика Франция

Выполнен цикл работ в рамках рабочего соглашения по вопросам физики активной зоны быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Был собран ряд критических сборок, моделирующих активную зону с MOKC-топливом со спектральными характеристиками, близкими к таковым в реакторах ASTRID и БH-1200, для последующей оптимизации активных зон с точки зрения величины натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). Целью исследований стало получение экспериментальных данных, которые позволили бы расширить область обоснованного применения расчетных кодов, используемых для проектирования будущих быстрых реакторов. Это интегральные натриевые быстрые реакторы большой мощности с плутониевым топливом и высоким воспроизводством, со стальными боковыми экранами и низким (даже отрицательным) НПЭР. Особый интерес представляют уплощенные активные зоны (отношение высоты к диаметру активной зоны < 0,35) с низким соотношением объемных долей натрия и топлива, с натриевой полостью, расположенной непосредственно над топливным столбом, с аксиальной гетерогенностью, в которой чередуются области топлива и воспроизводства. По своей сути все эти сборки являются

бенчмарками с простой однозонной или двузонной активной зоной. Две из них (БФС-82-2 и БФС-82-3), собранные на стенде БФС-2, представляли собой бенчмарк-модели активной зоны, центральная часть которой моделировала МОКС-топливо и окружалась драйверной зоной из оксида урана. На них отрабатывались методические аспекты проведения и анализа экспериментов. Третья сборка была собрана на критическом стенде БФС-1 и представляла собой однозонный бенчмарк реактора ASTRID с МОКС-топливом в нескольких вариантах (БФС-115-1, БФС-115-2 и БФС-115-3) с изменением размеров натриевой полости, а также введением и смещением аксиальной прослойки из оксида обедненного урана. Если БФС-115-1 считать базовым вариантом активной зоны с прослойкой, то на БФС-115-2 прослойка была смещена вниз, а на БФС-115-3 прослойка утолщена. На этой серии критических сборок проведена наиболее обширная программа экспериментов, включавшая в себя измерения локальных НПЭР по радиусу и высоте активной зоны, аксиальных распределений скоростей реакций деления основных делящихся и воспроизводящих изотопов, реакций захвата на боре, аксиальные распределения ценности нейтронов деления, спектральные индексы, эффективность борного поглотителя в центре активной зоны. Четвертая сборка, которую еще предстоит собрать, будет представлять собой однозонный бенчмарк активной зоны peaktopa ASTRID без воспроизводящей прослойки.

# СІАЕ, Китайская народная республика

Приоритетной задачей для КНР является пуск реактора CEFR с активной зоной, полностью загруженной MOKC-топливом, с основанным на этом опыте последующим строительством реактора CEFR-600 (также на MOKC-топливе), планирующегося как демонстрационный реактор промышленной мощности. Модель активной зоны CEFR была собрана на БФС-1. Исследования были проведены для двух полномасштабных моделей активной зоны: на начало цикла (БФС-119-1) и на конец цикла (БФС-119-2).

# Реконструкция и техническое перевооружение ККС БФС

Полувековая успешная работа критических стендов БФС-1 и БФС-2 потребовала их технического перевооружения, которое и было проведено в рамках ФЦП ЯЭНП в 2012–2016 годах. Основными задачами работ являлись:

 модернизация здания установки БФС (включая хранилище ядерных материалов) и инженерных систем критических стендов;

 изготовление дополнительного количества ядерных и конструкционных материалов, поглотителей и материалов теплоносителей;

- модернизация и замена аппаратуры для научных исследований.

Что касается инженерных систем критстендов, то в первую очередь необходимо упомянуть аппаратуру СУЗ (полная замена на новые комплекты оборудования), модернизацию системы учета и контроля ядерных материалов (СУиК ЯМ), системы физической защиты ЯМ, замену разветвленной системы радиационного контроля, систем САС СЦР, систем вентиляции и спецканализации. Необходимость создания моделей быстрых реакторов нового поколения (как полномасштабных сборок, так и бенчмарков различных типов) потребовала изготовления значительного количества блочков различных материалов в герметичной зачехловке:

из металлического плутония (в дополнение к уже имевшемуся количеству);

- из нитрида урана;

- из обогащенного (по изотопу бор-10) карбида бора;

- из металлического натрия (дополнительно 100 тысяч штук).

Эти новые блочки дают возможность моделировать практически любые активные зоны нового поколения, с любыми видами топлива, любыми теплоносителями и различными системами стержней СУЗ.

В задачу технического перевооружения критстендов входила также модернизация измерительной аппаратуры, с помощью которой проводятся исследования на изучаемых сборках.

После завершения работ по модернизации и техническому перевооружению критические стенды БФС позволяют выполнять эксперименты по обоснованию нейтронно-физических параметров быстрых реакторов нового поколения:

полномасштабное моделирование больших быстрых реакторов (типа БН-1200, БРЕСТ-1200);

- с различными видами топлива (оксид, нитрид, металл, карбид и т. д.);

- с различными теплоносителями (натрий свинец, свинец-висмут).

Конструкция критических стендов и имеющийся набор материалов позволяют изучать модели реакторов и с другими нейтронными спектрами, вплоть до тепловых.

# Перспективы использования ККС БФС в 2020-2025 годах

В настоящее время, в связи с завершением технического перевооружения ККС БФС и существенным расширением экспериментальных возможностей, начаты работы по моделированию активной зоны реактора БН-800 с МОКС-топливом в рамках договора с Концерном «Росэнергоатом». Работы планируется завершить в 2020 году.

В связи с началом реализации комплексной программы «Развитие атомной науки, техники и технологий» до 2024 года на ККС БФС предстоит выполнить широкий круг исследований по полномасштабному моделированию характеристик активных зон реакторов БРЕСТ ОД-300 на плотном смешанном уран-плутониевом нитридном топливе (СНУП), БН-1200 как на СНУП, так и на МОКС топливе. При этом предполагается изучение новых — «плоских» — конфигураций активных зон с аксиальной прослойкой из воспроизводящего материала и т. д.

В рамках этой же комплексной программы будет выполняться моделирование и обоснование нейтронно-физических характеристик перспективного реактора ВВЭР на сверхкритических параметрах. Предполагается также выполнение работ по обоснованию ядерной безопасности быстрого реактора с натриевым теплоносителем при тяжелых запроектных авариях, а также выполнение целого ряда международных контрактов.

#### Заключение

ККС БФС, включающий два критических стенда для моделирования быстрых реакторов с активными зонами различных размеров, не имеет мировых аналогов уже потому, что все зарубежные аналоги выведены из эксплуатации. Проведенное техническое перевооружение открыло новый жизненный этап этих связанный прежде всего с экспериментальным обоснованием стендов, нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов нового поколения. Имеющийся набор ядерных материалов позволяет моделировать активные зоны с различными видами топлива — металлическим, смешанным оксидным и нитридным, с добавлением МА, различными теплоносителями (натрий, свинец, свинец-висмут, вода и др.), различными материалами органов СУЗ, причем в полномасштабной геометрии. Стенды оснащены необходимыми вспомогательными системами и устройствами, оборудованием и приборами для проведения экспериментов. Методики измерений неоднократно верифицировались в совместных международных экспериментах с участием специалистов Франции, США, Японии.

Технические возможности стендов позволяют, наряду с активными зонами быстрых реакторов, создавать активные зоны и бенчмарки с другими спектральными характеристиками.

Уникальные возможности комплекса на протяжении многих лет успешно используются для международного сотрудничества — на основе двухсторонних контрактов (Франция, Китай, США, Республика Корея, Япония, Индия) или коллективных проектов (МНТЦ, NEA OECD).

Нельзя не отметить весьма ценный опыт обучения студентов и специалистов (в том числе из других стран) методикам реакторного эксперимента и связанных с эксплуатацией критстендов дополнительных измерений (набор критмассы, паспортизация критсборок, контролю и учету ядерных материалов).

# Список литературы

- 1. Правила ядерной безопасности РУ атомных станций НП-082-07. Ядерная и радиационная безопасность, 2008, №1(47).
- Ю.А. Казанский и др. Направления исследований на стендах БФС и основные результаты 1961—1985 гг. //«50 лет БФС» : материалы международной конф. «БФС-50», Обнинск, 28 февраля – 1 марта, 2012. Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2012. — С. 3–4.
- 3. Матвеенко И.П. и др. Направления исследований на стендах БФС и основные результаты 1986-2013 гг. // Там же. С. 7.

- Дж. Блейр Бриггс и др. БФС: вклад в деятельность научных сообществ в области физики реакторов, ядерной безопасности и ядерных данных // Там же. — С. 10–11.
- 5. Казанский Ю.А. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. М.: Атомиздат, 1977. 88 с.
- 6. Дулин В.А. Возмущение критичности реакторов и уточнение групповых констант. М.: Атомиздат, 1977. 88 с.
- Римпо Ж. и др. Необходимость реализации экспериментальной программы на БФС в обоснование перспективных быстрых реакторов //«50 лет БФС» : материалы международной конф. «БФС-50», Обнинск, 28 февраля – 1 марта, 2012. Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2012. — С. 24, 34.
- 8. Заетта А. Программа ASTRID и сотрудничество с Россией // Там же. С. 13-14.
- 9. Йо Дж.и др. Анализ критических сборок БФС с металлическим топливом в обоснование корейского быстрого натриевого реактора // Там же. — С. 27.

# ПРИЛОЖЕНИЕ

Таблица П1.

# Исследования, проведенные на критических стендах БФС

рки	ации	кина	н	Экспериментальные исследования											
Номер критсбо	Индекс модифик критсборки	Время выполно работ	Объект моделирования	$\mathrm{K}_{\mathrm{s}\mathrm{d}\mathrm{d}}$	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	IŢĶP	MA	$\beta_{ m ab} _{\phi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
БФС	-1							1							
1		1961	БФС-1	+											
3		1962		+	+			+	+				+	+	
8	А	1963	OF	+										+	
9	А	1963	соорка	+	+			+	+						
10	AFR	1963	све	-	Т										
10	л, D, D	1963		+ +	+ +		+	+	+					+	
12		1963		+	+		1	+	+			+			
	1 2 5	1963-							•						
14	-1, 2-7	1964	БОР-60	+	+		+	+	+					+	
15	1 2 2 4	1064	ОК-500												
15	-1,2,3A	1904	(БН-250)	т	т		т	т	т				т	т	
16	-1	1965	БН-350	+	+		+	+	+	+		+	+	+	
17	-1, 10	1966- 1967	БН-350	+	+		+					+	+		
16	-1, 2, 3	1967	БН-350	+	+			+				+	+		
18	-1, 2, 3	1968	ИБР-2	+	+									+	
20	-1	1968	ИБР-2	+	+			+	+					+	
21		1968	БОР	+	+	+	+	+	+	+					8
22		1968	БН-350	+	+	+	+	+	+				+	+	
23		1970	Вставка с Ри (вф)	+	+				+			+			
25		1970	Вставка с Ри (нф)	+											
26	-1, 2, 3	1971	Микрот- рон	+	+			+	+				+		3,6
27	-1, 2	1972		+				+	+				+		
	-, -		SCHERZ												
33	-1, 2, 3		O-UO <sub>2</sub> -	+				+							
			740												
35	-1, 2, 3	1974	SCHERZ O –U-556	+				+							

18

								111	одо	JIMU	nne	140	лиц	DI III.		
фикации	лнения	вин	Экспериментальные исследования													
Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	Кэфф	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	цкр	MA	թэфф	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее		
А-1, Б- 1	1980- 1982	ЗМО БН- 600	+		+		+	+								
-1	1985	ЗМО БН- 600	+			+										
-1, 2, 3, 4		МОХ с замедли- телем	+													
-1	1987	БРВ-150	+	+		+	+									
-1,1H, 2, 3	1986	Гибрид металл- окись	+	+	+	+	+							1,7		
-1, 1A, 2	1987- 1989	U-Pu мет + Zr + Th экр	+	+	+	+	+	+		+	+			1,2,5		
	1989	ВВЭР – тесные – U	+	+		+	+	+			+	+		1,3		
	1990	ВВЭР – тесные — Ри	+	+			+	+		+				1		
-0,1,2	1990	Рb — бенчмарк	+	+			+	+	+	+	+	+				
-1,2,3	1992	гетеро-	+	+	+	+				+				3		

Номер критсборки

45

47

49

51

53

55

57

59

61

63

65

67

69

71

73

-1,2,3

-1,2,3,

3Б

-1,2

-1

-1

# Продолжение таблицы П1

генность

 $^{+}$ 

+

 $^+$ 

+

+

+

 $^+$  $^+$  $^+$  $^+$  $^+$ +

 $^+$  $^+$ ++++

+

++

++++++

+

+

 $^+$ 

+

+++++

CEFR

SUPER-

PHENIX

CAPRA

57 % Pu

KALIMER

1992-

1993

1994-

1995

1995

1996-

1997

1997

сборки	ИІ	лнения	вин			Эк	спер	имен	нталі	ьные	исс.	педо	вани	я	
Номер крит	Индекс модификаці коитсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	$\mathrm{K}_{\mathrm{d} \mathrm{d} \mathrm{d}}$	ЯПОЛЯ	d€∐H	CJ3	Индексы	ЦКР	WA	$\phi_{\phi\phi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
75	-1	1999	KALIMER	+	+	+	+	+	+	+		+			
77	-1	1999	БРЕСТ- 300	+		+ *		+	+	+					
79	-1,2-5	1999	Захоро- нение отходов	+	+				+						
81	-1,2-5	1999	Захоро- нение отходов	+	+			+	+						
83	-1	2000	CEFR	+											
83	-2	2000		+											
83	-3	2000		+	+	+	+								
85	-1,2	2000	Рb-Ві бенчмарк U	+	+			+							
87	-1	2000	Рb-Bi бенчмарк Pu	+	+			+			+				
87	-2	2000		+	+			+							
89	-1,2, 2A,3	2000	ППУ с ТЖМТ ROX-	+	+	+ *	+		+						1
91	-1,2,3	2001	топливо, ГТ-МГР	+				+	+	+		+			
93	-1,2-6	2002	МОХ в ВВЭР	+	+			+	+						
95	-1,2	2002- 2003	БРЕСТ- 300	+	+	+ *	+	+	+	+	+				
97	-1,2-4	2004	МОХ- процесс	+	+			+		+	+				
99	-1,2	2004	МОХ- процесс	+	+			+		+	+				
101	M-1,2 2A,3	2005	МОХ- процесс МОХ-	+	+			+							9
103	-1,2,3	2005- 2006	12,5%, KBA~ 0,8-1,1	+		+	+	+	+	+					

сборки	гсборки ификации олнения		ВИН			Эк	спер	имен	таль	ыные	иссл	іедо	вани	я	
Номер крит	Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	${ m K}_{ m a \phi \phi}$	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	ЦКР	MA	$\beta_{a\varphi\varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
105	-1,2,3, 3A	2008	Ри-НФ, вариация спектра	+			+	+	+	+					15
107	-1	2011	СВБР	+	+		+	+	+		+				14
109	-2A	2012	SFR	+	+	+	+	+	+	+	+	+			13
111	-1,2	2013	мбир	+	+		+	+							12
113	-1,1А, 1Б,1С	2013- 2014	БРЕСТ- ОД-300. UO <sub>2</sub> +Pu UN+Pu	+	+	+ *	+	+							9, 11
115	-1,2,3	2014	ASTRID	+	+	+	+	+							10
119	-1,2	2019	CEFR	+	+	+ *	+	+			+		+		9
БФС	-2														
24	-1,2-16	1971	БН-600	+	+		+								4
29	1,2-5	1973- 1975		+	+		+	+	+				+		1, 20, 21
31	-1,2,3	1974	Зона с топливом Ри-UO <sub>2</sub> и К- беск.=1	+	+			+							17
34	-0,1	1975	Натрие- вый быстрый реактор с топливом из UO <sub>2</sub>	+	+	+	+	+	+					+	1, 7, 24

21

сборки	фикации	кинения	вин			Эк	спері	имен	таль	ные	иссл	едон	зани	я	
Номер крит	Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	$K_{3\varphi\varphi}$	Поля	dCIIH	CV3	Индексы	ILIKP	MA	$eta_{a \varphi \varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
39	-1	1977- 1979		+	+	+	+	+	+						4, 17, 20, 22, 23
44		1979	БН-800 с топли- вом Ри- UO <sub>2</sub>	+	+	+	+	+	+					+	1, 17,1 8–19
46		1981	БН-1600 с гетерог. Ри актив- ной зоной	+	+			+							
48	-1,2-4		Непол- номасш- табная модель БН-800 БН-800,	+	+		+								
50	-1,2-5		UO <sub>2</sub> , PuO <sub>2</sub> , аксиаль- ная гетеро- генность	+	+	+	+	+	+						1, 5
52	-1		БН-800, UO <sub>2</sub> , радиал. гетеро- ген- ность	+	+		+	+	+				+		3, 6, 7

сборки	фикаци	лнения	вин			Экс	пері	имен	таль	ные	иссл	едон	зания	я	
Номер крит	Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	${ m K}_{ m 3 dp dp}$	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	IţKP	MA	$\beta_{a\varphi\varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
52	-2,V, V/1-2, B, B/2, B/2 (M)	1988- 1990		+	+	+	+	+	+					+	8
54	-1,2-4	1990- 1992	БН-800 с Ри (ВФ) +Na полость	+	+	+	+	+	+			+			1, 3, 8
56	-1,1А, 1Б	1992	БН-800, MOX, CBУT, Na полость БН-800.	+	+	+		+	+	+					1,16
58	-1, 1И, 2-4	1993- 1997	Na по- лость, Ри топливо (без U), СВУТ	+	+	+	+	+	+	+				+	16
60	-1,2	1997- 1998	Реактор- выжига- тель Ри и МА	+	+	+	+	+	+	+					15
62	-1,2-6	1999- 2002	Гибридн ая зона БН-600	+	+	+	+	+	+			+			
64	-1	2002	БРЕСТ- ОД-300	+	+	+ *	+	+		+			+		7, 12
66	-1, Б, 2, 2А, 3, 3А	2003- 2006	БН-600, MOX- топливо	+	+	+	+	+	+			+			

сборки	фикации	Время выполнения работ	вин			Эк	спері	имен	таль	ные	иссл	едоі	зани	я	
Номер критс	Индекс моди критсборки		Объект моделирова	${ m K}_{ m a \phi \phi}$	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	ЦКР	MA	$\beta_{a \varphi \varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
68	-1,2-4	2006	БН-600, частич- ное модели- рование	+	+			+					+		
70	-1,2	2007	БН-600	+			+								14
72	-1,2,3, 3A,4	2008	БН-800	+	+	+	+	+		+					
74	-1,2	2009	БН-800	+	+										6, 8, 13
76	-1,1A	2010- 2011	SFR	+	+	+	+	+	+	+	+				11
78	-1	2011	Гибридн ая зона БН-800	+	+	+	+	+							
80	-1,2	2012	СВБР- 100	+	+		+	+					+		
82	-1,2,3	2012- 2013	Бенчмарк и БН и ASTRID	+	+	+	+	+							9
84	-1	2015	PGSFR	+	+	+	+	+			+				10, 11

# Продолжение таблицы П1.

# Пояснения к таблице

К индексам относятся отношения скоростей реакций деления, характеризующие спектр нейтронов (F238/F235, C238/F235, F239/F235, C<sup>Au</sup>/F235, A<sup>Li-6</sup>/F235 и др.).

Обозначения в крайнем правом столбце таблицы:

\* — пустотный эффект реактивности тяжелометаллического теплоносителя

- 1 реактивность водорода
- 2 распределение реакции Al  $(n, \alpha)$

- 3 ценность нейтронов
- 4 декремент затухания мгновенных нейтронов
- 5 время жизни мгновенных нейтронов
- 6 подкритическое состояние
- 7 реактивность борной кислоты
- 8 эксперименты по защите
- 9 замена ТС<sup>Ри</sup> на ТС<sup>U</sup>
- 10 распределение ЦНД
- 11 плутониевый вектор
- 12 распределение эффективности стержней по радиусу
- 13 эффект реактивности температурного удлинения ТС
- 14 эффект замены стержней Pb-Bi отражателя на стержни стального отражателя
- 15 методические работы по реактиметру
- 16 эффективность реальных топливных сборок БН-800 со СВУТ
- 17 реактивность ячейки
- 18 реактивность AlN(14,15)
- 19 измерение уровней подкритичности
- 20 изучение эффектов малой гетерогенности
- 21 реактивность урана разного обогащения
- 22 изучение эффекта цилиндризации зоны
- 23 эффективность пакетов БН-600
- 24 эффективность стержней-ловушек.

# Особенности активных зон перспективных быстрых натриевых реакторов

# Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев

В развитии быстрых энергетических реакторов России можно проследить несколько этапов. На первом из них предполагалось интенсивное развитие ядерной энергетики при дефиците природного урана, и задачей быстрых реакторов было обеспечение этого развития плутонием [1–4]. Соответственно, быстрые реакторы должны были иметь короткое время удвоения, что достигалось за счет высокого избыточного воспроизводства, высокой теплонапряженности топлива при короткой кампании. Типичным представителем таких реакторов являлся БН-600 [5].

Чернобыльская авария поменяла вектор развития ядерной энергетики. Надежды на интенсивное развитие не оправдались, а основной задачей быстрых реакторов стало достижение конкурентоспособности в сравнении с тепловыми реакторами при максимальном обеспечении безопасности, в т. ч. в запроектных и постулируемых авариях. В соответствии с новой задачей были изменены и правила ядерной безопасности. В результате одной из важнейших характеристик таких реакторов стал пустотный эффект реактивности, который не должен иметь положительных значений<sup>\*</sup>. Для удовлетворения этим требованиям активная зона проектируемого в то время БН-800 была существенным образом изменена. В частности, был удален верхний торцевой экран (вместо него размещена натриевая полость — заполненное натрием пространство чехловой трубы, а высота активной зоны была уменьшена до 85–90 см [6–9]. Эти изменения привели к существенной потере в коэффициенте воспроизводства. Представителем реакторов этого поколения является БН-800 [10].

Заметим, что БН-600 (с существующей сегодня активной зоной) не может быть переведен на полную загрузку МОКС топливом из-за большого положительного НПЭР. Поэтому он «обречен» работать на топливе урановом, на котором НПЭР отрицателен.

Сегодняшний этап развития быстрых реакторов можно охарактеризовать не только повышенным вниманием к их конкурентоспособности: снижению капитальных затрат на сооружение, повышению топливной экономичности, увеличению КИУМ [11] и др., но также и к способности реакторов эффективно работать в двухкомпонентной системе ядерной энергетики и решать проблемы связанные с минимизацией ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, сокращением потребления природного урана в ядерно-энергетической системе, трансмутацией минорных актинидов и т. д.

<sup>&</sup>lt;sup>\*</sup> В действующих правилах ядерной безопасности НП-082-07 нет требования иметь непременно отрицательное значение НПЭР. Требуется обоснование безопасности реактора, в т. ч. в запроектных авариях. Исследования показали, что при НПЭР ниже +0.5% Δk/k реактор сохраняет безопасность, но при НПЭР выше +1.5% Δk/k в запроектной аварии активная зона разрушается [25].

# Модернизация БН-600 для повышения конкурентоспособности

Стремление к повышению топливной экономичности быстрых реакторов не ограничивается разработкой нового реактора, а касается и реакторов действующих (БН-600 и БН-800). Особенностью оксидного (УОКС и МОКС) топлива является его пластичность при высоких температурах под облучением, оно не вызывает значительных напряжений и коррозионных повреждений в оболочке твэл. Поэтому ограничивающим фактором работоспособности твэл с таким топливом является не выгорание, а деградация свойств оболочечной стали под облучением [12].

Первым шагом по увеличению длительности кампании топлива (т. е. повышению его выгорания и снижению его годового расхода) является переход на радиационно-стойкую оболочечную сталь ЭК164 [12]. В отличие от ЧС68, она допускает повреждающую дозу не 86–87 сна, а 110–120 сна, т. е. при прочих равных условиях позволяет увеличить кампанию и выгорание топлива на 25–35%. Экспериментальные сборки с этой сталью давно облучаются в БН-600 и БН-800. В настоящее время БН-600 переведен на штатные ТВС с оболочечной сталью ЭК164.

Но одной лишь замены оболочечной стали на радиационно стойкую ЭК164 для увеличения кампании недостаточно, необходима модернизация активной зоны, и причин этому несколько:

– сталь ЭК-164 имеет более высокое содержание никеля, который отличается сильным поглощением нейтронов, следствием чего является снижение запаса реактивности реактора на  $0,2-0,3\%\Delta k/k$ ;

– увеличение кампании приводит к большему выгоранию делящихся материалов и накоплению продуктов деления в топливе, которые поглощают нейтроны втрое сильнее, чем уран-238. Следствием этого опять же является еще более существенное снижение запаса реактивности.

– важен конкретный способ увеличения кампании: путем увеличения длительности микрокампаний при неизменной кратности перегрузок или путем увеличения кратности перегрузок без увеличения длительности микрокампаний. В первом случае снижение критичности реактора будет заметно большим, большей будет и потеря реактивности от выгорания, что усложнит ситуацию с выполнением баланса реактивности.

Кроме того, увеличение кампании приведет к увеличению разницы энерговыделений в свежезагруженном и выгоревшем топливе, что автоматически увеличивает максимальные значения энергонапряженности твэл и мощности ТВС и может привести к превышению их проектных ограничений. Увеличение кампании непременно приведет и к изменению распределения поля энерговыделения по активной зоне, что может дополнительно ухудшить ситуацию.

В случае реактора БН-600 модернизация активной зоны будет заключаться в изменении границ ЗСО–ЗБО и небольшом (допускаемым проектом) увеличении числа ТВС в активной зоне. Обогащение урана в топливных зонах не меняется. В результате длительность кампании БН-600 может быть увеличена до 800 эфф. сут [13], а длительность микрокампании до 200 эфф. сут при сохранении четырех-кратной перегрузки. С балансом реактивности в БН-600 проблем не возникает:

благодаря особенностям стартовой активной зоны<sup>\*</sup> у этого реактора большой запас реактивности на стержнях СУЗ [14].

### Модернизация БН-800 для повышения конкурентоспособности

Переход на оболочечную сталь ЭК164 в ближайшее время начнется и на реакторе БН-800 [10]. Это также позволит увеличить длительность кампании топлива, но с увеличением кратности перегрузок. Если сегодняшняя активная зона работает с кампанией 3×155 эфф. сут [13], то сталь ЧС68 позволит перейти на кампанию 4×145 эфф. сут. В отличие от БН-600, увеличить длительность микрокампаний в БН-800 невозможно, что опять же связано с историей его разработки. Первоначально высота активной зоны этого реактора по проекту составляла 100 см, однако ее уменьшение до 90 см (для снижения НПЭР) привело к уменьшению эффективности системы СУЗ, которая и ограничивает длительность микрокампании.

Что касается модернизации активной зоны БН-800, то для компенсации потери запаса реактивности в ней вполне можно обойтись увеличением содержания плутония в МОКС-топливе (в БН-600 менять обогащение урана не допускалось). В то же время для компенсации превышения проектных пределов энергонапряженности твэл и мощности ТВС (как и в БН-600) придется расширять активную зону.

Для дальнейшего увеличения топливной экономичности быстрых реакторов рассматриваются различные способы, такие как переход на нераспухающие ферритно-мартенситные и дисперсно-упрочненные оксидами (ДУО) стали [15], а также переход на гетерогенную компоновку активной зоны, в которой предполагается наличие прослойки из двуокиси обедненного урана. Однако с нераспухающими сталями пока не все ясно: ферритно-мартенситные стали не выдерживают температуру 710 °C, которая достигается в БН-600 и БН-800, а ДУО стали пока находятся на уровне лабораторных испытаний. Поэтому единственно возможным на ближайшее время представляется переход на гетерогенную компоновку активной зоны.

#### Разработка коммерческого быстрого реактора большой мощности

При формировании концепции конкурентоспособного коммерческого быстрого реактора сначала возникла проблема выбора мощности установки. Очевидно, что для снижения удельных затрат на сооружение и эксплуатацию выгодно увеличивать мощность, поэтому ранее для коммерческого быстрого реактора рассматривались мощности 1600 и 1800 МВт (эл.). Однако после анализа возможностей транспортабельности основного оборудования и возможностей в энергосистему от больших мощностей пришлось отказаться. Выбор был остановлен на уровне мощности 1200 МВт (эл.), которая

<sup>\*</sup> Активная зона БН-600 на начальном этапе эксплуатации отличалась малой высотой топливного столба (75 см) и очень высокой теплонапряженностью твэл, из-за чего возникали разгерметизации твэл. При последующих модернизациях высота активной зоны была увеличена до 103 см, теплонапряженность твэл снизилась, их разгерметизации прекратились. Эффективность СУЗ при увеличении высоты активной зоны возросла почти вдвое.

допускает железнодорожную транспортировку основного оборудования и может быть встроена в существующие электросети [16–23].

По сравнению с БН-600 и БН-800, в РУ БН-1200 за счет отказа от ряда элементов РУ и оптимизации конструкции и расположения других элементов достигнуто полуторакратное снижение металлоемкости. Для обеспечения топливной экономичности такого реактора был выбран максимально «толстый» твэл — 9,3 мм, на котором можно получить заявленную мощность в выбранных размерах реактора [11].

Выбор большого диаметра твэл — это самый короткий путь к обеспечению топливной экономичности реактора, что связано с тем, что толстые твэлы дольше «горят»: при одинаковом максимальном выгорании топлива длительность их кампании больше, а годовой расход твэл (в штуках) — меньше, чем твэлов малого диаметра. Это не дает снижения годового расхода топлива (в килограммах), экономия заключается в уменьшении годового расхода штучных изделий — твэлов и ТВС. При таком подходе топливная экономичность достигается исключительно за счет снижения годовых затрат на изготовление ТВС, которые составляют до половины стоимости топлива. Для сравнения, если кампания топлива в БН-600 составляет 2 года, то в БН-1200 — 4–5 лет, и соответственно, годовой расход элементов активной зоны в БН-1200 (на единицу мощности) будет в 2–2,5 раз меньше. Для увеличения длительности кампании в проект активной зоны БН-1200 изначально закладывается радиационно стойкая оболочечная сталь ЭК164 [16].

Естественно, в этом реакторе должны выполняться требования ядерной безопасности, поэтому высота топливного столба активной зоны ограничена 85 см, а вместо верхнего торцевого экрана расположена натриевая полость (как и в БН-800) [20–22].

Однако исследования показали, что в таком реакторе при гомогенном размещении топлива нельзя обеспечить ни годовую микрокампанию (из-за невозможности обеспечить выполнение баланса реактивности), ни пятилетнюю кампанию топлива (из-за превышения повреждающей дозы на оболочки твэл). В таком случае, чтобы довести кампанию реактора до заданного уровня, соответствующего коммерческому реактору, потребовалась модернизация активной зоны: в нее была введена аксиальная прослойка из диоксида обедненного урана [16], как и в БН-800. Аксиальная прослойка (как и любая другая внутренняя зона воспроизводства) приводит к необходимости увеличения массовой доли плутония в топливе (для поддержания критичности реактора) и, как следствие, к пропорциональному снижению нейтронного потока и радиационной повреждаемости оболочек твэл.

# Модернизация активной зоны коммерческого реактора

На первом этапе (до Чернобыльской аварии) в СССР и в мире рассматривалось множество различных гетерогенных компоновок активных зон [2, 3, 24]. В основном это были оксидно-металлические компоновки, и предназначались они для достижения высокого воспроизводства. Для решения поставленной задачи (увеличения длительности кампании топлива) была выбрана аксиальная прослойка из двуокиси обедненного урана. Выбор именно такой гетерогенности связан с

целым рядом преимуществ. Аксиальная прослойка вводится вблизи центральной плоскости активной зоны в область с максимальным потоком нейтронов, где она:

1) наиболее эффективна с точки зрения снижения нейтронного потока при повышении массовой доли плутония;

2) наиболее эффективна для снижения запаса реактивности на выгорание (в частности, снижение запаса реактивности на выгорание в БН-800 существенно улучшает ситуацию с эффективностью стержней СУЗ). При этом прослойка практически не влияет на саму эффективность систем СУЗ;

3) эффективно выравнивает поле тепловыделения в вертикальном направлении, и (при небольшом ее смещении вниз на 3–4 см) не меняет величины НПЭР;

4) оказывает стабилизирующее влияние на протекание запроектных аварий типа ULOF (экранирует нижнюю часть активной зоны от кипения натрия, где НПЭР резко положителен).

Заметим, что ранее аксиальная прослойка рассматривалась исключительно из металлического урана, поскольку он позволяет наиболее значительно увеличить воспроизводство. Однако в концепцию безопасного реактора металлическая прослойка не вписывается, поскольку она приводит к резкому росту положительного пустотного эффекта. Оксидная прослойка ранее вообще не рассматривалась, поскольку на величину коэффициента воспроизводства она практически не влияет.

Интерес к аксиальной прослойке вновь возник в 2010 г. в связи с необходимостью увеличения длительности интервала непрерывной работы между перегрузками (для обеспечения высокого КИУМ), причем к прослойке из оксида обедненного урана. За счет наработки плутония в наиболее ценной области активной зоны прослойка стабилизирует реактивность и почти вдвое уменьшает необходимый запас реактивности на выгорание. Этого достаточно для выполнения требований баланса реактивности в БН-1200 с годовым межперегрузочным интервалом. Однако, если эту прослойку располагать строго симметрично (в центральной плоскости активной зоны), то она приводит к росту НПЭР и, следовательно, противоречит требованиям безопасности.

Снизить величину НПЭР до допустимых значений позволяет небольшое смещение прослойки вниз на 3–5 см относительно центральной плоскости. Физически НПЭР представляет собой разность двух больших эффектов: увеличения доли пороговых делений на уране-238 при удалении натрия, и утечки нейтронов вверх (в натриевую полость). Прослойка из обедненного урана при любом ее положении вносит положительный вклад в НПЭР. Но ее смещение вниз приводит к росту нейтронного потока в верхней части активной зоны и, следовательно, к росту утечки вверх. За счет роста утечки и достигается снижение НПЭР.

Прослойка из оксида обедненного урана, оптимальная высота которой 20 см, имеет сравнительно низкое тепловыделение. Для того чтобы не превысить проектных ограничений по теплонапряженности топлива, суммарную высоту активной зоны с прослойкой необходимо увеличить на ~15 см. В результате высота топливного столба уменьшается на ~5 см. Трансформации активной зоны при введении в нее аксиальной прослойки схематически показаны на рис. 1.

Весьма важным условием перехода от гомогенной активной зоны к зоне с прослойкой является неизменность конструкции ТВС, при этом возможны следующие способы увеличения высоты активной зоны.

1. Сокращение натриевой полости. Технически это осуществимо, но приведет к сильному возрастанию НПЭР и потере самозащищенности реактора в запроектных авариях.

2. Уменьшение высоты верхней борной защиты в ТВС. Это также возможно, но потребует установки дополнительной защиты поворотных пробок и аварийных теплообменников.

В обоих случаях все РО СУЗ в верхнем положении окажутся частично погруженными в активную зону. Это требует изменения конструкций приводов СУЗ и серьезной переделки проекта РУ. Таким образом, увеличение высоты активной зоны за счет сокращения конструкций над ней следует признать нецелесообразным.

3. Уменьшение нижнего торцевого экрана. Это потребует обоснования радиационной стойкости нижнего напорного коллектора и, как следствие, организации его дополнительной защиты.

4. Сокращение высоты газосборников твэл. Это потребует обоснования работоспособности твэл с повышенным выгоранием топлива. Для БН-1200 высота газосборников изначально была выбрана с большим запасом, поэтому разработка такого обоснования не представляет особых сложностей.

Таким образом, наиболее приемлемым способом увеличения высоты активной представляется сокращение высоты газосборников твэл. Габариты твэл при этом не изменяются, верхняя граница активной зоны остается на том же уровне. Изменится лишь уровень нижней границы активной зоны относительно нижнего жесткого упора РО СУЗ: Концы РО СУЗ в своем нижнем положении будут располагаться на несколько см выше нижней границы топливного столба. На эффективности РО СУЗ это практически не скажется.



Рис. 1. Способы размещения аксиальной прослойки

# Влияние прослойки на поле тепловыделения

В активной зоне с прослойкой, расположенной в центральной плоскости активной зоны, нейтронный поток и энерговыделение в верхней части активной зоны снижены за счет частично погруженных компенсирующих и регулирующих стержней СУЗ и повышенной утечки нейтронов в натриевую полость (рис. 2).

Сдвиг прослойки вниз позволяет «симметризовать» вертикальное распределение энерговыделения в начале микрокампании и снизить его максимальное значение на ~5%. В конце микрокампании стержни КС извлекаются из активной зоны, и симметричность аксиального распределения энерговыделений по высоте топливной части ТВС несколько ухудшается. Однако, учитывая перераспределение мощности между топливной и воспроизводящими частями ТВС (увеличение вкладов в мощность аксиальной прослойки и торцевой зоны воспроизводства), максимальное энерговыделение будет меньшим, чем в случае свежего топлива.

Кроме того, прослойка оказывает стабилизирующее действие на интегральную мощность ТВС, которая за кампанию меняется всего на ~4 %, в то время как в активной зоне без прослойки — на 8–10 %.



*Рис. 2.* Вертикальное распределение энерговыделения в активной зоне с симметричной и смещенной прослойкой

#### Влияние прослойки на запас реактивности на выгорание топлива

Запас реактивности на выгорание топлива является одним из факторов, определяющих длительность интервала непрерывной работы реактора между перегрузками (микрокампании). По сравнению с гомогенной компоновкой, активная зона с аксиальной прослойкой позволяет почти в два раза снизить запас реактивности на выгорание топлива, что приводит к снижению максимального запаса реактивности на ~1%  $\Delta k/k$ . Это позволяет увеличить интервал работы реактора между перегрузками до 1 года (тем самым увеличить КИУМ до 0,9), и при этом гарантированно обеспечить выполнение нормативных требовании по балансу реактивности.

Снижение запаса реактивности на выгорание топлива при введении аксиальной прослойки обусловлено:

 размещением воспроизводящего материала в наиболее ценной центральной области активной зоны,

 – большей эффективной плотностью диоксида урана в аксиальной прослойке (по сравнению с плотностью смешанного уран-плутониевого топлива).

#### Использование аксиально прослойки в действующем реакторе БН-800

Влияние аксиальной прослойки на комплекс нейтронно-физических характеристик в БН-800 точно такое же, как и в БН-1200М. Она позволяет дополнительно увеличить кампанию топлива (на 25 %), снизить запас реактивности на выгорание и за счет этого увеличить длительность межперегрузочного интервала, тем самым увеличив КИУМ. Такая модернизация активной зоны БН-800 планируется, ведется облучение экспериментальных твэлов с прослойкой.

### Особенности активных зон перспективных быстрых реакторов

Из представленного материала видно, что активные зоны перспективных быстрых натриевых реакторов отличаются специфической компоновкой — большим диаметром (4,2 м) при малой высоте топливного столба (~0,8 м), причем столб топлива разделен аксиальной прослойкой (высотой 20 см) на две неравные части. Получается активная зона в виде двух соосных «блинов», расположенных друг над другом. Над топливным столбом вместо торцевого экрана располагается натриевая полость. За счет такой компоновки активной зоны одновременно достигается много различных целей: увеличение кампании и выгорания топлива на 20–25 %, уменьшение запаса реактивности на выгорание на ~1 %  $\Delta k/k$ , увеличение длительности межперегрузочного интервала и КИУМ, обеспечение безопасности в запроектных авариях, и др.

Подобных активных зон еще не встречалось, и к ним возникает ряд вопросов, в частности — по устойчивости нейтронного поля, как с точки зрения теории, так и экспериментального моделирования переходных процессов в такой активной зоне на стене БФС.

Неизбежным следствием такой компоновки является повышенная чувствительность нейтронного поля к различным возмущениям, например к положению стержней КС, особенно при нарушениях их штатного положения (при несанкционированном сбросе или подъеме одного стержня).

В этих условиях нейтронный контроль реактора с помощью одного блока детекторов (как это реализовано в БН-600 и БН-800) становится ненадежным, возможны ситуации, когда детекторы будут неправильно воспринимать изменение мощности. В таком реакторе необходимо иметь несколько детекторов, распределенных по периметру активной зоны (в БН-1200 предусмотрено 4 таких блока детекторов), и специальный алгоритм обработки их показаний.

### Заключение

Современные быстрые натриевые реакторы должны, с одной стороны, удовлетворять требованиям безопасности в проектных и запроектных авариях (в соответствии с требованиями GEN-IV), с другой — быть конкурентоспособными по сравнению с водяными реакторами и другими источниками энергии. В данной работе были рассмотрены способы трансформации активных зон действующих и проектируемых российских быстрых реакторов для удовлетворения этим требованиям.

Безопасность этих реакторов в проектных и запроектных авариях обеспечивается за счет отказа от верхнего торцевого экрана и его замены натриевой полостью, что позволяет снизить НПЭР и обеспечить ввод отрицательной реактивности при вскипании натрия. Такая трансформация активной зоны планируется в БН-800 и проектируемом БН-1200<sup>\*</sup>.

Повышение конкурентоспособности (за счет увеличения длительности кампании топлива и КИУМ) проектируемых и действующих реакторов обеспечивается за счет перехода на радиационно-стойкую оболочечную сталь ЭК164 (в настоящее время реализовано в БН-600, и готовится в БН-800), и перехода на активную зону с аксиальной прослойкой (планируется для БН-800, принято в проекте БН-1200М). Оба мероприятия требуют модернизации активной зоны. Каждое из этих мероприятий позволяет увеличить длительность кампании на 25%, а реализация обоих мероприятий (перехода на новую сталь и введение прослойки) — позволит увеличить кампанию и снизить потребление топлива более чем на 50%.

Увеличение кампании топлива (и его выгорания) при переходе на сталь ЭК164 приводит к росту накопления продуктов деления, которые поглощают нейтроны втрое сильнее, чем уран-238, и потере запаса реактивности. Для компенсации этой потери активная зона в БН-600 должна быть расширена на 18 ТВС, и должны быть изменены границы зон ЗСО–ЗБО. То же касается и БН-800, только вместо изменения границ зон в этом реакторе достаточно увеличения массовой доли плутония в топливе.

Аксиальная воспроизводящая прослойка из двуокиси обедненного урана также оказывается довольно эффективным инструментом повышения топливной

<sup>\*</sup> В БН-600 введение прослойки не планируется по многим причинам. В частности, в этом реакторе невозможен перевод активной зоны на МОКС топливо (с выполнением требований безопасности) без серьезных потерь в энерговыработке. Поэтому БН-600 «обречен» работать на урановом топливе, на котором не возникает проблем с положительным НПЭР.

экономичности быстрого реактора, поскольку снижает скорость накопления повреждающей дозы на оболочках твэл на 25%. Тем самым появляется дополнительная возможность увеличения кампании и выгорания топлива и снижения его годового расхода

При введении аксиальной прослойки не требуется расширения активной зоны, но необходимо изменение конструкции твэл и повышение массовой доли плутония в топливе.

Прослойка улучшает многие характеристики активной зоны: так, по сравнению с гомогенным вариантом она существенно снижает потерю реактивности от выгорания (и, следовательно, снижает максимальный запас реактивности) без потерь в эффективности СУЗ и превышения величины НПЭР. Тем самым это позволяет надежно обеспечить баланс реактивности реактора при учете неблагоприятного наложения погрешностей и неопределенностей, как это требуют Правила ядерной безопасности. Прослойка обеспечивает эффективное выравнивание аксиального распределения энерговыделений, поэтому расширение такой активной зоны не требуется. Более того, прослойка повышает уровень самозащищенности реактора в запроектных авариях, поскольку она препятствует распространению кипения натриевого теплоносителя в нижнюю часть активной зоны и тем самым не позволяет реализоваться положительной составляющей пустотного эффекта реактивности [25, 26].

Заметим, что способ снижения скорости накопления повреждающей дозы на оболочках твэл за счет аксиальной прослойки одинаково эффективен как для МОКС, так и для нитридного топлива [27, 28].

#### Список литературы

- Orlov V., Slesarev I., Zaritsky S. et al. The Theoretical Possibility of Doubling Time Reduction in a Fast Reactors by Using Heterogeneous Configurations of Various Types of Fuel / Proc. on Conf. Fast Reactor Physics, IAEA-SM-244/76, v. 2, Vienna: IAEA, 1980, p.469—480.
- М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, А.И. Новожилов и др. Концепция активных зон быстрых энергетических реакторов. Оптимизация физических характеристик реактора БН-1600 / Международный симпозиум по физике быстрых реакторов IAEA-SM-244/81. Экс-Ан-Прованс, Франция, 24–28 сентября 1979.
- Бобров С.Б., Данилычев А.В., Елисеев В.А. и др. Пути развития быстрых энергетических реакторов с высоким коэффициентом воспроизводства // Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 4, с. 269.
- Орлов В.В. Слесарев И.С. Троянов М.Ф. Доклад на международную конф. «Пути развития энергетических реакторов на быстрых нейтронах с высоким коэффициентом воспроизводства». — IAEA-CN-42/363, Vol. 5, Vienna, 1983.
- 5. Кирюшин А.И., Васильев Б.А., Матвеев В.И. и др. Эволюция активной зоны реактора БН-600 / Доклад на двусторонний семинар по физике быстрых реакторов. Япония, 1992.
- Matveev V.I., Danilychev A.V., Eliseev V.A. et al. Physical Concept Development of Power Fast Reactor of Maximum attainable Safety Level / Proc. in Int. Topical Meeting 'Sodium Cooled Fast Reactor Safety', 3–7 October 1994, Obninsk, Russia, v. 3, p. 4–37.
- Matveev V.I., Chebeskov A.N., Krivitsky I.Yu. Results of Benchmark Calculations of a Fast Power Reactor with Sodium Void Reactivity Close to Zero / Proceedings on the consultancy on "Benchmark Calculation of Sodium Void Reactivity Effect in Fast Reactor Core." — Vienna, 23–25 November, 1992.
- 8. Evaluation of Benchmark Calculations on a Fast Power Reactor Core with Near Zero Sodium Void Effect. IAEA-TECDOC-731, Viena, 1994.
- 9. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций НП-082-07 // Ядерная и радиационная безопасность, №1 (47), 2008, с. 52–77.
- Клинов Д.А., Камаев А.А., Михайлов Г.М. и др. Расчетно-экспериментальный анализ нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 на этапах физического пуска и последующего освоения проектной мощности.
   / Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). — Екатеринбург, 26–29 июня 2017. – Вена: МАГАТЭ, 2017. – С. 200. <u>https://conferences.iaea.org/indico/event/</u> 126/ abstract-book.pdf.
- 11. Алексеев П.Н., Баландин А.Л., Декусар В.М. и др. Развитие физикотехнических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы, № 2, 2018.
- 12. Никитина А.А., Агеев В.С., Леонтьева-Смирнова М.В. и др. Развитие работ по конструкционным материалам активных зон быстрых реакторов // Атомная энергия, 2015, т. 119, № 5, с. 292—300.
- Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Часть 1: Учебное пособие / Под общ. ред. С.Е. Щекелина и О.Л. Ташлыкова. — Екатеринбург, УрФУ, 2013.
- 14. Васильев Б.А., Евсеев Я.Я., Матвеев В.И. и др. Вывод активной зоны реактора БН-600 в стационарный режим перегрузок. Доклад на французско-советский семинар «Расчетные и экспериментальные исследования по физике реакторов на быстрых нейтронах», Кадараш, Франция, 1983.
- 15. Углов В.В. Радиационная стойкость ДУО сталей, облученных высокоэнергетическими ионами ксенона. БГУ, Минск, Беларусь, 2013. http://inp.bsu.by/NMCM2015/Uglov.pdf.
- 16. Васильев Б.А., Васяев А.В., Зверев Д.Л. и др. Развитие проекта энергоблока нового поколения с реактором БН-1200 //Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17).– Екатеринбург, 26–29 июня 2017. – Вена: МАГАТЭ, 2017. – ID 402.
- 17. Васильев Б.А., Шепелев С.Ф., Ашцирметов М.Р. и др. Разработка проекта энергоблока с РУ БН-1200 / Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR13). Франция, 2013.

- 18. В.И. Матвеев, Ю.С. Хомяков. Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем: Учебное пособие для ВУЗов / Под ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. — Издательский дом МЭИ, Москва, 2012.
- 19. Рачков В.И., Поплавский В.М, Цибуля А.М и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. 2010. Т. 108. Вып. 4. С. 201—206.
- Poplavsky V.M., Matveev V.I., Eliseev V.A. et al. Studies on influence of sodium void reactivity effect on the concept of the core and safety of advanced fast reactor // Journal of Nuclear Science and Technology. 2011. V. 48. No 4. P. 538—546.
- Поплавский В.М., Матвеев В.И., Кузнецов И.А. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора // Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 4.
- Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев В.А. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора // Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 4, с. 230—235.
- Алексеев П.Н., Бландинский В.Ю., Баландин А.Л. и др. Многофакторная оценка конкурентоспособности коммерческого энергоблока типа БН в системе энергетики России / Тезисы научно-техни. конф. «Нейтронно-физические проблемы ядерной энергетики» (Нейтроника-2018). 28–30 ноября 2018, г. Обнинск. Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 2018. С. 3–4.
- 24. Развитие концепции гетерогенных активных зон в Японии // Атомная техника за рубежом, 1984, №7.
- Ashurko I.M., Volkov A.V., Raskach K.F. Coremelt-2D code for analysis of severe accidents in a sodium fast reactor. In: Intern. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycle: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France, 2013. — IAEA, 2013, T1-CN-199/453, track 03.
- Eliseev V.A., Malisheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013. PP. 766–775.
- Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А. и др. Особенности конструкции активной зоны реактора БН-1200 при использовании нитридного и МОКСтоплива. IAEA-CN-245-406 / Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). – Екатеринбург, 26–29 июня 2017. – Вена: МАГАТЭ, 2017. – С.185. – https://conferences.iaea.org/indico/event/126/abstract-book.pdf.
- Specific features of BN-1200 core in case of use of nitride or MOX fuel / B. A. Vasileev, M. R. Farakshin, S. B. Belov, A. V. Kiselev / International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR-17. Yekatirinburg, Russian Federation. 2017.

# Проблемы создания высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства электроэнергии, водорода и других инновационных применений

А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Д. А.Клинов, А. В. Гулевич, А. П. Иванов, В. В. Алексеев, А. В. Морозов

Одной из наиболее важных проблем, определяющей в будущем развитие экологически чистой энергетики, безусловно, является вовлечение в топливный цикл водорода. В настоящее время основным способом производства водорода является паровая конверсия метана. Однако с точки зрения долгосрочной перспективы крупномасштабного получения водорода данный способ не является жизнеспособным, так как требует потребления невозобновляемых ресурсов и сопровождается выделением парниковых газов в окружающую среду. Поэтому разрабатываются альтернативные способы производства водорода методами расщепления воды с помощью термохимических или электролизных процессов, требующих высокотемпературного источника тепла [1, 2].

Наиболее освоенными в настоящее время высокотемпературными источниками тепла могут служить ядерные реакторы Поколения IV в силу использования таких теплоносителей, как газы, жидкие металлы (натрий, свинец), расплавы солей [3–6]. Температура теплоносителя на выходе из активной зоны в этих реакторах может достигать 900–950 °C. Они представляют новый класс мощных реакторов, нацеленных как на производство электроэнергии с высоким кпд (50 %), так и обеспечение очень важных технологических процессов при производстве водорода, газификации и ожижении угля, углублённой переработке нефти, преобразовании биомассы в жидкое топливо, в химической промышленности, металлургии и т. д.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выполнены концептуальные исследования по выбору облика энергетического высокотемпературного быстрого натриевого реактора (БН-ВТ) для создания крупномасштабной атомно-водородной энергетики [7], которые показали, что создание такого реактора является сложной, но реальной технической задачей. На первый план выходит решение вопросов технологического характера, связанных с высоким уровнем температуры в реакторной установке [8–10]. В настоящей работе наибольшее внимание уделено исследованиям технологии натриевого теплоносителя при высоких температурах и концентрациях водорода на длительные ресурсы, обсуждению вопросов применения жаропрочных радиационно-стойких высокотемпературных конструкционных материалов, обеспечения их коррозионной стойкости при содержании кислорода в натриевом теплоносителе на уровне 0,1 ППМ. Конкретные оценки выполнены для реакторной установки с высокотемпературным реактором мощностью 600 MBT (тепл.).

### Принципиальная схема и основные технические характеристики реакторной установки

Реакторная установка. В состав реакторной установки (РУ) БН-ВТ входят: ядерный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, три петли системы аварийного отвода тепла (САОТ), три комплекта оборудования петель второго контура для передачи высокопотенциального тепла от реактора к химическим установкам, производящим водород, или газотурбинной установке для снабжения химических агрегатов электрической энергией. Принципиальная схема ЯЭУ с РУ БН-ВТ представлена на рис. 1.

В состав каждой петли входит промежуточный теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора под уровнем натрия, центробежный насос и трубопровод для отвода и возвращения натрия в реактор. Конструктивно способ передачи тепла потребителям разрабатывается совместно с создателями технологических установок.

При разработке облика исследуемого реактора учтены современные требования по безопасности и экономике реакторов будущих поколений. В нём развивается инновационная идеология быстрых реакторов на основе достигнутых значительных успехах в технологии БН. За основу конструкции реактора выбран успешно работающий уже более 30 лет реактор типа БН-600 [11]. Основные технические характеристики реакторной установки приведены в таблице 1.



Рис. 1. Схема реакторной установки для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды:
1 – быстрый реактор; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – сепаратор водорода; 4 – теплообменник; 5 – твердооксидный электролизер; 6 – электроэнергия на электролизер; 7 – парогенератор; 8 – газотурбинная установка; 9 – теплообменник; 10 – компрессор; 11 – турбина; 12 – электрогенератор

### Таблица 1.

Haunahadahua tayuunackara hadanatba baanabhacti	
паименование технического параметра, размерноств	параметра
Номинальная тепловая мощность, МВт	600
Количество теплоотводящих петель	3
Температура теплоносителя, °С:	
– на входе в активную зону	800
– на выходе из активной зоны	900
– на входе в ПТО	775
– на выходе из ПТО	875
Расход натрия через один ПТО, кг/с	1379
Абсолютное давление теплоносителя на входе в активную зону, МПа	≤1,0
Избыточное давление в газовом объеме реактора, МПа	0,054

### Основные технические характеристики реакторной установки

Предложена интегральная компоновка основного оборудования первого (радиоактивного) контура в баке реактора с основным и страховочными корпусами, что способствует достижению высокого уровня безопасности и позволяет исключить боксы вспомогательных систем I контура. Основной корпус реактора, предназначенный для размещения внутрикорпусного оборудования, натрия и аргона первого контура и организации циркуляции натрия первого контура, представляет собой вертикальный цилиндрический бак, имеющий конусную крышу и эллиптическое днище с опорным кольцом. Корпус реактора находится в контакте: с внутренней стороны — с натрием, за исключением верхней части (крыши), контактирующей с аргоном газовой подушки реактора, а с наружной стороны — с аргоном, находящимся в страховочной полости, и воздухом шахты реактора вне страховочной полости.

Внутри корпуса располагается активная зона, промежуточные теплообменники, ГЦН первого контура, аварийные теплообменники расхолаживания, электрохимический датчик водорода, электрохимический датчик кислорода и углерода, труба заполнения, трубы газовой компенсации и перелива, система контроля герметичности оболочек. В связи с большими габаритами холодные ловушки (ХЛ) вынесены за пределы корпуса реактора.

Характеристики ядерного реактора. В качестве начального этапа, а также исходя из готовности технологии БН, предлагается максимально сохранить конструкцию реактора, использовать урановое оксидное топливо, изменив только уровень температур. Основная цель на этом этапе — выявить узкие места с точки зрения уже отлаженной конструкции, оставив вопрос о конструкционных материалах пока открытым. Существующая высокая культура проектирования БН и технические решения, проверенные длительной эксплуатацией, должны способствовать реализуемости установки [12].

Конструкции ТВС, компоновка активной зоны (рис. 2) и картограмма загрузки реактора аналогичны БН-600 [9—11].



Рис. 2. Компоновка активной зоны реактора:

1 – ТВС активной зоны с малым обогащением; 2 – ТВС активной зоны со средним обогащением; 3 – ТВС активной зоны с большим обогащением; 4 – ТВС внутренней зоны воспроизводства; 5 – ТВС внешней зоны воспроизводства; 6 – хранилище отработавших сборок; 7 – стержни автоматического регулирования; 8 – стержни аварийной защиты; 9 – компенсирующие стержни; 10 – фотонейтронный источник

Активная зона реактора состоит из набора сборок — ТВС, стержней СУЗ, ИН, стальной защиты и борной защиты, расположенных в реакторе по треугольной решетке со средним шагом 98,35 мм. Активная зона включает в себя 369 урановых ТВС трех типов обогащения, 27 стержней СУЗ, два источника нейтронов. По радиусу активная зона разбита на три зоны, отличающиеся друг от друга обогащением топлива. ТВС содержат части верхнего и нижнего торцевых экранов из таблеток диоксида обедненного или естественного урана, размещенных в общей оболочке с топливными таблетками. Вокруг активной зоны размещены сборки боковой зоны воспроизводства.

Исходя из соотношения мощностей действующего реактора БН-600 и проекта реактора БН-ВТ можно предположить, что при понижении тепловой мощности с 1470 МВт до 600 МВт (~2,5 раза) межперегрузочный интервал можно увеличить с 140 сут до практически годового — 330 сут. Эффективности системы компенсаторов без переделки с запасом должно хватить для компенсации выгорания, а увеличенный температурный эффект реактивности (изотермический разогрев реактора от температуры перегрузки до входной на номинальной мощности) можно компенсировать с учётом этого запаса. Остальные эффекты реактивности не должны сильно изменится. Основные характеристики реакторного блока приведены в таблице 2.

### Таблица 2.

Характеристика	Величина
Мощность (тепловая), МВт	600
Ядерное топливо	$UO_2$
Размеры активной зоны (D×H) по корпусу, мм	3900×1300
Толщина отражателя, мм	200
Размер «под ключ» и толщина стенки шестигранного чехла	
ТВС, мм	96×2
Количество твэлов в ТВС	127
Материал чехла ТВС, оболочки твэлов и дистанционирующей	
проволоки	ЭП-912-ВД
Диаметр и толщина оболочки твэл ( <i>d</i> ×δ), мм	6,9×0,4
Поперечный размер дистанционирующей проволоки, мм	
– для 91 центрального твэла	Ø1,05
<ul> <li>– для 36 периферийных твэлов</li> </ul>	0,6×1,3
Размеры топливной таблетки (втулки), мм	
<ul> <li>наружный диаметр</li> </ul>	Ø5,9
<ul> <li>внутренний диаметр</li> </ul>	Ø1,7
Высота активной зоны, мм	1030
Высота торцевых зон воспроизводства, мм	
– верхней	300
— нижней	350
Высота газовой полости, мм	617
Полная длина ТВС, мм	3500
Время между перегрузками, сут.	330
Температура перегрузки, °С	230
Максимальная температура оболочки твэл, °С	1025
Полный температурный эффект реактивности	
$(230 ^{\circ}\text{C} \rightarrow T_{\text{BX}}) (230 ^{\circ}\text{C} \rightarrow 368 ^{\circ}\text{C}) / (230 ^{\circ}\text{C} \rightarrow 800 ^{\circ}\text{C})$	-1,431
Полный мощностной эффект реактивности ( $T_{\rm bx} \rightarrow N_{\rm hom}$ )	-0,452

Основные характеристики реакторного блока

### Некоторые конструкционные вопросы и вопросы безопасности

Особенностью работы реактора в составе комплекса по производству водорода является необходимость учета вероятности попадания водорода по тракту теплоносителя в активную зону реактора. Проведенные расчетные исследования показали (см. таблицу 3), что попадание водорода в пределах возможных допусков практически не сказывается на нейтронно-физических характеристиках реактора и не сказывается на параметрах безопасности реактора.

#### Таблица 3.

Реактивность, вносимая водородом в составе натрия, % Δk/k	Относительное изменение потери реактивности реактора при работе в течение 1 года на мощности 600 MBт, $[(\% \Delta k/k)h/(\% \Delta k/k)0](t) \%,$ T = 365 эфф. сут
0,000	0,00
0,0081	-2,54
0,014	-2,51
0,022	-2,49
0,027	-2,48
0,032	-2,47
	Реактивность, вносимая водородом в составе натрия, % Δk/k 0,000 0,0081 0,014 0,022 0,027 0,032

Изменение реактивности реактора в зависимости от наличия водорода в теплоносителе

В результате проведенных материаловедческих исследований показана возможность использования при повышенных концентрациях водорода в натрии и концентрациях кислорода меньших 2 млн<sup>-1</sup> ряда конструкционных материалов (молибдена, ниобия, сталей ЭИ-847, ЭП-912-ВД, ЭИ-732) при температуре натрия до 750 °C.

Высокий уровень температуры увеличивает возможность закипания натрия. Удаление натрия вызывает незначительный отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности, что обусловлено урановым топливом. Таким образом, можно не требовать значительного увеличения давления в первом контуре. Для организации замкнутого топливного цикла имеется возможность рассмотреть уран-ториевый цикл с близкими характеристиками эффектов реактивности.

### Технология натрия

Поведение примесей в контурах БН-ВТ при различных режимах эксплуатации. Теплосъем с использованием в реакторной установке теплоносителя сопровождается его взаимодействием с присутствующими в жидкометаллической системе примесями и негативным их воздействием на конструкционные материалы. Направление этих процессов определяется разностью химических потенциалов [13].

С использованием зависимости констант, характеризующих процессы тепломассопереноса, от температуры (формула Аррениуса:

$$k = k_0 \exp\left(-\frac{E}{RT}\right),$$

где k — константа, характеризующая процесс;  $k_0$  – постоянный множитель; E — энергия активации; R — универсальная газовая постоянная (R=8,31 Дж/(моль·К)); T — абсолютная температура, K), видно, что при переходе к высоким температурам значение констант конкретных процессов жидкометаллической системы, напри-

мер диффузии, проницаемости, растворимости, скорости абсорбции, равновесного давления газов, будет возрастать.

Возрастание константы для конкретного из перечисленных выше процессов определяется его энергией активации и ростом температуры. Но  $T_2/T_1 \le 2$ , а энергия активации изменяется от сотен до десятков тысяч Дж/(моль·К), а для такой характеристики, как равновесное давление водорода над натрием, она практически не зависит от температуры. Наибольшие значения характерны для процессов диффузии, проницаемости в твердых телах и для кинетики скорости процессов абсорбции газов. Для растворимости примесей энергия активации на порядок более низкая, чем энергии активации для диффузионных процессов. Следует заметить, что для одного и того же процесса энергии активации для различных материалов могут отличаться в несколько раз, в некоторых случаях на порядок.

Качественный анализ поведения примесей в жидкометаллических системах реакторной установки в различных режимах эксплуатации показывает, что очистка теплоносителя от примесей в режимах приёма натрия из транспортных емкостей, пуско-наладочных и стояночных работ может производиться холодных ловушках (ХЛ). В режимах приёма натрия из транспортных емкостей и ПНР могут быть использованы обычные схемы подключения ХЛ. В стояночных режимах, если они реализуются после режимов выхода на номинальные параметры и эксплуатации на номинальных параметрах, следует учитывать неизбежное появление радиоактивности в теплоносителе.

В высокотемпературных системах при концентрациях углерода десятки млн<sup>-1</sup>, его термодинамическая активность из-за высокой растворимости в натрии, по сравнению с ЯЭУ типа БН-600, возрастает на порядки. Поэтому, во избежание науглероживания конструкционных материалов, может потребоваться очистка от углерода горячей ловушкой перед выходом на номинальные параметры.

Очистка в режимах эксплуатации на номинальных параметрах и стояночных требовала специального анализа, так как интенсивность источников водорода, трития, продуктов коррозии возрастает на порядки.

Очистка натрия от водорода и трития в высокотемпературной ядерной энергетической установке. Особенность поведения водорода, трития и цезия и очистки от них рассмотрена в работах [14, 15]. Поэтому остановимся лишь на основных результатах, полученных для реакторной установки мощностью 600 МВт.

При возрастании потоков водорода из третьего контура во второй на два-три порядка, по сравнению с источниками водорода на АЭС с БН-600, создание компактных систем очистки (СО) с необходимой производительностью возможно при концентрациях водорода десятки миллионов в минус первой степени, так как производительность СО в первом приближении пропорциональна концентрации водорода в натрии. При этом очистку натрия от водорода и трития следует производить не холодной ловушкой, а вакуумированием их через мембраны из ванадия или ниобия. Сочетание этих двух факторов позволит создать компактные высокоэффективные системы очистки натрия от водорода.

Очистка натрия от трития до концентраций, обеспечивающих в производимом водороде его предельно допустимую концентрацию (ПДК) 3,6 БК/л,

44

предъявляет более жёсткие требования к системе очистки от водорода: её производительность (коэффициент проницаемости, а следовательно, и габариты) необходимо увеличить. При выполнении этих условий для ЯЭУ БН-ВТ основная масса трития, 98 %, будет аккумулироваться в компактных системах очистки (СО) натрия второго контура, 0,6 % (~ $4\cdot10^4$  Бк/с) поступит в окружающую среду, а 1,3 % — в производимый продукт. При выбросе в компактных ОС ~ $4\cdot10^4$  Бк/с требования обеспечения нормальной экологической обстановки, изложенные в [16], могут быть легко удовлетворены использованием методов, широко применяемых сегодня в атомной промышленности.

Поскольку значительная масса трития аккумулируется в компактных СО, при масштабном использовании таких ЯЭУ вопрос о дальнейшей судьбе водорода требует специального рассмотрения.

Поведение продуктов коррозии в установках с натриевым теплоносителем. Продукты коррозии (ПК) при эксплуатации установок постоянно поступают в натрий. Исследования коррозии конструкционных материалов изложены в монографиях [17, 18] и продолжаются в последние 20 лет, см., например, [19–20].

Результаты оценки интенсивности источников ПК в контурах реакторной установки БН-ВТ приведены в таблице 4.

Следует заметить, что в неизотермической системе скорость коррозии в высокотемпературной зоне должна зависеть от разности температур в горячей и холодной зонах контура: с её уменьшением в высокотемпературной зоне она должна уменьшаться. В результате оценок, проведенных нами, принято, что количество ПК, поступающих в натрий, уменьшается в 6 раз.

### Таблица 4.

<u> </u>			*	<u>^</u>
Пер	Втор	ой контур* <sup>)</sup>		
Гомогенная система	Гетерогенная	система	Гомоге	енная система
Всё оборудование ЭП-912-ВД	твэл молибден ПТО ЭП- (сплавы) 912-ВД		ПТО ЭП- 912-ВД	Трубопровод ЭП-912-ВД
900	пренебрежимо мало	464	662	914

Интенсивность поступления ПК в натрий первого и второго контуров реакторной установки БН-ВТ при работе на номинальных параметрах, кг/год

\*) на шесть петель второго контура в натрий каждой петли второго контура поступает 263 кг/год.

Система очистки натрия от продуктов коррозии (СОПК). Известно, что эффективность ХЛ при очистке натрия современных АЭС от ПК низкая. Однако специальными опытами было показано, что на сетчатом фильтре, установленном за теплообменником, в котором температура натрия понижалась с 750 °С (при этой температуре натрий омывал источник примесей ПК) до 420 °С, эффективно удерживаются ПК, причём коэффициент удержания продуктов коррозии, по оценкам, близок к единице, а доля примесей, осевших на поверхности теплообменной трубки, ~3% от количества ПК, найденных в фильтре. Учитывая эти результаты, для разработки СОПК был выбран принцип работы ХЛ: натрий охлаждается до необходимой температуры с последующим удержанием взвесей продуктов коррозии на сетчатых фильтрах.

### Жаропрочные конструкционные материалы

Стойкость твэла — одна из ключевых проблем для высокотемпературного реактора. В предлагаемой конструкции РУ ситуация смягчена за счёт выбора низкой тепловой нагрузки на твэлы. Дополнительно можно снизить максимальное выгорание.

Самым сложным в конструкционном плане является выбор высокотемпературного материала для реакторных условий. Для оболочек твэлов необходимы сплавы, которые имеют высокую жаропрочность и являются коррозионно-стойкими в натриевом теплоносителе при температурах 900–1200 °С и радиационно стойкими до уровня 100 сна. В качестве таких сплавов могут быть рассмотрены молибденовые и ниобиевые сплавы, обладающие технологичностью и высокими жаропрочными свойствами, удовлетворительной коррозионной стойкостью в натриевом теплоносителе.

Наиболее подходящими конструкционными материалами могут служить сплавы на основе молибдена, однако использование таких материалов приводит к заметному поглощению нейтронов, что требует изменения обогащения топлива. По предварительным оценкам при максимальном содержании молибдена, учитывая значительный запас по реактивности, увеличение обогащения топлива не приведет к нарушению требований по безопасности реактора в процессе работы и при аварийных ситуациях. Можно сделать вывод, что проблема использования конструкционного материала на основе молибдена может быть решена за счет изменения изотопного состава топлива.

В качестве возможного варианта конструкционного материала рассмотрена сталь ЭП-912-ВД. Этот сплав, в стандартных обозначениях X15H35B10Б (разработка ВИАМ и ФЭИ), является одним из перспективных конструкционных материалов для работы в контакте с натриевым, натрий-калиевым теплоносителем и в атмосфере воздуха при температуре 900–950 °C. Высокая кратковременная и длительная прочность сплава сочетается с высокими характеристиками пластичности и вязкости при температурах до 950 °C и температуре горячей деформации, стабильностью структуры и механических свойств, хорошей коррозионной стойкостью в натриевом, натрий-калиевом теплоносителе, а также высокой окалиностойкостью. Аргонно-дуговую сварку листов толщиной до 12 мм рекомендуется выполнять с использованием сварочной проволоки марки XH60BT, 06X15H60M15 и X15И35B12, которые обеспечивают высокую стойкость металла шва против образования горячих трещин. Важной характеристикой является отсутствие в составе молибдена (см. таблицу 5).

Альтернативным материалом является жаропрочная хромоникелевая сталь аустенитного класса марки 07Х15Н30В5М2 (ЧС81), разработанная в ЦНИИКМ «Прометей» (таблица 6) [22]. Она рекомендована для работы при температуре 900–950 °С. Проведенные в ЦНИИКМ «Прометей» исследования прочностных характеристик, коррозионной стойкости в натриевом, натрий-калиевом теплоносителях, термической стабильности показали, что указанная сталь обладает комплексом физико-механических и технологических свойств, необходимых для работы в условиях высокотемпературных натриевых реакторах. Механические свойства стали после облучения сохраняются на достаточно высоком уровне. Исследования, проведенные в ФЭИ и в ЦНИИКМ «Прометей», показали, что сталь ЧС81 обладает хорошей свариваемостью и позволяет получать сварные соединения как при сварке без присадочного материала, так и при использовании присадочной проволоки ХН50МГВ.

Сравнение реактивности, вносимой в реактор конструкционными материалами из этих сталей, показано в таблице 7.

### Таблица 5.

<b>1</b> 7 <b>V</b>		
Химический состав вы	соконикелевои нержавеющеи	стапи ЭП-917-В/11711
Trimin lookin coclub bb	соконикслевой пержавеющей	

С	Si	Mn	S	Р	W	Ni	Nb	Fe
0,03	0,32	0,06	0,005	0,005	9,13	35,97	0,93	Ост.

### Таблица 6.

			P		[]	
С	Si	Mn	S	Р	W	Cr
≤0,07	≤0,2	0,8–1,2	≤0,01	≤0,015	4,5–5,5	14,0–17,0
Ni	Mo	Ti	Al	ДР	Стандарт	
29,0– 31,0	1,8–2,2	≤0,06	≤0,12	$\begin{array}{c} Cu \leq \! 0,\! 08; \\ N \leq \! 0,\! 03; \\ Fe \leq \! oct; \\ Y \leq \! 0,\! 05 \end{array}$	TV14-1- 3970-85 TV14-1- 4244-87	

Состав нержавеющей стали ЧС81 [12]

### Таблица 7.

Вклад элементов конструкционных материалов активной зоны в эффективный коэффициент размножения,  $k_{э\phi}$ 

Vunumeeruŭ	ЭП-912-ВД		ЧС	-81
элемент	$(\Delta k/k)$	Нуклидный состав, %	$(\Delta k/k)$	Нуклидный состав, %
Fe	$-1,08 \cdot 10^{-2}$	25,9	$-8,78 \cdot 10^{-3}$	22,6
Cr	—	—	$-3,35 \cdot 10^{-3}$	8,6
Ni	$-1,67 \cdot 10^{-2}$	39,9	$-1,40 \cdot 10^{-2}$	36,0
Mo	—	—	$-3,12 \cdot 10^{-3}$	8,0
W	$-1,43 \cdot 10^{-2}$	34,3	$-8,42 \cdot 10^{-3}$	21,7
Mn	—	—	$-1,16 \cdot 10^{-3}$	3,0
Сумма	-4,18.10-2		$-3,88 \cdot 10^{-2}$	

Для сравнения: конструкционные материалы активной зоны (сталь ЧС-68 х. д.) вносят реактивность в реактор, равную  $-2,218 \cdot 10^{-2} (\Delta k/k)$ . Это отличие может быть скомпенсировано органами СУЗ. Исходя из этого сравнения предпочтение может быть отдано ЧС-81. Окончательный выбор может быть сделан после всестороннего исследования различных конструкционных материалов, применительно к высокотемпературному реактору.

#### Заключение

Результаты нейтронно-физических и теплофизических исследований РУ БН-ВТ 600 МВт (тепл.) показывают, что имеется принципиальная возможность, опираясь на существующую конструкцию реактора типа БН-600, обеспечить требуемые параметры высокотемпературного реактора на быстрых нейтронах для производства большого количества водорода, например, на основе одного из термохимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования и с высоким КПД производства электроэнергии, удовлетворяя при этом требованиям безопасности.

С учётом имеющихся результатов высокотемпературных опытов (максимальная температура 750 °С), в которых показана высокая эффективность удержания взвесей ПК на фильтрах (коэффициент удержания близок к единице), установленных в низкотемпературной зоне, предложено при разработке СО от продуктов коррозии использовать принцип работы ХЛ: охлаждать натрий до необходимой температуры с одновременным удержанием ПК на поверхностях массообмена, включая фильтры.

На основе полученных результатов по предложенной методике расчёта массопереноса водорода и трития для высокотемпературной реакторной установки мощностью 600 МВт (тепл) для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды с применением принципиально нового метода очистки – удаление водорода и трития из натрия вакуумированием их через специальные мембраны, – показано, что КПД такой системы равно ~40%, а объём производимого водорода равен  $2.8 \cdot 10^4$  л/с (при нормальных условиях). Реальная опасность от трития в готовом продукте возникает после сгорания водорода в атмосфере. При этом основная масса трития будет присутствовать в виде соединения НТО (водород-тритий-кислород). Поэтому при расчетах параметров системы очистки и рабочих концентраций водорода и трития в натрии второго контура было принято, что предельно допустимая концентрация трития в производимом водороде не должна превышать 3,26 Бк/л. Значения ПДК трития в воздухе почти на три порядка выше — 2,44·10<sup>3</sup> Бк/л. Очистка натрия от трития до концентраций, обеспечивающих в производимом водороде ПДК равную 3,26 Бк/л, предъявляет дополнительные требования к системе очистки от водорода: коэффициент проницаемости системы очистки второго контура по тритию должен превышать 140 кг/с.

Реакторная установка с высокотемпературным реактором с тепловой мощностью 600 МВт при использовании 30% мощности для производства водорода с эффективностью 50% может бы производить около 0,6·10<sup>6</sup> м<sup>3</sup> водорода в сутки,

48

что достаточно для современного крупного предприятия, перерабатывающего сырую нефть среднего качества и других технологий.

# Список литературы

- 1. International Atomic Energy Agency, Hydrogen as an Energy Carrier and its Production by Nuclear Power: IAEA–TECDOC–1085, IAEA, Vienna, 1999.
- Морозов А.В., Сорокин А.П. Способы получения водорода и перспективы использования высокотемпературного быстрого натриевого реактора для его производства // 21-я конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT-21), 2011. Доклад на семинаре по высокотемпературным проектам, 14–15 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
- 3. Innovation in Nuclear Energy Technology. NEA, N. 6103, OECD Nuclear Energy Agency, 2007.
- 4. Альбицкая Е.С. Развитие ядерно-энергетических систем // Атомная техника за рубежом. 2013. №11. С. 3–16.
- Дегтярев А.М., Коляскин О.Е., Мясников А.А. и др. Жидкосолевой подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых актиноидов // Атомная энергия. — 2013. — Т. 114. — Вып. 4. — С. 183–188.
- 6. Говердовский А.А., Овчаренко М.К., Белинский В.С. и др. Электроядерный подкритический бланкет на модульном принципе построения активной зоны с жидкометаллическими расплавами делящихся фторидов урана (UF<sub>4</sub>) и плутония (PUF<sub>3</sub>) во фторидном растворе FLINAK // Сборник докладов конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)», г. Обнинск, 30 октября 1 ноября 2013 г. Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ» / Под общ. ред. С.Г. Калякина, О.Ф. Кухарчука, А.П. Сорокина, А.А. Труфанова. 2013. Т. 1. С. 9–22. ISBN 978–5–906512–54–3.
- Поплавский В.М., Забудько А.Н., Петров Э.Е. и др. Физические характеристики и проблемы создания натриевого быстрого реактора как источника высокопотенциальной тепловой энергии для производства водорода и других высокотемпературных технологий // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – №3. – С. 129–134.
- Сорокин А.П., Козлов Ф.А. Состояние и задачи исследований по технологии высокотемпературного натриевого теплоносителя / 21–я конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT–21), 2011. Доклад на семинаре по высокотемпературным проектам, 14–15 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
- Sorokin A.P., Trufanov A.A., Ivanov A.P., Kozlov F.A., Kamaev A.A., Alekseev V.V., Morozov A.V. Investigations in a substantiation of high-temperature nuclear energy technology with fast-neutron reactor cooled by sodium for manufacture of hydrogen and other innovative applications // Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR-17. Yekaterinburg, Russia, 2017. Paper 436. 10 p. URL: https://conferences.iaea.org/ indico/event/126/abstract-book.pdf,

- Сорокин А.П., Гулевич А.В., Камаев А.А., Кузина Ю.А., Иванов А.П., Алексеев В.В., Морозов А.В. Исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода и других инновационных применений // Сборник докладов 11-й Межд. научно-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018), Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 23–24 мая 2018 г., 10 с.
- 11. Казанский Ю.А., Троянов М.Ф., Матвеев В.И. и др. Исследование физических характеристик реактора БН-600 // Атомная энергия. 1983. Т. 55. Вып. 1. С. 9–14.
- Матвеев В.И., Хомяков Ю.С. Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем / Учебное пособие для ВУЗов. Под редакцией чл.корр. РАН В.И. Рачкова. – Москва: Издательский дом МЭИ, 2012. – С. 38–42.
- 13. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. М.: Физматгиз, 1959. 700 с.
- Kozlov F.A., Sorokin A.P., Alekseev V.V. et al. The High\_Temperature Sodium Coolant Technology in Nuclear Power Installations for Hydrogen Power Engineering // Thermal Engineering. – 2014. – Vol. 61. – No. 5. – Pp. 348-356.
- 15. Козлов Ф.А., Коновалов М.А., Сорокин А.П., Алексеев В.В. Особенности массопереноса трития в высокотемпературной ЯЭУ с натриевым теплоносителем для производства водорода // Сборник докладов конф. «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)», г. Обнинск, 30 октября – 1 ноября 2013 г. – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ» / Под общ. ред. С.Г. Калякина, О.Ф. Кухарчука, А.П. Сорокина, А.А. Труфанова. — 2014. – Т. 2. – С. 558–566. ISBN 978–5–906512–56–7 (том. 2).
- Беловодский Л.Ф., Гаевой В.К., Гришмановский В.И. Тритий. М.: Энергоатомиздат, 1985. – 250 с.
- 17. Невзоров Б.А., Зотов В.В., Иванов В.А., Старков О.В., Краев Н.Д., Умняшкин Е.Б., Соловьев В.А. Коррозия конструкционных материалов в жидких щелочных металлах. – М.: Атомиздат, 1977. – 264 с.
- Бескоровайный Н.М., Иолтуховский А.Г. Конструкционные материалы и жидкометаллические теплоносители. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 163 с.
- Краев Н.Д. и др. Коррозия и массоперенос конструкционных материалов в натриевом и натрий-калиевом теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – №3. – С. 40–48.
- Zhang J., Marcille T.F., and Kapernick R. Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys // Corrosion. – 2008. – Vol. 64. – No. 7. – Pp. 563–573.
- Кольцов А.Г., Рощупкин В.В., Ляховицкий М.М., Соболь Н.Л., Покрасин М.А. Экспериментальное исследование физико-механических свойств конструкционной стали ЭП-912. – Москва.
- Металлы и сплавы: марки и химический состав / Сост. И.В. Беккерев. Ульяновск: УлГТУ, 2007. — 306 с. ISBN 978–59795–0042–3. Дополненное издание. URL: http://www.bibliotekar.ru/spravochnik-73/index.htm.

# Реакторный исследовательско-испытательный комплекс

А. С. Кириллов, А. А. Романенко, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин

Реакторный исследовательско-испытательный комплекс (далее ИК зд. 224) [1] сооружен в ФЭИ (в настоящее время АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») в 1964 г. в рамках программы ОКР «Тополь» («ТОПАЗ»). Назначение комплекса: сборка космических ЯЭУ (КЯЭУ) с термоэмиссионным реактором-преобразователем (ТРП) и жидкометаллическим контуром охлаждения (ЖМК), проведение различных проверок, исследований и как финальный этап — проведение полномасштабных наземных ресурсных энергетических испытаний по программе, имитирующей работу КЯЭУ в составе космического аппарата (КА), разборка испытанного ТРП с последующим исследованием на активированных образцах критически важных узлов, электродов, топлива и др. после разделки в горячих камерах, временное хранение высокоактивных фрагментов в колодцах-отстойниках с последующей дезактивацией и отправкой на переработку и захоронение. После завершения в 1988 г. программы «ТОПАЗ» (КЯЭУ 1-го поколения) и проведения ряда мероприятий по модернизации и реконструкции поддерживается в рабочем состоянии и сохраняет технологическую готовность к использованию в ОКР по созданию ЯЭУ 2-го поколения с ТРП суб- и мегаваттного диапазона выходной электрической мощности [2-4].

Настоящая статья в историческом и текущем аспектах состояния уникального ИК зд. 224 рассматривает техническую возможность и выработку мотивации его использования проектантами ЯЭУ прямого преобразования тепловой энергии в электрическую при реакторных и электронагревных испытаниях энергетических установок космического и наземного применения.

Актуальность и практическая важность такого подхода к проблеме создания соответствующей национальной экспериментальной базы обусловлены следующими государственными программными документами:

– сформулированная Президентом РФ в Послании Президента Федеральному Собранию (12.12.2013) актуальная задача: «Чрезвычайно важная вещь формирование глобальной системы разведки и целеуказания, которая будет работать в едином информационном пространстве и реальном масштабе времени в интересах Вооруженных Сил Российской Федерации. Это связано с укреплением нашей космической группировки...» [5];

– утвержденная Президентом РФ «Стратегия развития космической ядерной энергетики на период до 2030 года» [6].

### ИК зд. 224 — исторический аспект

Объектами исследований и испытаний в ИК зд.224 были экспериментальные образцы ЯЭУ «ТОПАЗ» для семи наземных и двух летно-конструкторских испытаний (ЛКИ) в составе КА «Плазма-А» (рис. 1, таблицы 1—3) [7—9].



блок системы подачи пара цезия приводов органов регулирования;
 2 — ТРП; 3 – трубопровод ЖМК; 4 — радиационная защита;
 5 — компенсационный блок ЖМК; 6 — холодильник-излучатель;
 7 — силовая рама



*Рис. 1.* Принципиальная схема ЯЭУ «ТОПАЗ» (а) и внешний вид КЯЭУ «ТОПАЗ» в составе КА «Плазма-А» (б)

### Таблица 1.

Основные характеристики термоэмиссионнго реактора-преобразователя «ТОПАЗ»

Параметр	Значение
Выходная электрическая мощность (основная	5_7
секция), кВт	5-7
Тепловая мощность, кВт	130–150
Ядерное топливо	$UO_2$
Загрузка топлива (по <sup>235</sup> U), кг	11,5
Обогащение топлива (по <sup>235</sup> U), %	90
Замедлитель нейтронов	ZrH <sub>x</sub>
Отражатель нейтронов	Be
Спектр нейтронов	промежуточный
Масса реактора, кг	320
Диаметр активной зоны, мм	280
Длина активной зоны, мм	364
Толщина отражателя, мм	80
Органы регулирования реактивностью	12 вращающихся барабанов из
	Ве с накладками из В4С
Теплоноситель	NaK

### Таблица 2.

		-					
Номер установки	4C	5C	6C	7C	10C	11C	14C
Год испытаний	1970	1971	1972– 1973	1975– 1977	1979	1982	1984
Длительность испытаний, сут	50	67	108	215	221	208	306
Тепловая мощность ТРП, кВт	170	180	180	150	150	150	150
Суммарная							
электрическая мощность обеих секций, кВт	6,6	5,1	8,2	8,8	8,8	7,2	7,2

Наземные ресурсные энергетические испытания ЯЭУ «ТОПАЗ»

# Таблица 3.

# Характеристики КЯЭУ «ТОПАЗ» при ЛКИ КА «Плазма-А»

Параметр	Значение
Максимальная электрическая мощность на клеммах рабочей	
секции, кВт	5,6
Напряжение на клеммах рабочей секции, В	32
Ток рабочей секции, А	180
Напряжение насосной секции, В	1,1
Ток насосной секции, А	1200
Максимальная температура теплоносителя на выходе из ТРП, °С	610
Подогрев теплоносителя в активной зоне, °С	70–80
Расход паров цезия, г/сут.	6–20
Давление паров цезия, Па	266-730
Масса ЯЭУ (без аккумуляторных батарей), кг	980
Площадь холодильника-излучателя, м <sup>2</sup>	7
Длина ЯЭУ, м	4,7
Максимальный диаметр ЯЭУ, м	1,3

Реализация проекта ИК зд.224, разработанного специалистами ГСПИ, потребовала огромного напряжения и самоотдачи от специалистов Физико-энергетического института. Постепенно сложилась системная команда, высокий квалификационный уровень и ответственность которой признавалась не только руководством Министерства среднего машиностроения, но и кооперацией предприятий СССР, участвующих в ОКР по программе «ТОПАЗ».

В результате системных и комплексных работ по программе «ТОПАЗ» в ФЭИ сложилась уникальная Школа по прямому преобразованию энергии, сохранившая свои компетенции и в настоящее время. На рис. 2 показаны фотографии ключевых специалистов — основателей Школы прямого преобразования тепловой (ядерной) энергии в электрическую в ФЭИ и отрасли: А. И. Лейпунского, И. И. Бондаренко, В. Я. Пупко, В. А. Малыха, В. И. Субботина.

Безусловно, важнейшую и тяжелейшую работу по наземным испытаниям, сборке и подготовке ЯЭУ «ТОПАЗ» к двум ЛКИ в 1987—88 гг. выполняли специалисты зд. 224 под руководством А. И. Ельцова. Неслучайно им осуществлялось оперативное руководство рабочей группой при испытаниях ЯЭУ «ТОПАЗ» в составе межведомственной комиссии (MBK), возглавляемой Председателем Комитета по использованию атомной энергии СССР А. М. Петросьянцем (рис. 3).









В. А. Малых



А. И. Лейпунский И. И. Бондаренко

В. Я. Пупко

В. И. Субботин

Рис. 2. Основатели научной Школы прямого преобразования энергии



- Межведомственная комиссия, возглавляемая
  - Председателем Комитета по использованию атомной энергии СССР

### Оперативное руководство осуществлялось рабочей группой МВК:

Заместитель по изделию



Г. М. Грязнов



Председатель рабочей группы

А. И. Ельцов

Заместитель по испытаниям



В. И. Сербин

*Рис. 3.* Руководство подготовкой, проведением испытаний и исследований КЯЭУ «ТОПАЗ»

На рис. 4 показана технологическая схема ИК зд. 224, на которой выделены инженерные интерфейсы вакуумной системы безмасляной откачки и системы специальных измерений выходных характеристик, в том числе вольтамперных характеристик (BAX) ТРП, модернизация которых будет обсуждаться ниже.

Наиболее важные технологические интерфейсы ИК зд. 224 в период испытаний ЯЭУ «ТОПАЗ» (до модернизации и реконструкции) показаны на рис. 5–8.

Вакуумная камера была изготовлена из малоактивируемого алюминиевого сплава марки АМГ-3 и имела объем 45 м<sup>3</sup> (внутренний диаметр — 2,5 м, высота без крышки и подставки — 9,44 м, толщина водяного зазора рубашки охлаждения — 12 см).



Рис. 4. Технологическая схема ИК зд. 224

1 – система ЖМК; 2 – система охлаждения; 3 – система вакуумирования;
 4 – безмасляная система откачки вакуумной камеры/изделия; 5 – автоматизированная система специзмерений; OP-1 и OP-2 – отделения разделки (горячие камеры)



Рис. 5. Технологический зал (а) и пульт управления ИК зд. 224 (б)



*Рис. 6.* Центральный зал ИК зд. 224: а) вид на крышку биологической защиты; б) ЯЭУ «ТОПАЗ» на стапеле физической сборки; в) вид на стапель физической сборки



*Рис.* 7. Вакуумная камера в колодце центрального зала ИК зд. 224: а) вакуумная камера перед установкой в колодец; б) установка крышки с ЯЭУ «ТОПАЗ» в вакуумную камеру



Рис. 8. Насосы в системах вакуумирования и охлаждения ИК зд.224: а) внешний вид «масляной» системы откачки вакуумной камеры на основе механических форвакуумных насосов типа AB3-90 (1) и диффузионных насосов типа ДВН-500 (2); б) внешний вид насосов водяной системы охлаждения вакуумной камеры; в) внешний вид электромагнитного насоса прокачки NaK теплоносителя через систему охлаждения ЯЭУ

Система откачки вакуумной камеры (ВК) форвакуумными насосами обеспечивает давление остаточного газа в ВК ~ 2,5 Па, вместе с двумя диффузионными насосами ~ 0,65 Па в течение времени не менее 5 часов.

В целом технические характеристики всех технологических интерфейсов ИК зд. 224 удовлетворяли требованиям технического задания того времени, предъявляемым к наземным энергетическим испытаниям ЯЭУ.

Масштабная комплексная и ответственная задача создания ИК зд. 224, проведение семи наземных энергетических испытаний опытных образцов ЯЭУ «ТОПАЗ», в том числе двух зачетных межведомственных (11С и 14С), подготовка двух штатных ЯЭУ «ТОПАЗ» к ЛКИ и курирование космических экспериментов (КА «Космос-1818» и «Космос-1867») в части данных телеметрии о работе ЯЭУ требовали соответствующего высокого уровня управления как на уровне Физикоэнергетического института (рис. 9), так и на уровне Министерства среднего машиностроения и межотраслевой кооперации (рис. 10).

Заслуги ключевых специалистов Физико-энергетического института были отмечены государственными наградами и международным признанием.

Среди лауреатов Государственной премии СССР:

1968-1973

– в 1972 г. — А. И. Ельцов, И. П. Засорин, Д. М. Овечкин, В. Я. Пупко за «Создание и энергетические испытания термоэмиссионного реактора-преобразователя «ТОПАЗ»;

1960-1968



М. П. Родионов

Директора ФЭИ

1973-1987

1987-1992



О.Д. Казачковский



М. Ф. Троянов



В. А. Кузнецов

Д. М. Овечкин



В. Н. Силаев

Рис. 9. Руководство ФЭИ, обеспечивавшее проведение НИОКР и создание КЯЭУ «ТОПАЗ»

Главные инженеры ФЭИ

- в 1989 г. — П. М. Бологов, М. Н. Ивановский за «Создание и летноконструкторские испытания космической ядерно-энергетической установки в составе спутников «Космос-1818» и «Космос-1867».

В 1994 г. Г. М. Грязнов (ПО «Красная Звезда») и В. Я. Пупко (ФЭИ) первыми из иностранцев удостоились американской премии Шрайбера — Спенса за выдающиеся достижения в использовании ядерной энергии при космических исследованиях (рис. 11).

В 1970 г. ключевые специалисты ИК зд. 224 были награждены медалью «За трудовую доблесть» (рис. 12).



*Рис. 10.* Ключевые руководители НИОКР в области термоэмиссионных ЯЭУ на совещании в Минсредмаше (фото 1970 г.):

верхний ряд Е. В. Куликов (ОКБ «Заря»), С. Д. Гришин (ИАЭ им. И.В. Курчатова), Н. И. Михневич (МКБ «Красная Звезда»), В. М. Талызин, М. К. Романовский (оба — ИАЭ им. И.В. Курчатова), В. М. Тюгин (НИИП), И. П. Засорин (ФЭИ), Н. С. Поляков (МСМ); нижний ряд И. С. Шмелев (МСМ), И. Г. Гвердцители (СФТИ), В. М. Иевлев (НИИТП), М. В. Мельников (ОКБ С. П. Королева), И. Д. Морохов (зам. Министра МСМ),

Ю. И. Данилов (МСМ), К. В. Холщевников (ЦИАМ), В. Г. Степанов (ТМКБ «Союз»)



*Рис. 11.* Памятные знаки к премии Шрайбера — Спенса, г. Альбукерке (США), 10 января 1994 г.: слева — Г. М. Грязнов, справа — В. Я. Пупко



Рис. 12. Коллективное фото награжденных специалистов ИК зд. 224: 1-й ряд (сидят) Лукьянов Л. М., Яковлев П. С., Родичев И. К., Передереев А. И., Селиверстова З. М., Кужель П. Т., Чежин Н. Н., Борисевский В. С, Широковский Ю. Л.; 2-й ряд (стоят) Ларин Е П., Антонов В. М., Кумсков Б. П., Забавин А. К., Ельцов А. И., Паращук В. Л., Бирюков Ф. У., Масленкин А. М., Михальцов Л. И., Сивов Ю Ф., Котельников Ю. А.

### Модернизация и реконструкция ИК зд.224

По проектно-сметной документации АО «ГСПИ» в 1985–1992 гг. ИК зд. 224 был частично модернизирован для испытаний перспективных ЯЭУ суб- и мегаваттного класса с утилизируемой непреобразованной тепловой мощностью до 2 МВт и с ресурсом работы оборудования до 3 лет (рис. 13).

После модернизации обеспечены следующие технические характеристики систем теплоотвода: (8) — до 0,8 MBT; (9) — до 1,2 MBT; расход охлаждающей воды до 70 м<sup>3</sup>/ч при температуре (25–70) °C.

После замены масляных диффузионных систем откачки на безмасляные турбомолекулярные насосы типа ВМН-500 (10) скорость откачки увеличится до 100 л/с с достижением давления остаточных газов в ВК до 5·10<sup>-5</sup> мм рт. ст.

Автоматизированная система специзмерений (АССИ) в структуре АСУТП (автоматизированная система управления технологическими процессами) ИК зд. 224 — комплекс аппаратно-программных средств, предназначенный для контроля и управления параметрами технологических процессов на всех этапах жизненного цикла испытываемой ЯЭУ (сборка, пуск, наладка, испытания и т. д.), в том числе измерений ВАХ и др. характеристик энергоисточника с выходной электрической мощностью до 1 МВт.



*Рис. 13.* Принципиальная схема технологических интерфейсов после модернизации, обеспечивающих наземные энергетические испытания:

 1 – вакуумная камера; 2 – реактор (источник тепла); 3 – радиационная защита; 4 – холодильник-излучатель; 5 – теплообменник «жидкометаллический теплоноситель/вода»; 6 – теплообменник «вода ВК/вода внешней системы охлаждения» (градирня); 7 – насос водяной; 8 – внешняя система охлаждения ВК (градирня); 9 – водяная система отвода непреобразованной теплоты; 10 – вакуумная система откачки; 11 – АССИ (автоматизированная система специзмерений); 12 – биологическая защита

В период 2014–2016 гг. специализированной организацией АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон» был выполнен значительный объем строительно-монтажных работ по «Первому пусковому комплексу» реконструкции ИК зд. 224, предусмотренных «ФЦП РЯОК-2020», в ходе которых завершены следующие работы:

- проведен современный ремонт фасада зд. 224 (рис. 14);

 обустроены эвакуационные выходы, проведена замена бетонных перекрытий над центральным и малым залами, заменено кровельное покрытие крыши;

 в обеспечение основных операций маршрутной технологии по приемке и сборке составных частей испытуемого изделия в технологическом зале (ТЗ) возведены участки сборки (зал сборки реакторного модуля), отделочные работы в ТЗ и прилегающих помещениях (вспомогательных участках) (рис. 15);

– в обеспечение современных правил радиационной и ядерной безопасности было реконструировано хранилище электрогенерирующих каналов (ЭГК) ТРП, расположенное на погрузочно-разгрузочной площадке зд. 224 (рис. 4, 16).

В обеспечение выполнения требований современных нормативных документов на грузоподъемное оборудование, на ИК зд. 224 проведена его полная замена выпускаемыми российской промышленностью системами, внешний вид которых на соответствующих технологических участках показан на рис. 17.



Рис. 14. Внешний вид зд. 224 до (а) и после (б) реконструкции



*Рис. 15.* Внешний вид технологического зала до (а) и после реконструкции (б и в): б) участок сборки реакторного модуля (внешний вид); в) участок сборки реакторного модуля (вид внутри)



Рис. 16. Внешний вид хранилища ЭГК снаружи (а) и внутри (б)





R)







а) погрузочно-разгрузочная площадка; б) и в) участок сборки технологического контроля;

г) центральный зал;

д) «чистый» и «грязный» транспортные коридоры

*Рис.* 17. Внешний вид грузоподъемного оборудования на соответствующих технологических участках ИК зд. 224

# Актуальные технологические интерфейсы ИК зд. 224, разработка которых продолжается

Особое место в технологических интерфейсах ИК зд.224 занимает современная безмасляная система откачки вакуумной камеры и изделия, а также система специзмерений, к сожалению, не реализованные на текущем этапе реконструкции, но верифицированные на стадии отработки технических решений.

Необходимость замены масляной системы откачки связана с требованием улучшения вакуумной гигиены (уменьшение давления и парциального спектра остаточного газа) при обезгаживании и в процессе ресурсных энергетических испытаний изделия. На рис. 18 приведена предлагаемая схема безмасляной откачки, реализованная применением мощного турбомолекулярного насоса типа BMH-500.

Внедрение безмасляной системы откачки в ИК зд. 224 позволит, кроме увеличения скорости откачки, существенно уменьшить давление остаточных газов и улучшить спектр остаточных газов путем исключения углеводородных компонентов, характерных для масляной системы откачки (рис. 19).





а) внешний вид турбомолекулярного насоса ВМН-500; б) схема обновленной вакуумной системы после замены диффузионных насосов (ДВН-500) на турбомолекулярные (ВМН-500)



Рис. 19. Спектральный состав остаточных газов в системах откачки: а) паромасляная откачка (ДВН-500), суммарное давление остаточных газов ~2·10<sup>-3</sup> мм рт. ст.; б) безмасляная система откачки (ВМН-500), суммарное давление остаточных газов ~2·10<sup>-5</sup> мм рт. ст.

Автоматизированная система специзмерений входит в состав АСУТП ИК зд. 224 и предназначена для проведения специзмерений характеристик испытываемой ЯЭУ, в том числе регистрации ВАХ совместно с измерением таких параметров, как температура узлов экспериментальной установки, давление и расход теплоносителя, плотность нейтронного потока и т. д. [10]. С помощью АССИ может проводить обработку экспериментальных данных для уточнения определенных на стадиях расчета и конструирования характеристик ЯЭУ, а также диагностику и прогнозирование технического состояния ЯЭУ в процессе испытаний.

Предлагается вариант построения АССИ, в котором технические решения обусловлены опытом эксплуатации обладающего аналогичными функциями автоматизированного ИИК (информационно-измерительного комплекса) в ходе предреакторных испытаний лабораторных термоэмиссионных преобразователей энергии (ТЭП) с плоской и цилиндрической геометрией электродов на электрофизических стендах [11], а также представленными на рынке современных средств автоматизации измерений приборами, позволяющими выполнять часть этих функций более эффективно.

В таком подходе в состав АССИ входят модули сбора данных для измерения сигналов датчиков экспериментальной установки; программируемая электронная нагрузка и блок резистивной нагрузки для регистрации динамических (изотермических) и статических (изомощностных) ВАХ, соответственно; блок коммутации для подключения объекта испытаний (ЯЭУ, отдельные ЭГК или группы ЭГК, тепловой макет) к электронной или резистивной нагрузке; компьютер для управления процессом измерений и отображения, обработки и сохранения его результатов, а также обмена данными с сервером баз данных АСУТП (рис. 20).

В АССИ необходимо использовать специально разработанное программное обеспечение, предоставляющее оператору удобный графический интерфейс, возможности управления процессом измерений в режиме реального времени, реализацию алгоритма обработки экспериментальных данных.



Рис. 20. Структурная схема АССИ

Модули сбора данных осуществляют сбор информации от датчиков, ее предварительную обработку и передачу управляющему устройству по цифровому интерфейсу. Модули выпускаются производителями систем сбора данных и различаются по типам поддерживаемых датчиков, количеству измерительных каналов, диапазонам и погрешностям измерения, интерфейсам передачи данных [12]. Для АССИ предлагаются 8-канальные модули ввода/вывода серии MDS компании «КонтрАвт», обеспечивающие ввод унифицированных сигналов тока и напряжения — AI-8UI и AI-8TC, сравнительные характеристики которых приведены в таблице 4 [13, 14].

Среди датчиков, подключаемых к АССИ, особое место занимают термопары. Модули AI-8TC предназначены в основном для измерения термоЭДС термопар (до 50 мВ), хотя допускается подключение датчиков другого типа. Модули AI-8UI более универсальны, но отличаются меньшей точностью измерения сигналов в диапазоне до 50 мВ. Точность преобразования AI-8UI и AI-8TC составляет 0,1 % от диапазона измерения, длительность опроса входного сигнала одного измерительного канала 0,1 с.

Модули ввода/вывода объединяется в сеть по интерфейсу RS-485. Для связи с компьютером требуется преобразователь интерфейсов, например IC-USB/485, для подключения к USB разъему.

Таблица 4.

Модуль	Диапазоны измерения напряжения	Диапазоны измерения тока
AI-8UI	±150 MB, ±250 MB, ±500 MB, ±1 B, ±2 B, ±5 B, ±10 B, (01) B, (02) B, (05) B, (010) B	±20 мА, (020) мА, (420) мА
AI-8TC	(050) мВ, (0150) мВ, (0500) мВ, (01000) мВ	(020) мА, (420) мА

Сравнительные характеристики аналоговых модулей сбора данных MDS

В ходе испытаний ЯЭУ/ЭГК используются следующие режимы исследования электрических характеристик:

1 — регистрация статических ВАХ;

2 — ресурсные испытания;

3 — регистрация динамических ВАХ.

В ходе регистрации статических ВАХ ток изменяется ступенчато в широком диапазоне (сотни ампер) с шагом не более 1÷10 А. В конце каждой ступени измеряются ток и напряжение. В связи с тем, что изменение тока приводит к изменению температурных полей ЯЭУ/ЭГК, длительность каждой ступени должна быть достаточно высокой для окончания возникающих при переходе на новую ступень переходных процессов.

При ресурсных испытаниях ЯЭУ/ЭГК в течение длительного времени находится в точке максимальной электрической мощности. Периодически проводятся замеры тока и напряжения в точке для нахождения зависимости максимальной мощности от времени и регистрация динамических ВАХ для диагностики внутренних параметров ЯЭУ/ЭГК.

При регистрации статических ВАХ и проведении ресурсных испытаний ЯЭУ/ЭГК подключается к резистивной нагрузке, которая представляет собой группу последовательно и параллельно соединенных резисторов, коммутируемых с помощью транзисторных ключей, управляемых выходными сигналами типа «открытый коллектор» модулей дискретного ввода/вывода MDS DIO-16BD, подключенных к компьютеру через адаптер IC-USB/485. Уровни управляющих сигналов вычисляются в программе, исходя из требуемого значения результирующего сопротивления нагрузки (от единиц мОм до единиц Ом) по определенному алгоритму.

В состав блока резистивной нагрузки также входит группа измерительных шунтов серии 75ШСМ, рассчитанных на различные диапазоны измерения тока и коммутируемых с помощью электромагнитных реле, и модуль MDS AI-8UI для измерения напряжения ЯЭУ/ЭГК с потенциометрических выводов и падения напряжения на подключенном шунте для определения тока ЯЭУ/ЭГК.

Алгоритм регистрации динамических ВАХ приведен на рис. 21. Ток *I* из рабочей точки *I*<sub>static</sub> сначала переходит скачком до минимального значения *I*<sub>min</sub>, затем ступенчато изменяется до максимального значения *I*<sub>max</sub> и обратно, и возвращается в рабочую точку. В отличие от статических ВАХ, длительность каждой ступени должна быть достаточно низкой, чтобы избежать значительного изменения температурного режима (более 5–10 °C). Поэтому динамические ВАХ снимаются импульсами длительностью не более  $\Delta t_{step} = 100...500$  мкс, и для стабилизации температурных полей ЯЭУ/ЭГК между группами импульсов возможны паузы до  $\Delta t_{pause} = 100...200$  мс, при которых ток возвращается в рабочую точку.



Рис. 21. Алгоритм изменения тока ЭГК при регистрации динамических ВАХ

Для регистрации динамических и статических ВАХ может быть использована программируемая электронная нагрузка — прибор, предназначенный для имитации различных режимов работы нагрузки при исследовании источников питания [15]. В составе электронной нагрузки присутствуют стабилизатор, измеритель параметров протекающего тока и напряжения и ряд других вспомогательных узлов. Стабилизатор обеспечивает различные режимы работы нагрузки (стабилизация тока, напряжения, мощности или сопротивления). Измеренные значения тока и напряжения могут быть выведены на дисплей на передней панели прибора или переданы в управляющее устройство.

Для АССИ предлагается серия электронных нагрузок AEL-88xx компании «Актаком» [16]. Максимальная мощность нагрузок данной серии составляет 10...100 кВт в зависимости от модели, максимальный ток 240...500 А, максимальное напряжение 150...500 В. Для увеличения тока и, соответственно, мощности нагрузки одной модели можно соединять параллельно.

Установка параметров может проводиться как с цифровой клавиатуры на передней панели прибора, так и программно по интерфейсу RS-232 с помощью адаптера RS-232/USB через программное обеспечение, входящее в комплект поставки или через определенный набор команд с использованием специализированного протокола. Для реализации алгоритма изменения тока при регистрации динамических BAX имеется возможность работы по заданному списку, позволяющая создавать сложные последовательности входных сигналов с частотой переключения до 25 кГц.

Точность установки/измерения тока составляет 0,15% от установленного значения +0,2% от диапазона, точность установки/измерения напряжения 0,015% от установленного значения +0,03% от диапазона.

Алгоритмы измерений и принципы построения АССИ успешно верифицированы на этапе предреакторных исследований и испытаний экспериментальных ТЭП и электрогенерирующих элементов на электрофизических стендах и будут использованы на следующем этапе реконструкции ИК зд. 224.

### Заключение

ИК зд. 224 был и остается уникальным реакторным комплексом, обеспечивающим заключительный этап ОКР проведения наземных ресурсных энергетических испытаний и подготовки к летно-конструкторским испытаниям ЯЭУ прямого преобразования тепловой энергии в электрическую.

Подтвердивший свою высокую эффективность в процессе реализации ОКР по программе создания КЯЭУ 1-го поколения «ТОПАЗ», модернизированный после ее завершения и частично реконструированный в объеме «Первого испытательного комплекса», ИК зд. 224 обеспечивает потенциальную возможность проведения реакторных и тепловых испытаний ЯЭУ и их демонстраторов субмегаваттного класса при разработке КЯЭУ 2-го поколения и мегаваттного диапазона выходной электрической мощности со значением утилизируемой тепловой мощности до 2 МВт при проектировании ЯЭУ и тепловых демонстраторов различного назначения.

Созданная в ГНЦ РФ – ФЭИ научная Школа прямого преобразования энергии, наличие высококвалифицированных специалистов, обеспечивающих системные и комплексные исследования и испытания в текущих и перспективных НИОКР в области разработки специальных ЯЭУ различного назначения, продолжающих совершенствовать технологические интерфейсы ИК зд. 224 с использованием элементной и расчетно-методической базы современного поколения, создают предпосылки актуализации использования ИК зд. 224 в национальных программах развития космической и наземной ядерной энергетики.

# Список литературы

- Экспериментальная база отрасли в Государственном научном центре Российской Федерации — Физико-энергетическом институте имени А.И. Лейпунского. – Обнинск. Изд. ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2005. – с. 24.
- Романов А.В. Теория комплексной оптимизации проектирования космических аппаратов с ядерными термоэмиссионными энергетическими установками. – СПб. : ООО НПО «Профессионал». 2010. – 472 с.
- 3. Андреев П.В., Гулевич А.В., Ярыгин В.И. и др. Физико-технические возможности термоэмиссии для современных проектов создания КЯЭУ мегаваттного класса / Тр. Международной конф. «Ядерные и инновационные технологии для космоса» (NETS 2012), США. 2012. Доклад № 3014.
- 4. Ярыгин В.И. Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – Вып. 2. – С. 5–20.
- 5. Послание Президента Федеральному Собранию. URL: <u>http://www.kremlin.ru/</u> <u>news/19825</u> (дата обращения 05.03.2021).
- 6. Новости ВПК от 14.08.2019. Интерфакс-АВН. URL: <u>http://www.vpk.name/</u> <u>news/2019-08-14</u> (дата обращения 05.03.2021).
- Пупко В. Я. История работ по летательным аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок в ГНЦ РФ ФЭИ. – Обнинск, ФЭИ, 2000. – 56 с.
- 8. Грязнов Г.М. Записки директора. М. : Изд. «Красная звезда», 2014. 250 с.
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии: Монография. – М. : НИЯУ МИФИ, 2015. – 364 с.
- Синявский В.В. Методы и средства экспериментальных исследований и реакторных испытаний термоэмиссионных сборок. – М. : Энергоатомиздат, 2000. – 375 с.
- Кириллов А.С., Ярыгин В.И. Современный информационно-измерительный комплекс для проведения исследований и испытаний термоэмиссионных преобразователей тепловой энергии в электрическую // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – Вып. 2. – С. 137–145.
- 12. Кириллов А.С., Агафонов В.Р. Интеллектуальные модули ввода сигналов термопар с объектов термоэмиссионной экспериментальной установки // Научно-технический вестник Поволжья. 2016. №3. С. 65–68.

- 13. Громов Д. В., Желтухин А. А., Варпаев А. Ю. Серия MDS-модулей распределенного сбора данных и управления // Информатизация и системы управления в промышленности (ИСУП). 2010. Вып. 5(29). –С. 4–12.
- 14. Сайт компании «КонтрАвт» : http://www.kontravt.ru/.
- 15. Афонский А.А. Электронные нагрузки Актаком средство повышения эффективности испытаний источников электропитания // Контрольноизмерительные приборы и системы. – 2011. – Вып. 1. – С.11–16.
- 16. Сайт торговой марки «Актаком» : http://www.aktakom.ru/.

# Автономные ядерные энергоисточники субмегаваттного класса

И. А. Денежкин, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, Н. И. Логинов, А. С. Михеев, А. П. Пышко

В настоящее время энергоснабжение автономных объектов в условиях Арктики осуществляется в основном с помощью дизельных электрогенераторов с использованием машинного способа преобразования. По данным на 2002 г. в зоне Российского Севера эксплуатировалось более 12 тысяч дизельных электростанций мощностью от 100 кВт до 3,5 МВт [1, 2]. Применение в электрогенерирующих установках машинных способов преобразования (в том числе по циклам Ренкина, Брайтона) хорошо отработано и обеспечивает высокий КПД (до 30–40%), однако в большинстве случаев требует постоянного обслуживания этих установок, т. е. лишает их автономности. Значительным недостатком использования дизельных электрогенераторов является необходимость доставки больших объемов органического топлива, что в условиях Крайнего Севера затруднено и весьма дорого. Проводимая в настоящее время очистка арктического побережья России показывает, насколько применение дизельных генераторов в этом районе экологически неприемлемо [3, 4].

Предлагаемый класс ядерных энергоисточников (ЯЭИ) предназначен для решения этих проблем, т. е. для обеспечения устойчивого, экологически безопасного и экономически обоснованного энергоснабжения удаленных от централизованных энергосетей объектов специального и гражданского назначения, расположенных главным образом в северном регионе.

### Общая компоновка энергоисточника

Для решения задачи энергоснабжения автономных потребителей предлагается конструкция автономного малогабаритного ядерного энергоисточника мощностью 10–500 кВт<sub>эл</sub> [32–35].

Концепция энергоустановки основана на нескольких основных технических решениях:

 – базовым элементом ЯЭИ является малогабаритный реактор бассейнового типа с водой атмосферного давления, с выводом энергии тепловыми трубами (жидкий литий при рабочей температуре ~1200 °C);

в качестве ядерного топлива используется низкообогащенный (менее 20 % по изотопу <sup>235</sup>U) диоксид урана;

 по всем контурам системы охлаждения организована естественная циркуляция теплоносителя;

 применен термофотовольтаический способ генерации электроэнергии, обеспечивающий системный КПД установки 12–17 % и выходную электрическую мощность до 500 кВт при ресурсе (длительности бесперегрузочной кампании) не менее 10 лет. Применение выносного (внезонного) термофотовольтаического способа прямого преобразования энергии позволяет в сравнении, например, с внутризонным термоэмиссионным видом преобразования энергии [5] не только значимо увеличить эффективность преобразования энергии, но и достичь ресурса бесперегрузочной работы установки 10 лет и более за счет, например, исключения «закрытия» межэлектродного зазора термоэмиссионного генератора электроэнергии вследствие распухания топлива и отравления поверхности электродов продуктами деления и т. п.

На рис. 1 представлен шахтный вариант размещения в Арктической зоне Российской Федерации ЯЭИ мощностью 100 кВтэл.

Активная зона реакторной установки (РУ) устанавливается внутри тяговой шахты и состоит из 108 электрогенерирующих секций (ЭГС). Единичная ЭГС представляет собой тепловую трубу (ТТ) с экранно-вакуумной теплоизоляцией, заполненную парами <sup>7</sup>Li. Использование тепловых труб для вывода энергии из реактора позволяет существенно уменьшить массогабаритные характеристики ЯЭИ за счет исключения насосного оборудования и значительного уменьшения количества теплоносителя, создать полностью пассивную систему аварийного охлаждения, а также позволяет работать при высокой температуре (1100–1300 °C) длительное время.

Источниками тепла в TT служат четыре твэла, расположенные в ее нижней части. В качестве ядерного топлива предлагается использовать диоксид урана с обогащением 19,75% по изотопу <sup>235</sup>U. Основные технические и технологические решения по твэлу активной зоны установки получены при разработке твэла для ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса [6].

В верхней части ЭГС имеется участок напыленного на внешнюю поверхность тепловой трубы эмиттера инфракрасного излучения, вокруг которого установлен термофотовольтаический генератор (ТФВГ), в котором осуществляется преобразование энергии теплового излучения в электричество. Непреобразованное тепло отводится в воду, находящуюся в бассейне. Далее это тепло переносится естественной циркуляцией воды к двухфазному термосифону системы отвода тепла. Термосифон пассивными средствами переносит тепло к конечному поглотителю — окружающему воздуху. Использование естественной циркуляции по всем контурам охлаждения и применение безмашинного способа преобразования энергии позволяет сделать ЯЭИ автономным.

Важной для варианта расположения ЯЭИ в северных районах является задача недопущения перегрева грунта (вечной мерзлоты). В данной концепции установки она решается путем правильного выбора диаметра шахты (слоя воды), что обеспечивает достаточно низкий уровень радиационного разогрева грунта. Тепловые потоки от бака с водой экранируются теплоизоляцией, а бетонные стенки шахты охлаждается системой низкотемпературных тепловых труб.


Рис. 1. Вариант наземного (шахтного) размещения ЯЭИ 100 кВт<sub>эл</sub>:
1 – грунт (вечная мерзлота); 2 – активная зона; 3 – радиационная защита
термофотовольтаического генератора; 4 – тепловые трубы; 5 – термофотовольтаический генератор; 6 – рессоры рабочих органов системы управления и защиты;
7 – промежуточный теплообменник (термосифон); 8 – аккумулятор холода (бассейн со льдом); 9 – тепловая труба;10 – воздушный теплообменник; 11 – система
преобразования тока; 12 – блок приводов рабочих органов системы управления и защиты; 13 – САУ (система автоматического управления); 14 – купол отсека оборудования (бетон); 15 – бетонная шахта с тепловыми трубами;
16 – теплоизоляция (пенополиуретан); 17 – вода; 18 – корпус бака (сталь)

#### Термофотовольтаический генератор

Термофотовольтаическое преобразование — это прямое преобразование тепловой энергии в электрическую посредством фотоэлектрического эффекта. В общем случае термофотовольтаический преобразователь (ТФВП) состоит из источника тепла, эмиттера (излучателя), оптического фильтра и фотоэлектрического приемника (ФЭП). Принципиальная схема работы ТФВП приведена на рис. 2. Источник тепла нагревает эмиттер до температуры около 1000–1600 °C. Возникающее при этом оптическое излучение поглощается фотоэлектрической ячейкой и преобразуется в электричество. Оптический фильтр необходим для согласования спектральных характеристик эмиттера и фотоприемника и позволяет повысить общую эффективность устройства.

Эффективность преобразователя является одним из основных параметров, определяющих его практическую применимость. Общая эффективность ТФВП определяется как:

$$\eta_{\mathrm{T}\Phi\mathrm{B}\Pi} = \frac{P_{\mathfrak{I}}}{P_{\mathfrak{I}\mathfrak{I}}} = \eta_{\mathfrak{I}} \cdot \eta_{\mathrm{cnekrp}},$$

где  $P_{3\pi}$  — электрическая мощность, генерируемая преобразователем;  $P_{и3\pi}$  — полная мощность, излучаемая эмиттером;  $\eta_{3\pi}$  — эффективность преобразования оптического излучения в электричество в рабочем спектральном диапазоне приемника, определяется, в основном, свойствами материалов, из которых изготовлен фотоприемник, а также, в общем случае, зависит от интенсивности падающего излучения;  $\eta_{спектр}$  — спектральная эффективность, характеризует собой долю энергии излучения эмиттера, попадающую в рабочую спектральную область фотоячейки.

В традиционной фотовольтаике для преобразования солнечного излучения в электричество успешно применяются фотоэлектрические ячейки на основе кремния или, например, арсенида галлия GaAs. Такие фотоэлементы достаточно доступны и дешевы. Их высокая эффективность обусловлена тем, что солнечный спектр (близкий к спектру абсолютно черного тела (АЧТ) при T=6000 °C) хорошо совпадает с областью чувствительности фотоэлементов. В термофотовольтаике температура эмиттера в большинстве случаев, исходя из соображений термической стойкости, не превышает 1000–1500 °C. При таких температурах максимум



Рис. 2. Принципиальная схема термофотовольтаического преобразователя

спектра АЧТ смещается в инфракрасную область вблизи 1,6–2,2 мкм. В этом случае при использовании в ТФВГ кремниевых фотоэлементов и эмиттера, близкого по характеристикам к АЧТ, спектральная эффективность системы не превышает 2 % и общая эффективность, следовательно, тоже оказывается мала. При использовании в паре с кремниевыми фотоэлементами специальных эмиттеров из оксидов редкоземельных элементов, спектр излучения которых заметно отличается от АЧТ, например оксида иттербия, спектральная эффективность преобразователя может достигать 20 %. Однако хрупкость и необходимость использовать высокие рабочие температуры, чтобы получить достаточно высокую выходную мощность, ограничивают применение таких эмиттеров.

К настоящему времени разработаны эффективные термофотовольтаические элементы, работающие в инфракрасной области спектра. Монохроматическая чувствительность отдельных образцов достигает 49 % [7], а максимальный полученный КПД преобразования теплового излучения – более 20 % при температуре излучателя ~1000 °C [8].

На рис. 3 представлены расчетные зависимости эффективности ТФВП от ширины запрещенной зоны ( $E_g$ ) фотоэлемента при разной температуре идеального плоского бесконечного эмиттера со 100% эффективностью и спектром АЧТ [8].

Из представленных данных видно, что фотоэлементы из антимонида галлия GaSb хорошо подходят для преобразования теплового излучения в электричество ( $E_g = 0.72$  эВ). Такие ячейки чувствительны в спектральном диапазоне вплоть до 1,8 мкм. Оптимальной для них является температура эмиттера  $T \ge 1200$  °C. При температуре T = 1200 °C (без применения средств спектрального контроля) спек-





а) без учета возврата фотонов на эмиттер, б) с учетом возврата фотонов на эмиттер

тральная эффективность ТФВП с такими ячейками составляет около 20 %, а нижняя граница КПД согласно зависимостям, приведенным на рис. 3, около 8–9 %. Фотоэлементы из антимонида галлия имеют относительно простую конструкцию. Более сложные фотоэлементы позволяют дальше продвинуться в ИК-область спектра, работать при более низких температурах и получить большую спектральную эффективность, однако они более дороги в производстве.

Имеющиеся фотоэлементы позволяют создавать достаточно мощные термофотовольтаические системы. При использовании GaSb фотоэлементов и температуре эмиттера 1200–1600 °C была продемонстрирована возможность получения выходной электрической мощности около 1 кВт в компактных модулях при эффективности до 10 % [10–13]. Плотность снимаемой электрической мощности составляла 0,5–1,5 Вт/см<sup>2</sup>. Преобразователь во всех случаях имел форму цилиндра с эмиттером, расположенным внутри цилиндра вдоль его оси. Фотоэлементы располагались на внутренней поверхности цилиндра. Его диаметр не превышал 150 мм, высота – 300 мм.

Эффективность ТФВГ, работающего в ИК-диапазоне, может быть увеличена за счет использования селективно излучающего эмиттера. Селективный эмиттер для фотоэлементов на основе GaSb может быть также изготовлен на основе оксидов переходных металлов, например никеля или кобальта, в керамической матрице из MgO [14]. Излучательная способность таких эмиттеров вблизи 1,5 мкм близка к излучательной способности АЧТ, а ширина полосы излучения, в отличие от оксидов редкоземельных элементов, достаточно велика.

Был выполнен расчет выходных параметров термофотовольтаического генератора предлагаемого ЯЭИ. Рассмотрены три типа излучателей: Мо-эмиттер, SiCэмиттер, NiOMgO-эмиттер и два типа фотоэлементов: GaSb и InGaAsSb. Эмиттеры SiC и NiOMgO представляют собой покрытия, нанесенные на боковую поверхность тепловой трубы. Конструкция единичного модуля ТФВГ, спектральные характеристики фотоэлементов и эмиттеров при температуре 1541 К (1268 °C) приведены на рис. 4. Результаты расчетов представлены на рис. 5, 6.

Как следует из зависимостей, приведенных на рис. 3, эффективность ТФВП с АЧТ-подобным эмиттером может быть значительно увеличена за счет возвращения неиспользуемой длинноволновой части излучения обратно на эмиттер. В качестве материала эмиттера предлагается использовать покрытие из SiC или  $ZrO_2$  [15]. Рециркуляцию излучения между эмиттером и фотопреобразователем предлагается осуществлять с помощью селективного интерференционного оптического фильтра, размещаемого вблизи ФЭП или напыляемого непосредственно на его поверхность. Моделирование характеристик оптического фильтра осуществлялось с помощью программного обеспечения OpenFilters [16]. Результаты моделирования приведены на рис. 7.

Следует отметить, что спектральные характеристики интерференционных покрытий достаточно сильно зависят от угла падения излучения. Поэтому конструкция фильтра средствами OpenFilters оптимизировалась с учетом результатов предварительно выполненного методом Монте-Карло моделирования распространения излучения внутри ТФВП.



*Рис. 4.* Параметры термофотовольтаического генератора: а) схема термофотовольтаического генератора; б) квантовая эффективность фотоэлементов GaSb (1), InGaAsSb (2), спектральная плотность мощности излучения эмиттеров SiC (3), NiOMgO (4), Mo (5)



*Puc. 5.* Зависимость суммарной электрической мощности генератора от длины GaSb (а) и InGaAsSb (б) модулей при температуре излучателя T=1268 °C



*Рис. 6.* Эффективность термофотовольтаического генератора при использовании различных материалов фотоэлементов и эмиттера



*Рис.* 7. Зависимость отражения селективного интерференционного фильтра от длины волны при различном угле падения излучения



Рис. 8. Спектральные характеристики ТФВП

На рис. 8 показан расчетный эффективный спектр излучения эмиттера из карбида кремния за интерференционным фильтром из чередующихся слоев Si/SiO<sub>2</sub> в условиях реальной геометрии ТФВП. Результаты моделирования показывают, что применение разработанного фильтра позволяет возвращать на эмиттер до 60% от всего испускаемого излучения. При этом спектральная эффективность ТФВП с GaSb фотоэлементами увеличивается примерно в 2 раза, а общая эффективность системы составляет 16–19%. Следовательно, GaSb фотоэлементы в настоящее время представляются наиболее предпочтительными, поскольку они дешевле и технологичнее в изготовлении, чем более сложные преобразователи.

Другим положительным следствием применения в ТФВГ селективного отражающего светофильтра является уменьшение тепловой нагрузки на фотоэлементы, что позволяет упростить поддержание оптимального температурного режима ФЭП. Несмотря на то, что GaSb фотоэлементы сохраняют свою работоспособность и при температурах свыше 100 °C [16], их эффективность при этом падает. Так при увеличении температуры с 20 °C до 100 °C выходная мощность фотоэлемента может уменьшаться на 25–35 % [8, 17, 18].

Одним из основных факторов, ограничивающих применение фотовольтаических преобразователей в ядерной энергетике, является их малая стойкость в полях ионизирующих излучений. Данных по радиационной стойкости GaSb преобразователей мало. Результаты анализа опубликованных исследований [19, 20] приведены в таблице 1.

#### Таблица 1.

Деградация, %	Флюенс нейтронов (E>0,1 МэВ), нейтр/см <sup>2</sup>	Поглощенная доза фотонов, рад.
5	1·10 <sup>11</sup>	8·10 <sup>6</sup>
15	$1.10^{12}$	$4 \cdot 10^{7}$

#### Изменение КПД ФЭП на основе GaSb

Были выполнены трехмерные расчеты распределения функционалов реакторного излучения в окрестности реактора. Часть расчетов радиационной обстановки при выборе структуры радиационной защиты выполнялась по коду КАСКАД-С-2.5 [21] с константами БНАБ-78 [22].

Более точно функционалы реакторного излучения в рассматриваемой задаче могут быть получены, например, с использованием прецизионного кода MCNP4B с библиотекой констант DLC189/MCNPDAT, реализующему решение уравнения переноса излучения в трехмерной геометрии с использованием детальной зависимости от энергии сечений взаимодействия излучений с веществами. Такой код позволяет использовать трехмерную геометрическую модель реактора-преобразователя и всего ЯЭИ.

Одной из проблем расчета полей нейтронного и гамма-излучения в ЯЭИ является большие размеры водяного бака, в котором размещен реактор (см. рис.1). Разработанный в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» метод итерации весовых окон [23, 24] для расчета полей излучения дает возможность эффективно с минимальными временными затратами решать методом Монте-Карло полноразмерные пространственные задачи по переносу излучения в воде, конструкционных материалах и радиационной защите.

Результаты расчетов для варианта ЯЭИ мощностью 100 кВт<sub>эл</sub> показали (рис. 9), что для защиты фотоэлементов от воздействия ионизирующих излучений необходимо использовать два подхода. Первый — это отодвижение по вертикали области ФЭП от активной зоны на расстояние не менее 2,5 м. В данном проекте это может быть реализовано за счет увеличения длины тепловых труб, выводящих тепловую энергию из реактора. Вторым способом обеспечения требуемых

уровней реакторного излучения является использование защитных экранов из вольфрама толщиной 30 см, выполненных в виде многозаходной спирали и размещаемых внутри тепловой трубы (см. ниже). Защита от «прострела» излучения через тепловую изоляцию ТТ обеспечивается за счет профилирования диаметра трубы. Такие способы радиационной защиты обеспечивают допустимые уровни излучения на ФЭП и деградацию КПД фотоэлементов менее 10 % за кампанию РУ (10 лет). Следует отметить, что основную радиационную нагрузку на ФЭП определяет нейтронное излучение реактора.



*Рис. 9.* Распределение функционалов реакторного излучения в окрестности реактора: а) флюенс быстрых нейтронов (нейтр/см<sup>2</sup>), б) поглощенная доза фотонов (рад)

#### Активная зона реактора

Структура активной зоны (а. з.) реактора для ЯЭИ с выходной мощностью 100 кВт<sub>эл</sub> приведена на рис. 10.



Рис. 10. Поперечное сечение активной зоны реактора (а) и отдельной ЭГС (б) (ЯЭИ 100 кВт<sub>эл</sub>)

Основным элементом а.з. является электрогенерирующая секция. ЭГС представляет собой трубу  $\emptyset$  44,4×1,2 мм из монокристаллического молибденового сплава и включает в себя 4 твэла с размером оболочки 13,0×1,0 мм также из монокристаллического молибденового сплава. Активная часть твэла набирается из топливных таблеток из диоксида урана аксиальной толщиной 2,0 мм. Обогащение по изотопу <sup>235</sup>U – 19,75 %. Система управления и защиты реактора состоит из 12 рабочих органов (РО СУЗ), размещаемых внутри а. 3.

На внешней поверхности оболочки твэлов установлен фитиль из трех слоев тканой молибденовой сетки, плотно прижатый к оболочке. На внутренней стороне корпуса теплой трубы также находится фитиль из трех слоев тканой молибденовой сетки. Фитили корпуса и твэлов соприкасаются друг с другом по образующей цилиндров. В области соприкосновения фитилей происходит раздача рабочего вещества — лития с фитиля корпуса тепловой трубы на фитили твэлов. Тепло, выделяющееся в твэлах, отводится в результате испарения лития с поверхности фитиля (испарительное охлаждение). Расход лития при этом невелик из-за большой теплоты парообразования (20,5 МДж/кг при температуре 1200 °C), а коэффициент теплоотдачи при испарении, напротив, достаточно высок (более 10 кВт/(м<sup>2</sup> К)), [25]). Внутри тепловой трубы в результате процессов испарения и конденсации лития тепло в виде скрытой теплоты парообразования передается в зону отвода тепла и затем излучением сбрасывается на систему преобразования энергии. Между тепловой трубой и чехлом электрогенерирующей секции находится экранновакуумная теплоизоляция, состоящая их нескольких слоев молибденовой и циркониевой фольги. Толщина зазора, в котором размещена теплоизоляция, 5,0 мм.

ЭГС (108 шт.) располагаются в каналах бериллиевой матрицы (внешний диаметр — 1300 мм, высота — 700 мм). Толщина зазора между очехловкой бериллия и корпусом ЭГС 7,0 мм. Зазор заполнен водой, которая охлаждает бериллий, а также играет роль дополнительного замедлителя нейтронов.

Расчеты нейтронно-физических характеристик реактора проводились с использованием программного комплекса MCNP [26] с системой оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 [27]. Расчеты кампании реактора выполнены с использованием программы ORIGEN2 [28] в связке с MCNP посредством программы MONTEBURNES [29].

В таблице 2 приведены результаты расчеты эффективного коэффициента размножения нейтронов ( $k_{3\phi\phi}$ ) в ходе кампании. Принимая во внимание необходимый запас реактивности на технологические и расчетные неопределенности (~1,5 %  $k_{3\phi\phi}$ ), а также требуемый запас реактивности на регулирование реактора в конце кампании (~0,3 %  $k_{3\phi\phi}$ ) и с учетом падения реактивности за кампанию реактора (~5,7 %  $k_{3\phi\phi}$ ), можно констатировать, что начального запаса реактивности (~8,4 %  $k_{3\phi\phi}$ ) хватит на кампанию сроком до 10 лет при тепловой мощности реактора 1200 кВт. Оптимизация схемы размещения ЭГС в а.з. реактора позволяет заметно уменьшить неоднородность энерговыделения в радиально-азимутальном направлении: максимум энерговыделения уменьшается с 1,24 отн. ед. до 1,12 отн. ед. (см. рис. 11).

пеитронно-физические характеристики реактора	
Параметр	Значение
Значение $k_{2\phi\phi}$ реактора в холодном состоянии (все РО СУЗ выведе-	1.0026 + 0.0005
ны из активной зоны, все области реактора находятся при $I = 20$ °C)	$1,0836 \pm 0,0005$
Падение реактивности за кампанию реактора сроком 10 лет при	
тепловой мощности 1200 кВт, %	5,7





a)

тт

\_

1



*Рис. 11.* Распределение энерговыделения в радиально-азимутальном направлении активной зоны в исходном состоянии (а) и после оптимизации (б), отн. ед.

#### Компоновка биологической и радиационной защиты

Шахтный вариант размещения ЯЭИ в бассейне с водой по сравнению с наземным позволяет значительно упростить конструкцию и снизить стоимость установки. Для ЯЭИ выходной мощностью 100 кВт<sub>эл</sub> (см. рис. 1) бетонная шахта имеет глубину 9 м (толщина стенки 20 см), в которой находится бак с водой диаметром 3 м (определялся из условия, что энерговыделение в облицовочном бетоне шахты не должно превышать  $10^{-5}$  Вт/см<sup>3</sup> при работе реактора на номинальной мощности). Центр а. з. находится на высоте 1,6 м от дна бетонной шахты и равноудален от бетонных стенок. Расстояние от поверхности воды в баке до центра а. з. составляет 6,5 м. Между стенками бака и бетонным колодцем находится слой теплоизоляции из пенополиуретана толщиной 10 см. Сверху бак с водой накрыт стальной крышкой толщиной 5 см.

Результаты расчетов радиационной обстановки в окрестности шахты с ЯЭИ приведены на рис. 12, 13.

Полученные данные показывают, что в пределах надреакторного помещения мощность дозы составляет не более 0,5 мкЗв/ч и не превышает максимальных значений, устанавливаемых для персонала группы A, а вне надреакторного помещения — не превышает фоновых значений.



*Рис.12.* Распределение мощности эффективной дозы и энерговыделения в шахте и ее окрестности (ЯЭИ 100 кВт<sub>эл</sub>): а) мощность дозы (мкЗв/ч), б) энерговыделение (Вт/см<sup>2</sup>)

82



*Рис. 13.* Радиальное распределение мощности эффективной дозы на поверхности шахты:

1 – без учета теплообменника, 2 – расчет с теплообменником (позиция 7 на рис. 1)

Мощность дозы на поверхности определяется в значительной степени захватным гамма-излучением, генерируемым нейтронами в воде бассейна и облицовочном бетоне. Вклад нейтронного излучения в мощность дозы незначителен.

Радиационные нагрузки в бетонных конструкциях колодца не превышают допустимых значений. Интегральные энерговыделения в основных конструкционных элементах шахты также невелики.

#### Теплофизическое обоснование ЯЭИ

В обоснование предложенной концепции ЯЭИ с выходной электрической мощностью 100 кВт был выполнен комплекс расчетных исследований теплофизических характеристик установки.

Модель твэла показана на рис. 14. Здесь для снижения перепада температуры по радиусу топливные таблетки перемежаются проставками из молибденовой фольги толщиной 0,1 мм. В центре таблеток и проставок выполнены отверстия диаметром 3 мм. Внутрь отверстий помещена перфорированная трубка для отвода газообразных продуктов деления (ГПД) в компенсационный объем над активной частью твэла. Внутренняя полость твэла заполнена гелием под давлением 0,1 МПа (абс.). Это исключает перегрев оболочки при первоначальном запуске РУ.

Расчет температурного поля в твэле проводился численными методами. На рис. 14 представлено поле температуры в сечении твэла на полувысоте активной части (топлива) с гелиевым подслоем 0,1 мм. Плотность теплового потока на стенке составляет 0,136 МВт/м<sup>2</sup>. Максимальная температура в топливе — 1325 °C.

Таким образом, из результатов расчетов следует, что максимальный перепад температуры между топливом в самом нагретом месте и паром лития в тепловой

трубе равен 125 °C. Температура внешней поверхности оболочки — 1214 °C, в случае идеального теплового контакта между топливом и оболочкой — 1256 °C.

Общий вид расчетной геометрии тепловой трубы показан на рис. 15. Исходные данные для теплогидравлического расчета тепловой трубы, а также основные результаты расчетов представлены в таблице 3.



*Рис. 14.* Модель твэла и поле температур в его элементах конструкции: а) вертикальный разрез фрагмента твэла, б) поле температур в твэле



*Рис. 15.* Расчетная модель тепловой трубы и распределение скоростей теплоносителя в горизонтальном сечении тепловой трубы:

а) расчетная геометрия, б) выход из газосборника твэла, в) вход в каналы блока защиты

#### Таблица 3.

Исходные данные		Результаты расчета	
Параметр	Значение	Параметр	Значение
Мощность тепловой трубы, кВт	11,1	Давление пара лития, кПа: – в начале зоны подвода тепла – в конце конденсатора	34,5 34
Рабочая температура, °С	1200	Расход лития, г/с	0,56
Рабочее вещество	Литий-7	Средняя радиальная скорость пара в зоне подвода тепла, м/с	0,32

Исходные данные и результаты расчета тепловой трубы

Зона подвода тепла тепловой трубы, как уже отмечалось выше, состоит из четырех твэлов с длиной зоны энерговыделения 500 мм, внутренний диаметр оболочки TT — 41 мм. Оболочку тепловой трубы, как и оболочки тепловыделяющих элементов, предлагается изготовить из монокристаллического молибдена, работоспособного в среде лития при температуре до 1800 К в течение длительного времени [30]. Отвод тепла излучением производится в конденсаторе длиной ~500 мм, внутренний диаметр трубки конденсатора — 31 мм.

На расстоянии ~20 мм от газосборника твэла установлен блок радиационной защиты, выполненный в виде цилиндра с телом обтекания в виде конуса, на боковой поверхности которого вырезаны 4 спиральные одновитковые прямоугольные канавки. Тепловая труба работает в поле силы тяжести. Общая длина тепловой трубы составляет ~3300 мм.

Картина течения паров жидкометаллического теплоносителя в различных сечениях тепловой трубы представлена на рис. 16.



*Рис. 16.* Распределение скоростей пара в различных сечениях тепловой трубы: а) вход в блок защиты; б) вход в блок защиты (трехмерный вид); в) выход из блока защиты

Потери давления пара в тепловой трубе составляют 445 Па. Перепад температуры в паровой фазе между началом зоны подвода тепла и концом зоны отвода тепла равен 1,6 °C. В реальности перепад температуры по длине тепловой трубы будет несколько больше из-за влияния остаточных неконденсирующихся газов.

Для снижения теплообмена между тепловой трубой и корпусом ЭГС используется экранно-вакуумная теплоизоляция. Экранирование излучения является наиболее эффективным, когда цилиндрические экраны помещаются вблизи тела, имеющего более высокую температуру. В качестве экранов используются цилиндры, свернутые из Mo/Zr фольги толщиной 0,05 мм. Дистанционирование экранов осуществляется с помощью выполненных на них пуклевок.

На рис. 17 приведено распределение температуры, полученное в результате численного решения системы уравнений, описывающих теплообмен излучением в системе тепловых экранов. Тепловой поток через систему экранов по высоте а. з. составляет 181 Вт. Таким образом, тепловые потери в системе передачи тепла по высоте а. з. не превышают 1,6% мощности, переносимой тепловой трубой.

Схематичное изображение системы отвода тепла из бассейна с водой к конечному поглотителю — окружающему атмосферному воздуху — показано на рис. 1. Данная система состоит из 12 одинаковых автономных модулей, представляющих собой замкнутые контурные двухфазные термосифоны. Модульность конструкции повышает надежность системы охлаждения. Контурный термосифон представляет собой замкнутый двухфазный контур естественной циркуляции рабочей жидкости, в котором перенос тепла происходит в результате процессов кипения в зоне подвода тепла и конденсации в зоне отвода тепла. Движущей силой естественной циркуляции рабочей жидкости является сила тяжести. Зона подвода тепла — испаритель термосифона — полностью погружена в бассейн с водой. Зона отвода тепла — конденсатор термосифона — расположена на поверхности земли рядом с шахтой. Между собой зоны соединены паропроводом и конденсатопроводом. Состав одного модуля испарителя — 38 труб диаметром 40 мм



*Рис. 17.* Распределение температуры по тепловым экранам ЭГС: 0 – оболочка, 12 – корпус

с толщиной стенки 2 мм и длиной 2200 мм; одного модуля конденсатора — 126 труб диаметром 40 мм с толщиной стенки 2 мм и длиной 3000 мм. Трубы модуля конденсатора снабжены оребрением, площадь поверхности теплообмена составляет ~ 700 м<sup>2</sup>. Расчеты были выполнены, исходя из данных по средней температуре арктической зоны в самый жаркий месяц года, июль. Максимальная температура охлаждающего воздуха принималось равной +10 °C. В качестве рабочей жидкости, учитывая арктические условия, используется этиловый спирт (точка замерзания –114 °C). Для исключения замораживания воды в бассейне в суровых климатических условиях внутрь термосифона загружен неконденсирующийся газ — аргон, который блокирует зону отвода тепла при существенном снижении температуры атмосферного воздуха.

Было выполнено предварительное CFD-моделирование естественной конвекции, характерной для стационарного режима работы реактора на номинальной мощности в текущей конфигурации проекта. Конструкция РУ довольно сложная, поэтому прямое моделирование требует значительных вычислительных ресурсов. Расчеты выполнялись для фрагментов установки с постановкой соответствующих граничных условий симметрии. Это ведет к утере возможности моделировать и исследовать некоторые глобальные эффекты, тем не менее на данном этапе исследований получаемые результаты достаточно показательны. На рис. 18, в рамках выделенного сектора в 1/24, представлена картина течений и поле температур, характерных для стационарного режима работы установки на номинальном уровне мощности.



*Рис. 18.* Поле температур и скорости в среднем сечении выделенного сектора: а) скалярное поле температуры; б) векторное поле скорости

Видно, что образуется контур естественной конвекции. На некоторых участках поверхности ЭГС в области преобразователей температура близка к 100 °С. Как отмечалось ранее, работа фотоэлементов в таком температурном режиме может приводить к снижению выходной электрической мощности установки. Однако следует отметить, что при выполнении расчета рассматривался случай с максимальной тепловой нагрузкой на преобразователи. Установка селективных отражающих светофильтров перед фотоэлементами может уменьшить тепловой поток через зону преобразования примерно в 2 раза и позволит снизить их температуру. Был рассмотрен альтернативный вариант системы охлаждения ЯЭИ.

Одним из способов обеспечения температуры фотопреобразователей на уровне не выше 30–50 °C является применение для их охлаждения дополнительного контура с кипящим теплоносителем. Для поставленной задачи в качестве теплоносителя такого контура может быть использован, например, фреон-11, имеющий температуру кипения 25 °C при атмосферном давлении или его аналог.

Принципиальная схема двухконтурной установки приведена на рис. 19.



Здесь имеются две системы охлаждения. Одна — на мощность ~1000 кВт с максимальной температурой 30 °C для фотовольтаических преобразователей, вторая — для воды в а. з. с температурой до 100 °C. Вспомогательный водяной контур теплосъема включает в себя подъемный участок в нижней проточной части бака реактора с зазорами между чехловыми трубами и бериллиевым замедлителем в а. з. и пространством между чехловыми трубами, опускной участок между корпусом и тяговой шахтой, внутритрубное пространство межконтурного теплообменника (МТО), водяной бак в верхней части реактора. Основной фреоновый контур теплосъема состоит из размещенного в средней по высоте части реактора теплообменного бака, объединяющего межтрубное пространство трубчатых держателей ФЭП в центральной части и межтрубное пространство МТО в периферийной части, кольцевое пространство между обечайкой и корпусом шахты, соединительные трубопроводы и воздушные теплообменники (ВТО). Водяной контур работает в режиме естественной циркуляции однофазного теплоносителя, фреоновый — в режиме естественной циркуляции с кипением и конденсацией. Кипение происходит в межтрубном пространстве держателей ФЭП и МТО, конденсация — в ВТО.

Для расчетных оценок использовался код TURBOFLOW [31]. Результаты моделирования приведены на рис. 20. Скорости движения воды во вспомогательном контуре составляют 0,02–0,1 м/с. Диапазон изменения температуры ~ 10 °C. Температура максимальна на поверхности бериллиевого отражателя.

Результаты расчета позволяют сделать вывод, что в теплообменном баке (высота ~1 м) достаточно места для кипения фреона и отвода пара в ВТО при тепловой мощности реактора ~ 1000 кВт и давлении ~ 1 атм. Уровень первоначальной



Рис. 20. Моделирование двухконтурного охлаждения: водяной контур: 1 – линии тока теплоносителя; 2 – температурное поле (схема без масштаба); фреоновый контур: 3 – линии тока теплоносителя; 4 – изолинии потенциала скорости

заливки практически не влияет на характеристики течения и распределение жидкости. Для эффективного обмена между баком и ВТО скорость в подъемной шахте должна быть меньше 2 м/с. Расчетное значение скорости потока на подъемном участке фреонового контура составляет 1,3–1,7 м/с.

Изменения в системе охлаждения установки по сравнению с основным вариантом слабо влияют на радиационную обстановку на поверхности. Результаты расчетов показывают, что для обоих вариантов системы охлаждения мощность эффективной дозы внутри надреакторного помещения не превышает лимитов, определенных НРБ-99/2009 для персонала группы «А». Вне надреакторного помещения мощность дозы ниже уровня естественного фона.

#### Заключение

Результаты проделанной работы позволяют обосновано утверждать, что предложенная концепция может служить базой для разработки и создания компактных, безопасных и эффективных ядерных энергоисточников в диапазоне выходной электрической мощности 10-500 кВт, востребованных для энергоснабжения изолированных потребителей, в том числе в северных регионах страны. Такие энергоисточники могут поставляться готовыми функциональными блоками и за короткое время монтироваться на месте размещения. Использование пассивных методов, основанных на естественной циркуляции теплоносителя, прежде всего для сброса остаточного тепла, а также применение эффективного внезонного безмашинного термофотовольтаического способа преобразования тепловой энергии в электричество позволяет минимизировать затраты на обслуживание такого источника и сделать его автономным в течение длительного времени эксплуатации. Высокая надежность и безопасность ЯЭИ обеспечиваются за счет статического характера работы реактора, применения воды под атмосферным давлением и модульности конструкции. Шахтный вариант размещения установки позволяет упростить конструкцию с точки зрения обеспечения требований радиационной защиты, при этом радиационная обстановка вблизи ЯЭИ соответствует природному фону. Отметим также, что такой ЯЭИ не оказывает негативного теплового воздействия на окружающую среду, прежде всего на вечную мерзлоту.

#### Список литературы

- 1. Голубчиков С. Энергетика Севера: проблемы и пути их решения [Электронный ресурс] // Энергия, 2002, № 11, с. 35–39. URL: http://www.rosteplo.ru/Tech\_stat/ eu\_A9CcBl.zip (дата обращения: 10.11.2017).
- 2. Башмаков И.А. Повышение эффективности энергоснабжения в северных регионах России [Электронный ресурс] // Энергосбережение, 2017, № 2. URL: https://www.abok.ru/for\_spec/articles/33/6616/6616.pdf (дата обращения: 10.11.2017).
- 3. Донской С.Е. Исследования и освоение Арктики [Электронный ресурс]// Доклад президиума PAH 16 декабря 2016 URL: на заседании Г. http://www.mnr.gov.ru/upload/iblock/ ab4/arktika doklad.zip (дата обращения: 10.11.2017).

- 4. Соколов Ю.И. Арктика: к проблеме накопленного экологического ущерба [Электронный ресурс] // Арктика: экология и экономика, 2013, № 2. URL: http://en.ibrae.ac.ru/docs/2(10)/018\_027\_ARKTIKA\_2.pdf (дата обращения: 10.11.2017).
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии. – М: НИЯУ МИФИ, 2016. – 364с.
- 6. Драгунов Ю.Г. Быстрый газоохлаждаемый реактор для космической ЯЭДУ мегаваттного класса // Конф. «Инновации в атомной энергетике», 2014, с. 2014.
- Хвостиков В.П. и др. Высокоэффективные (49%) мощные фотоэлементы на основе антимонида галлия // Физика и техника полупроводников. 2006. Т. 40. № 10. С. 1275–1279.
- Wernsman B. et al. Greater than 20% radiant heat conversion efficiency of a thermophotovoltaic radiator/module system using reflective spectral control // IEEE Transactions on Electron Devices. – 2004. – Vol. 51, no. 3. – P. 512–515.
- 9. Martí A., Luque A. (ed.). Next generation photovoltaics: High efficiency through full spectrum utilization. CRC Press, 2003.
- Christ S., Seal M. Viking 29-a thermophotovoltaic hybrid vehicle designed and built at Western Washington University. – SAE Technical Paper, 1997. – No. 972650.
- 11. Morrison O. et al. Use of a thermophotovoltaic generator in a hybrid electric vehicle // AIP Conference Proceedings. AIP, 1999. Vol. 460, no. 1. Pp. 488–496.
- Fraas L. et al. Development status on a TPV cylinder for combined heat and electric power for the home // AIP Conference Proceedings. – AIP, 1999. – Vol. 460, no. 1. – P. 371–383.
- 13. Davis G. Hybrid thermophotovoltaic power systems. Technical report P500-02-048F, California Energy Commission, 2002.
- Ferguson L. G., Dogan F. A highly efficient NiO-Doped MgO matched emitter for thermophotovoltaic energy conversion //Materials Science and Engineering: B. – 2001. – Vol. 83, no. 1. – P. 35–41.
- Cockeram B. V., Hollenbeck J. L. The spectral emittance and long-term thermal stability of coatings for thermophotovoltaic (TPV) radiator applications //Surface and Coatings Technology. – 2002. – Vol. 157. – No. 2-3. – P. 274–281.
- Larouche S., Martinu L. OpenFilters: open-source software for the design, optimization, and synthesis of optical filters //Applied optics. – 2008. – Vol. 47. – No. 13. – P. C219– C230.
- 17. Vadiee E. et al. Temperature dependence of GaSb and AlGaSb solar cells //Current Applied Physics. 2018. T. 18. №. 6. C. 752–761.
- Teofilo V. L. et al. Thermophotovoltaic energy conversion for space //The Journal of Physical Chemistry C. – 2008. – Vol. 112. – No. 21. – P. 7841–7845.
- Morgan M. D., Horne W. E., Brothers P. R. Radioisotope thermophotovoltaic power system utilizing the GaSb IR photovoltaic cell //AIP Conference Proceedings. – AIP, 1993. – Vol. 271. – No. 1. – P. 313–318.
- S. R. Vessenger, E. A. Burke, J. Lorentzen, R. J. Walters, J. P. Summers, S. L. Murray, Ch. S. Murray, Ch. J. Crowley, N. A. Elkouh. The correlation of proton and neutron damage in photovoltaic // Conf. paper in Conference Record of the IEEE Photovoltaic Specialists Conference. — 2005.

- 21. Волощенко А.М. и Швецов А.В. КАСКАД-С-2.5 программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в двумерных геометриях, Инструкция для пользователя, Отчет ИПМ РАН, инв. № 7-26-2004, М., 2004.
- 22. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М., Энергоиздат, 1981.
- 23. Чернов С.В., Сонько А.В., Хоромский В.А. Расчет полей излучений методом итерации весовых окон в проекте ACMM 10/100 // Сб. тезисов докладов 10-й юбилейной Российской конф. «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», Москва-Обнинск 2015, С. 9–10.
- 24. Алексеев П.А., Кротов А.Д., Кухарчук О.Ф., Пышко А.П., Ярыгин В.И. Методы расчетно-экспериментальных исследований и оптимизации характеристик систем с термоэмиссионным преобразованием энергии // см. наст. сборник.
- 25. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Субботин В.И. Испарение и конденсация металлов. М.: Атомиздат, 1976.
- Briesmeister, Ed. A General Monte Carlo N Particle Transport code. Los Alamos National Laboratory report, LA-12625-M, Version 4B (1997).
- 27. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, Nuclear Data Sheets, 107, 2931–3059; Chadwick, M.B., et al. 2006.
- 28. A.G. Groff ORIGEN2 a revised and updated version of the Oak Ridge isotope generation and depletion code. ORNL, Oak Ridge, Tennessee 37830.
- 29. H. R. Trellue. Development of, Monteburns: a Code that Links MCNP and ORIGEN2 in an Automated Fashion for Burnup Calculations // Los Alamos National Laboratory, document LA-13514-T (December 1998).
- 30. Михайлов В.Н., Евтихин В.А., Люблинский И.Е. и др. Литий в термоядерной и космической энергетике XXI века. М.: Энергоатомиздат, 1999, с. 470–514.
- 31. Shcherbakov S.I. Numerical simulation of nonsteady-state multifase flow. The 2D TURBO-FLOW computer code used to perform express analysis of designs // NURETH-11: Proc.11 Int.Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics. Avignon, France, October 2–6, 2005. P. 238.
- 32. Логинов Н.И., Пышко А.П., Михеев А.С., Денежкин И.А. Ядерный реактор с прямым преобразованием энергии за пределами активной зоны : Патент на изобретение № 2650885, опубл. 18.04.2018.
- 33. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. Активная зона ядерного реактора : Патент на изобретение № 2660942, опубл. 11.07.2018.
- 34. Логинов Н.И., Литвинов В.В., Кротов А.Д. Активная зона ядерного реактора : Патент на изобретение № 2680250, опубл. 19.02.2019.
- 35. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. Активная зона ядерного реактора : Патент на изобретение № 2687288, опубл. 13.05.2019.

# Роль быстрых натриевых реакторов в замыкании ядерного топливного цикла атомной энергетики

А.В. Гулевич, В.М. Декусар, А.А. Камаев, Д.А. Клинов, А.Л. Мосеев, В.И. Усанов<sup>1</sup> Б.А. Васильев, А.В. Васяев, С.Ф. Шепелев<sup>2</sup>

В настоящее время в российском ядерном сообществе общепризнано, что дальнейшее развитие атомной энергетики России будет осуществляться в двух-компонентном варианте — на тепловых и быстрых реакторах, работающих в едином замкнутом топливном цикле.

Руководством «Росатома» поставлена задача ускоренной отработки технологий замыкания топливного цикла на экспериментально-технологическом уровне, а затем его практической реализации на демонстрационном и опытно-промышленном уровнях.

В среде специалистов в настоящее время обсуждаются несколько сценариев замыкания ядерного топливного цикла двухкомпонентной атомной энергетики России. Эти сценарии базируются на различных «философиях» замыкания ЯТЦ (централизованный ЯТЦ, замкнутый по топливу тепловых и быстрых реакторов, или пристанционный ЯТЦ для замыкания только топливного цикла реакторов БРЕСТ), различных технологиях быстрых реакторов: типа БН с натриевым теплоносителем или типа БРЕСТ со свинцовым теплоносителем, а также различных видах используемого топлива — УОКС/МОКС или СНУП [1–4].

Главное же отличие состоит в различном понимании роли быстрых реакторов при замыкании топливного цикла АЭ. Отсюда разнятся и требования к быстрым реакторам, и условия реализации этих требований.

В настоящей статье внимание акцентировано на роли быстрых натриевых реакторов как системообразующего элемента будущей двухкомпонентной атомной энергетики, работающих в едином с тепловыми реакторами топливном цикле [10].

# Роль реакторов БН в ФЦП ЯЭНП

В настоящее время в рамках ФЦП ЯЭНП разрабатываются два типа быстрых реакторов: коммерческий реактор нового поколения с натриевым теплоносителем БН-1200М и опытно-демонстрационный реактор со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300. Несмотря на то что базовым топливом в обоих реакторах принято СНУП-топливо, разработчики БН-1200М считают целесообразным (по крайней мере, на начальном этапе) в быстром натриевом реакторе применять именно МОКС-топливо для его более эффективного использования в двухкомпонентной атомной энергетике.

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> АО «ГНЦ Р $\Phi$  —  $\Phi$ ЭИ».

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород.

Несмотря на то что натриевая технология отработана и обоснована до промышленного уровня, в ФЦП ЯЭНП реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем был определен как более перспективный в предположении, что он в наибольшей мере будет удовлетворять перспективным требованиям к новой ядерной технологии. Однако для исключения рисков, связанных с освоением новой технологии, ФЦП ЯЭНП предусматривает и разработку реактора с натриевым теплоносителем нового поколения. Необходимым условием для реализации нового проекта быстрого реактора является обеспечение возможности его коммерциализации, то есть серийного сооружения, для чего необходимо достижение соответствующих характеристик по безопасности и экономичности.

Выполненные к настоящему времени исследования и разработки, в том числе результаты экспертизы 2015 и 2017 гг., показывают возможность достижения поставленных требований в проекте реактора БН-1200М. Проект БН-1200М базируется на освоенных технологических решениях, подтвержденных в том числе успешной работой реактора БН-800, введенного в строй в 2016 году. Это позволяет рассчитывать на серийное сооружение реакторов БН-1200М начиная ориентировочно с 2028 г., что имеет важное значение для перехода к двухкомпонентной АЭ, в которой быстрые натриевые и тепловые реакторы функционируют в едином ЗЯТЦ [3].

Одним из альтернативных вариантов такому развитию атомной энергетики является продолжение дальнейшей эксплуатации реакторов типа ВВЭР с возможным замыканием топливного цикла по «собственному» плутонию в этих реакторах на МОКС- или РЕМИКС-топливе и ожидание появления коммерческого реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. Последнее, с учетом необходимости отработки новой реакторной технологии на опытно-демонстрационным реакторе БРЕСТ-ОД-300, может произойти за пределами 2040 г.

Что касается использования «собственного» плутония в реакторах типа ВВЭР, то это, как известно, не решает принципиальных проблем атомной энергетики, требующих замыкания ядерного топливного цикла, — эффективного использования урана-238 и выжигания накапливающихся РАО в виде младших актинидов. Кроме того, реакторы ВВЭР и БРЕСТ, в силу особенностей своих топливных циклов, будут активно «конкурировать» за использование ресурсов природного урана.

#### Двухкомпонентная система «БН (МОКС) — ВВЭР (УОКС и МОКС)»

Как представляется разработчикам проекта БH-1200M, приоритетной задачей данного направления развития ядерной энергетики является скорейшее включение быстрых натриевых реакторов в действующую ядерно-энергетическую систему (ЯЭС) с перспективой значительного расширения отраслевого бизнеса. Оценка, выполненная в МАГАТЭ специалистами ведущих стран в области быстрых реакторов [5], показала, что натриевые быстрые реакторы прошли все стадии разработки технологии и в достаточной степени освоены для удовлетворения разработанных международным сообществом требований устойчивого развития. Россия же является лидером в разработке реакторов этого типа. Эффективность натриевых быстрых реакторов в двухкомпонентной ЯЭС определяется не только приближением их экономических показателей к показателям тепловых реакторов (ТР), но и способностью решения накопленных проблем в ядерной энергетике страны и мира, значимость которых в будущем будет только возрастать. С другой стороны, перспектива увеличения проектного ресурса ТР до 80 и даже до 100 лет означает, что они могут войти и в 22-й век. Кроме того, в настоящее время формируются программы совершенствования тепловых реакторов в части спектрального регулирования и достижения сверхкритических параметров теплоносителя.

Вследствие этого в обсуждаемой двухкомпонентной ЯЭС [3] быстрые и тепловые реакторы не противопоставляются, а рассматриваются в синергетическом развитии с минимальными технологическими и экономическими рисками на основе единых, продемонстрировавших свою работоспособность технологий МОКС-топлива и водной переработки ОЯТ и в рамках существующих требований национального законодательства, а также стандартов и рекомендаций МАГАТЭ. Именно за счет синергетического взаимодействия достигается существенный экономический эффект для устойчивого развития такой двухкомпонентной системы.

Технология ВВЭР, как первая компонента 2-компонентной ЯЭ, отработана и надежна, но требует улучшения экономических показателей. Действующие и проектируемые ВВЭР смогут частично или полностью использовать в качестве топлива плутоний, нарабатываемый в быстрых реакторах, замещая при этом <sup>235</sup>U.

Основой второй компоненты двухкомпонентной атомной энергетики могут стать усовершенствованные э/блоки с РУ БН-1200М.

В части технологий замыкания топливного цикла в России имеется достаточный опыт и перспективные технологии по переработке ОЯТ тепловых реакторов, опыт изготовления и переработки МОКС-топлива реакторов БН. Пуск реактора БН-800 с использованием в нем МОКС-топлива позволяет осуществить отработку технологии переработки МОКС-топлива в промышленном масштабе. В настоящее время имеется определенный задел и в освоении СНУП-топлива, отрабатываются перспективные технологии его переработки.

Главным преимуществом двухкомпонентной ядерно-энергетической системы (ЯЭС) БН и ВВЭР является единый топливный цикл (УОКС и МОКС). В такой ЯЭС нет цели ускоренного замещения тепловых реакторов быстрыми, а «синергия» обеих компонент осуществляется за счет того, что:

 в системе может существенно, в зависимости от соотношения тепловых и быстрых реакторов, сократиться потребление природного урана;

 вследствие отсутствия жесткого требования на изотопный состав Ри в МОКС-топливе, имеется возможность использования складского плутония, Ри из ОЯТ ВВЭР, а также Ри оружейного качества для запуска новых БН, тем самым решается проблема перевода ОЯТ ВВЭР в существенно более компактную форму ОЯТ БН;

– имеется возможность подпитывать тепловые реакторы МОКС-топливом из плутония ОЯТ БН (при демонстрации коммерческой эффективности!), а также

использовать избыток МОКС-топлива для запуска новых БН (и, в перспективе, БРЕСТ) с учетом возможного расширения воспроизводства плутония в натриевых реакторах;

 – гарантировано обеспечение полного пакета экспортных услуг и расширение экспортных возможностей ВВЭР в части приема ОЯТ с зарубежных станций и поставки топлива на них в течение всего срока их жизненного цикла, что уже частично реализуется;

 обеспечивается соблюдение режима нераспространения при экспорте в «неядерные» страны только тепловых реакторов, т. к. при этом экспортируются топливные услуги, а не технологии быстрых реакторов и радиохимические технологии, потенциально позволяющие нарабатывать и выделять плутоний;

– отсутствуют риски с запуском малой и большой серий энергоблоков с реакторами БН, так как при любом сценарии развития атомной энергетики после 2050 года (пессимистическом или оптимистическом) они понадобятся либо как «могильщики» атомной энергетики, либо как топливно-энергетические «драйверы», обеспечивающие устойчивый рост экономики.

Соотношение между количеством БН и ВВЭР в рассматриваемой ЯЭС определяется стратегией развития атомной энергетики и ее сырьевого обеспечения.

Вместе с тем весьма показательной (рис. 1) характеристикой двухкомпонентной атомной энергетики является соотношение между количеством быстрых и тепловых реакторов в «стационарной» ядерно-энергетической системе, работающей на плутонии, после исчерпания запасов дешевого природного урана (в такой системе суммарный коэффициент воспроизводства плутониевого топлива у реакторов на тепловых и быстрых реакторах равен 1).



*Рис. 1.* Соотношение реакторов ВВЭР-1200 (МОКС), ВВЭР-СКД и БН для стационарного случая АЭ при различных КВ реакторов БН и ВВЭР

Из рисунка видно, что при современном уровне реакторных технологий потребуется около 5 реакторов БН, чтобы обеспечить топливом один ВВЭР-1200 (МОКС), поэтому для развития такой системы необходима модернизация тепловых реакторов с переходом на усовершенствованные системные параметры, которые обеспечат существенное улучшение их топливных характеристик, в том числе и изотопного вектора воспроизводимого плутония.

Для перспективных технологий ВВЭР-С (КВ ~ 0,85—0,9) потребуется приблизительно один реактор БН на два ВВЭР-С.

Быстрые реакторы с КВ ~ 1 (опция со СНУП-топливом, без воспроизводящих экранов) неэффективны для создания стационарной двухкомпонентной системы с тепловыми реакторами.

#### Сценарные исследования развития ядерной энергетики России

Рассмотрим два сценария развития двухкомпонентной ЯЭС. В первом из них предполагается развитие ядерной энергетики России к 2100 году до 85 ГВт (без учета экспорта блоков), а во втором — до 170 ГВт (с учетом экспорта). На рис. 2 соответствующие сценарии показаны буквами a) и  $\delta$ ).

В соответствии с планами по вводу мощностей АЭ в стране [9], ввод головного реактора типа БН-1200 намечен на 2031 год, далее рассматривается ввод серии еще четырех реакторов до 2040 года.

В представленных структурах ЯЭС на первом этапе замыкания ЯТЦ (до 2035 г.) развитие ЯЭ основывается на Целевой дорожной карте [3]. После 2035 г. соотношение между вводимыми тепловыми и быстрыми реакторами определяется характеристиками воспроизводства и балансом плутония в системе, а также потребностями в развитии. Реакторы БН с KB = 1,5 вводятся после 2070 года для обеспечения темпов развития ЯЭ и наработки избыточного плутония, потребляемого в ВВЭР-С, работающих на МОКС-топливе. KB ~ 1,5 может быть достигнут на СНУП-топливе в случае использования верхней торцевой зоны воспроизводства (наряду с нижней и боковой) при подтверждении безопасности с учетом отработанных систем пассивной защиты и других решений.

Основными ограничительными факторами рассматриваемой энергетической системы являются:

*топливные ресурсы* (уран, плутоний, нарабатываемый в реакторах, и «оружейный» плутоний, который можно использовать в мирных целях);

- *реакторные технологии* (реакторы на тепловых и быстрых нейтронах);

– *сопутствующая инфраструктура* (заводы по производству, переработке топлива, хранилища ОЯТ и радиоактивных отходов).

Основными характеристиками элементов системы служат технические и экономические показатели.

Расчетная схема включает все основные компоненты энергетических переделов ЯТЦ: конверсию, обогащение, изготовление топлива, облучение топлива в реакторе, охлаждение и временное хранение отработавшего топлива, переработку отработавшего топлива, хранение выделенных после переработки продуктов.



Рис. 2. Двухкомпонентная структура ЯЭ России

Модель позволяет анализировать потоки ядерных материалов и производить экономический анализ и оптимизацию структуру ЯЭ. В модели предполагается многократное использование плутония, выделенного из топлива тепловых реакторов.

В сценариях рассмотрены следующие типы реакторов российской конструкции:

– РБМК; ВВЭР-440, ВВЭР-1000; ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-С (улучшенный ВВЭР);

– БН-800, БН-1200(1,2), БН-1200(1,5) (быстрые натриевые реакторы с КВ = 1,2 и 1,5 соответственно).

Тепловые реакторы (РБМК, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-ТОИ) потребляют УОКС-топливо, а быстрые реакторы и реактор ВВЭР-С потребляет МОКСтопливо.

Плутоний, извлеченный из ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-С и БН, многократно используется для изготовления МОКС-топлива.

Расчеты были выполнены с использованием программного комплекса СҮСLЕ [6] при следующих модельных предположениях:

- учитываются производственные потери;

- интервал прогнозирования ограничен интервалом 2010—2100 гг.;

- шаг моделирования равен 1 году;

– ресурсы урана приняты равными 700 тыс. тонн и распределены по категориям стоимости [7].

В данном исследовании плутоний (а не уран) является топливным ресурсом для быстрых реакторов. На сегодняшний день в хранилище находится 56 т выделенного плутония.

Потребление природного урана к 2100 году в сценарии с достижением мощности ЯЭС 85 ГВт составляет 390 тыс. т (рис. 3a), в варианте с экспортом ~ 700 тыс. т (рис. 3b).

Из рис. З видно, что в варианте a) в резерве остается ~ 300 тыс. т природного урана, а в случае варианта  $\delta$ ) развитие ядерной энергетики после 2100 г. может осуществляться только с использованием быстрых и усовершенствованных тепловых реакторов без использования природного урана.

Развитие инфраструктуры обращения с ОЯТ до 2030 года: РТ-1, ввод ОДЦ (250 т ОЯТ/год — 2021 год, 400 т ОЯТ/год — 2025 год).

Ввод мощностей по переработке ОЯТ после 2030 года осуществляется в соответствии с потребностями, возникающими в системе при условии поддержания операционного запаса плутония на требуемом уровне. Ежегодные загрузки предприятий по переработке ОЯТ к 2100 году для сценариев *a*) и *б*) составляют 800 и 1200 т ОЯТ/год соответственно.

На рис. 4 представлены интегральные объемы ОЯТ РФ в хранилищах для сценариев a) и  $\delta$ ) соответственно.



Рис. 3. Потребление природного урана для двух сценариев развития ЯЭС, т



Рис. 5. Баланс плутония на складе, т

В обоих сценариях запасы наработанного отечественного ОЯТ, как показано на рис. 4, утилизируются. Следует, однако, отметить, что в сценарии *a*) ОЯТ полностью ликвидируется к 2095 году, а в случае ускоренного развития энергетики (сценарий  $\delta$ ) переработка ОЯТ (в том числе ОЯТ РБМК-1000) должна быть закончена ~ до 2050 года. На рис. 5 представлен баланс плутония на складе для обоих сценариев. При этом видно, что баланс плутония на складе в обоих сценариях находится на оперативном уровне.

Анализ результатов расчетов показывает, что серийное сооружение реакторов БН-1200М с 2028 года со средним темпом ввода один реактор за два года позволит уже к 2040 г. задействовать в топливный цикл атомной энергетики порядка 80 т плутония, утилизировать ~ 8800 тонн ОЯТ и приблизительно на 20% сократить ежегодное потребление природного урана в расчете на 1 ГВт установленной мощности.

#### Двухкомпонентная система с быстрыми реакторами типа БН и БРЕСТ

В долгосрочной перспективе, в случае демонстрации БРЕСТ своих экономических преимуществ, не исключен и еще один вариант двух- (и даже трех-) компонентной АЭ, состоящей из двух типов быстрых реакторов с различными коэффициентами воспроизводства, в которой БН с KB > 1 обеспечивают расширенные ресурсы на развитие системы, а БРЕСТ (KB ~ 1) дают более «дешевое» электричество. В такой системе БРЕСТ будут постепенно замещать ВВЭР в силу лучших экономических и безопасностных характеристик, а также из-за конкуренции за ресурсы природного урана. Однако к концу столетия все еще возможно существование ограниченного парка тепловых реакторов. Предпочтительное топливо в системе быстрых реакторов — плотное: СНУП (или металл).

В работе [8] приведен пример развития системы из быстрых (БН и БРЕСТ) и тепловых реакторов (ВВЭР, ВВЭР-ТОИ), в которой капитальные затраты БН на 10% выше, чем у ВВЭР, а у БРЕСТ — на 10% ниже. На рисунке 6, заимствованном из этой работы, показано, что в таком случае быстрая компонента атомной энергетики «расщепляется» на топливообеспечивающую (БН-1200) и «генераци-



Рис. 6. Многокомпонентная структура ЯЭ России

онную» (БРЕСТ-1200) подкомпоненты, при этом обе сосуществуют как равноправные «компаньоны». БН в такой в системе сохраняют свою функциональную роль топливной базы АЭ и наработчиков стартового горючего для БРЕСТ.

#### Заключение

В настоящее время быстрые натриевые реакторы прошли все стадии разработки технологии и освоены в достаточной степени для удовлетворения разработанных международным сообществом требований устойчивого развития энергетики.

Главным преимуществом двухкомпонентной ядерно-энергетической системы на основе реакторов БН и ВВЭР является единый замкнутый топливный цикл (УОКС и МОКС).

Рассмотренные сценарии развития ядерной энергетики с быстрыми натриевыми и тепловыми реакторами позволяют обеспечить решение всех отложенных проблем уже к 2100 году без ускоренного пуска быстрых реакторов типа БРЕСТ на уране с гарантированным выполнением всех экспортных обязательств России.

Серийное сооружение реакторов БН-1200М с 2028 года со средним темпом ввода один реактор за два года позволит уже к 2040 г. задействовать в топливный цикл атомной энергетики порядка 80 т плутония, утилизировать ~ 8800 тонн ОЯТ и приблизительно на 20% сократить ежегодное потребление природного урана на 1 ГВт установленной мощности.

Дальнейший переход к переработке ОЯТ, выгруженного из реакторов БН-1200М, и использованию плутония в реакторах ВВЭР дает возможность развития двухкомпонентной системы атомной энергетики с минимальным потреблением природного урана. При этом в отдаленной перспективе, возможно, будут применены новые технические решения с целью увеличения коэффициента воспроизводства топлива (до 1,5), который в настоящее время в реакторах БН-1200М оценивается величиной 1,2 для МОКС-топлива и 1,3 — для СНУП.

После завершения этапа опытно-промышленной эксплуатации и демонстрации характеристик «естественной» безопасности и коммерческой эффективности возможно внедрение в ядерно-энергетическую систему реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, что не исключает дальнейшее развитие двух типов быстрых реакторов и их сосуществование как равноправных «компаньонов» в двухкомпонентной атомной энергетике.

#### Список литературы

- 1. Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. 2012. Т. 112. Вып. 6. С. 319—331.
- Адамов Е.О. Роль быстрых реакторов в стратегии развития ядерной энергетики России. // Тезисы докладов 11-й международной научнотехнической конференции МНТК-2018, 23–24 мая, 2018, Москва, с. 7.

- Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / под. ред. акад. РАН Н.Н. Пономарева-Степного. — М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. 159 с.
- Гулевич А.В., Клинов Д.А. Баканов М.В., Троянов В.М. Двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым топливным циклом и роль реакторов на тепловых и быстрых нейтронах // Тезисы докладов 11-й междунар. научнотехнической конференции МНТК-2018, 23–24 мая, 2018, Москва, с. 7–9.
- 5. Assessment of Nuclear Energy Systems based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors. IAEA-TECDOC-1639/Rev.1, IAEA, Vienna, 2012. 61 p.
- 6. Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., и др. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. —2016. № 1. С. 91-99.
- 7. Uranium 2016: Resources, Production and Demand, OECD 2016.
- 8. Андрианов А.А. и др. Оптимизационные модели двухкомпонентной ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами в ЗЯТЦ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2018. № 3. С. 100–112.
- 9. Генеральная схема размещения объектов электроэнергетики до 2035 года, утвержденная распоряжением Правительства РФ от 9 июня 2017 г. № 1209р.
- 10. Гулевич А.В., Декусар В.М., Камаев А.А. и др. Роль быстрых натриевых реакторов в замыкании ядерного топливного цикла атомной энергетики // Тезисы докладов отраслевой конф. «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах», г. Томск, 11–12 октября 2018 г.

# ФЭИ — научный руководитель Билибинской АЭС

Ю. Д. Баранаев, Ю. В. Матвеев, И. В. Московченко, Р. И. Мухамадеев, Л. М. Парафило, А. П. Суворов, В. Ф. Тимофеев, Ю. В. Харизоменов

С начала 1974 г. вблизи поселка Билибино, расположенного в Чукотском автономном округе (69 ° северной широты), эксплуатируется Билибинская атомная электростанция (БиАЭС), первенец малой атомной энергетики России. БиАЭС спроектирована как атомная теплоэлектроцентраль. Основным достоинством ядерных энергоисточников применительно к некоторым удаленным районам являются малые (в некоторых случаях в 100 раз и более меньшие) расходы на транспортировку ядерного топлива, эквивалентного единице условного топлива, по сравнению с соответствующими транспортными затратами на доставку органического топлива. Это обстоятельство и является основной предпосылкой возможной экономической целесообразности строительства ядерных энерго-источников в удаленных и труднодоступных бестопливных районах.

# Специфика района строительства БиАЭС

Для района г. Билибино характерны суровые климатические, сложные геологические и гидрологические условия: длительная (до 8 месяцев в году) зима с температурой до -60 °C; вечномерзлые грунты, горные породы, пронизанные линзами льда на большую глубину; маловодность района при отсутствии в нем непромерзающих в зимнее время рек и естественных озер; большая удаленность (тысячи км) от промышленных районов, расстояние до ближайших портов Северного морского пути 300 и 550 км.

Чаун-Билибинская энергосистема (ЧБЭС), для которой создавалась БиАЭС, имеет протяженные (~800 км) электрические сети, проходящие по гористой тундре, что обусловливает их повышенную аварийность (особенно в летнее время, когда идет оттаивание грунтов). Она имеет малую мощность, так что Би-АЭС составляет ~ 2/3 ее общей мощности. Для ЧБЭС характерна также значительная неравномерность графика электрической нагрузки (например, четыре максимума-минимума в летний период с отношением минимума к максимуму 0,6).

# Решения, принятые при разработке проекта БиАЭС

В связи с указанной спецификой района при разработке проекта БиАЭС были решены весьма оригинальные задачи.

Разработана канальная водо-графитовая реакторная установка на основе трубчатых тепловыделяющих элементов, генерирующая насыщенный пар по одноконтурной схеме, с естественной циркуляцией кипящей воды на всех уровнях мощности, обладающая необходимой надежностью при систематической работе при переменных нагрузках (энергоблоки должны участвовать в покрытии переменной части графика нагрузки энергосистемы). Впервые для заполярных условий разработана замкнутая система технического водоснабжения станции на основе сухих градирен, требующих очень малых расходов воды (в размере подпитки контуров, компенсирующей утечки из контуров). Обеспечена посадка здания крупного промышленного объекта на рыхлые горные породы в условиях вечной мерзлоты.

# Общая характеристика БиАЭС

Установленная электрическая мощность БиАЭС ~48 МВт при одновременном отпуске теплоты 78 МВт. Максимальный, по возможностям отборов пара из турбины и теплообменного оборудования, отпуск теплоты до 116 МВт при снижении электрической мощности станции до ~ 40 МВт. БиАЭС состоит из четырех однотипных энергоблоков. Первый энергоблок пущен в январе 1974 г., четвертый — в декабре 1976 года. Каждый энергоблок включает: реакторную паропроизводительную установку номинальной тепловой мощностью 62 МВт, паропроизводительностью 95 т/ч, при давлении 6,37 МПа и температуре питательной воды 104 °С; теплофикационную турбоустановку, работающую на насыщенном паре с давлением 5,88 МПа с промежуточной сепарацией влаги; электрогенератор мощностью 12 МВт, трансформатор, схему выдачи мощности в электрическую сеть ЧБЭС; теплофикационное оборудование и систему выдачи теплоты в теплосеть; систему технического водоснабжения; вспомогательное оборудование реакторного и машинного отделения [1]. На рис. 1 представлена принципиальная тепловая схема энергоблока.

#### Реакторная установка

В качестве паропроизводительных установок на БиАЭС применены канальные водографитовые реакторные установки, генерирующие насыщенный пар по одноконтурной схеме [3]. В табл.1 приведены их технические характеристики (мощностные характеристики даны выше).

Твэлы — трубчатые с дисперсионной топливной композицией, которая жестко сцеплена с внутренней трубой и наружной оболочкой.

Трубчатые твэлы, проигрывая стержневым твэлам по экономическим показателям, имеют ряд положительных качеств, часть которых является принципиально важными для AC удаленных районов.

Трубчатые твэлы с дисперсионной топливной композицией со стальными оболочками являются работоспособными при систематической работе реактора в режиме переменных нагрузок в течение всей кампании.

Трубчатые твэлы в составе водо-графитового реактора обеспечивают внутренне присущую реактору безопасность в аварийных ситуациях с полной потерей теплоносителя из контура реактора.

Циркуляция теплоносителя в тракте TBC осуществляется следующим обра¬зом: от раздаточного коллектора вода по трубопроводу подводится к входному штуцеру TBC; далее по центральной трубе она опускается в нижнюю камеру TBC; из камеры вода раздается по шести трактам трубчатых твэлов, в которых движется



24 – электрогенератор, 25 – коллектор САОР, 26 – перепускной коллектор, 27 – насосы охлаждения контура СУЗ,

28 – канал CV3

# Таблица 1.

№	Наименование параметра	Величина
1	Высота активной зоны, м	3
2	Диаметр активной зоны, м	4,1
3	Шаг квадратной решетки, мм	200
4	Число тепловыделяющих сборок, шт	273
5	Число каналов СУЗ, шт	60
	в том числе аварийной защиты	8
	автоматических регуляторов	4
6	Загрузка урана, т	7,2
7	Обогащение топлива, %	3 и 3,6
8	Длительность кампании ТВС с учетом частичных	
	перегрузок, эфф. сутки	1150
9	Глубина выгорания (максимальная), кг/т	20
10	Наружный диаметр ТВС, мм	88
11	Длина ТВС полная, мм	7700
12	Опускная труба ТВС (сталь 0X18H10T), мм	25×1
13	Количество твэл в ТВС, шт	6
14	Твэл: внутренняя труба (сталь 0Х18Н10Т)	12×0,6
	наружная оболочка (сталь 0Х18Н10Т)	22×0,3
	топливо (в виде крупки)	$UO_2$
	контактный материал	магний
15	Газ, заполняющий графитовую кладку	азот
16	Максимальная мощность ТВС, кВт	360
17	Средняя мощность ТВС, кВт	227
18	Максимальный тепловой поток, кВт/м <sup>2</sup>	800
19	Максимальная температура топлива, °С	380
20	Максимальная температура графитового замедлителя, °С	550
21	Расход воды через ТВС, кг/ч	2000-2500
22	Температура воды на входе в ТВС, °С	250
23	Массовое паросодержание на выходе из ТВС	
	максимальное/среднее, %	30/16

# Физико-технические характеристики реактора ЭГП-6

снизу вверх; в тракте твэла теплоноситель последовательно проходит дроссельную шайбу, спиральный компенсатор термических удлинений, выполненный из трубы  $\emptyset$ 9,4×0,6, собственно твэл длиной 3 м, выходной участок тракта твэла, выполненный из трубы  $\emptyset$ 12×0,6, длиной 840 мм; пароводяная смесь из трактов твэлов поступает в верхнюю камеру ТВС, имеющую длину 3 м; из верхней камеры ТВС пароводяная смесь по отводящему трубопроводу подается в сборный групповой коллектор.
В верхней камере ТВС размещается стальная защитная пробка для защиты от гамма-излучений в верхнем направлении.

Центральная труба ТВС и расположенные вокруг нее твэлы в районе активной зоны и отражателя заключены в графитовые втулки.

С целью улучшения продувки полости ТВС чистым азотом в ней сформирован газовый тракт, обеспечивающий необходимое движение газа вдоль ТВС. Газовый тракт ТВС включает в себя подводящий штуцер в верхней ее части, кольцевую щель между сборной камерой и наружным кожухом ТВС, полость компенсаторов и отверстия в нижнем чехле ТВС. Вдоль каждого из шести периферийных отверстий втулок предусмотрены сквозные вертикальные пазы, обеспечивающие протечку азота вдоль твэлов.

Теплосъем с ТВС осуществляется при естественной циркуляции кипящей водой при всех значениях мощности реактора вплоть до номинальной. Контур естественной циркуляции реакторной установки состоит из шести независимых групповых петель, замкнутых на барабан-сепаратор. Каждая групповая петля (рис. 2) включает опускной трубопровод с узлом смешения питательной и отсепарированной в барабане воды, горизонтальный раздаточный групповой коллектор, являющийся продолжением опускного трубопровода (Ø219×12), группу параллельно включенных трактов ТВС, горизонтального сборного группового коллектора, переходящего в подъемный трубопровод, по которому пароводяная смесь транспортируется в барабан-сепаратор. Насыщенный пар из барабана-сепаратора направляется к турбине.

ТВС реактора по их принадлежности к групповым петлям разделены на шесть групп. Две центральные группы (по их размещению в плане активной зоны) включают 65 ТВС, две средние — 104 и две периферийные — 104.

Достижение относительно высокой напряженности твэлов (800 кВт/м<sup>2</sup>) при теплосъеме кипящей водой с естественной циркуляцией обеспечено оптимальным выбором высоты активной зоны (3 м), конструкции и геометрических параметров контура естественной циркуляции, выбором давления.

Каналы СУЗ устанавливаются в такие же ячейки, что и ТВС. Канал СУЗ состоит из набора графитовых кольцевых втулок, через которые проходят четыре параллельно расположенных трубки Ø9,4×0,6. Стержень размещается во внутренней полости канала, которая сообщается с кладкой через щели между втулками. Трубки в верхней части канала соединяются с верхней камерой, состоящей из двух полостей, входной и выходной, а в нижней части — с нижней общей перепускной камерой. По двум трубкам канала вода движется вниз, по двум — вверх.

Контур для теплоотвода от каналов СУЗ замкнут на деаэратор, чем достигается утилизация теплоты каналов СУЗ (рис. 1). Температура воды на входе в каналы СУЗ 104 °C, что исключило конденсацию паров на трубках каналов и на трубопроводах контура и опасность образования коррозионно-активной среды.

Для улучшения газовой атмосферы в реакторном пространстве применен графит с уменьшенным содержанием примесей хлоридов (очищается от примесей по специальной технологии) и обеспечена прокачка азота через ячейки всех ТВС (реактор имеет газовый контур).



Рис. 2. Принципиальная схема групповой петли РУ ЭГП-6: 1 – реактор; 2 – барабан-сепаратор; 3 – струйный смеситель; 4 – опускной групповой трубопровод; 5 – раздаточный групповой коллектор; 6 – подводящий трубопровод; 7 – тепловыделяющая сборка; 8 – отводящий трубопровод; 9 – сборный групповой коллектор; 10 – подъемный групповой коллектор; 11 – коллектор питательной воды; 12 – питательный узел; 13 – коллектор АСПОВ; 14 – перепускной коллектор; 15 – система ГПК

#### Работа энергоблоков БиАЭС по графику переменных нагрузок

БиАЭС, работающая в составе маломощной Чаун-Билибинской энергосистемы (ЧБЭС), участвует с момента пуска первого энергоблока в покрытии перемнной части графика нагрузки ЧБЭС, т. е. работает по диспетчерскому графику. Пример характерного графика нагрузки ЧБЭС в летний период и участия в его покрытии БиАЭС приведен на рис. 3. По указанию диспетчера ЧБЭС или в соответствии с заранее составленным диспетчером графиком нагрузки оператор меняет мощность энергоблока. Мощность энергоблоков, выбранных для работы в графике переменных нагрузок, меняется в диапазоне 50–100 % (по электрической нагрузке) 3-4 раза в сутки — по числу максимумов в графике нагрузки ЧБЭС [4].



*Рис. 3.* Характерный летний график нагрузок Чаун-Билибинского энергоузла (верхний) и Билибинской АТЭЦ (нижний)

#### Безопасность БиАЭС

Анализ аварийных ситуаций на реакторной установке при нормальном срабатывании защитных систем безопасности и при их отказе выявил свойства весьма высокой внутренне присущей самозащищенности реакторной установки. Это обусловлено совокупностью ряда факторов: отрицательные обратные связи по нейтронно-физическим характеристикам, естественная циркуляция теплоносителя, трубчатые твэлы, имеющие контакт с графитовым замедлителем, тепловая емкость которого значительно больше тепловой емкости твэлов, уровень рабочей температуры графитового замедлителя и твэлов существенно более низкий по сравнению с уровнем температуры, при котором возможна массовая разгерметизация наружных оболочек твэлов, относительно малые размеры активной зоны (относительно большое рассеяние теплоты в окружающее пространство при авариях) [2].

### Экономическая эффективность БиАЭС

В период устойчивой экономики России (до 1991 года) коэффициент использования установленной мощности БиАЭС достигал 85%, коэффициент готовности 90–92%. Себестоимость электроэнергии в 1,3–1,5 раза была ниже, чем на электростанциях на органическом топливе, расположенных в наиболее благоприятных местах с точки зрения стоимости органического топлива в данном регионе — на побережье Ледовитого океана. Себестоимость теплоты, вырабатываемой на БиАЭС для теплоснабжения, была в 2–2,5 раза ниже, чем на ведомственных котельных г. Билибино, работавших на привозном органическом топливе. В настоящее время это различие еще больше увеличилось в пользу БиАЭС из-за резкого удорожания органического топлива.

Основное экономическое значение строительства БиАЭС состоит в том, что создан мощный, по масштабам Чукотки, энергоисточник, работа которого не требует привлечения большого количества транспортных средств (десятков морских танкеров или углевозов, а также сотен автомашин с соответствующим числом трудящихся). Количество тепловой энергии, которое может быть выработано реакторами БиАЭС за год, соответствует сжиганию 210–230 тысяч тонн условного топлива. Перевозки эквивалентного количества ядерного топлива на БиАЭС (тепловыделяющие сборки вместе с транспортными контейнерами) составляет около 50 тонн в год и обеспечиваются авиарейсами.

### Продление срока службы БиАЭС сверх проектного

Проблема продления срока службы энергоблоков АЭС или всей АЭС сверх срока, предусмотренного первоначальным проектом, актуальна во всем мире. Показано, что продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС дает большой экономический эффект. Это обусловлено, во-первых, большими капитальными затратами на строительство АЭС и, во-вторых, большими затратами на ликвидацию АЭС — на снятие с эксплуатации АЭС (по сравнению с тепловыми электростанциями на органическом топливе).

На начальном этапе проектирования АЭС (60-е — начало 70-х годов), когда отсутствовал многолетний опыт эксплуатации энергетических реакторных установок, проектный срок эксплуатации АЭС назначался с перестраховкой. Так, в частности, появился 30-летний срок эксплуатации (по аналогии с тепловыми электростанциями). Сейчас ясно, что многие элементы АЭС, кроме реакторных установок, могут эксплуатироваться существенно более 30 лет. А именно они составляют большую часть стоимости АЭС. На примере БиАЭС это хорошо видно: стоимость реакторного оборудования с его монтажом составила только 11% всей стоимости станции.

До совсем недавнего времени на Билибинской атомной станции работало 4 блока. 23 марта 2018 года первый блок был окончательно остановлен. Для остальных блоков Билибинской АЭС проведены работы по продлению эксплуатации до конца 2025 года.

## Список литературы

- Долгов В.В. и др. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ для выработки электрической энергии и тепла в районе Крайнего Севера // Международная конференция по опыту, накопленному в ядерной энергетике. МАГАТЭ, Вена 13-17 сентября, 1982. Доклад IAEA-C-42/35, с. 509.
- 2. Долгов В.В. и др. Надежность и безопасность водо-графитовых реакторных установок типа ЭГП. // В сборнике докладов Международного семинара «Уроки Чернобыля. Технические аспекты», 15-19 апреля, 1996, Десногорск, Смоленская АЭС, Россия. Сборник докладов, том 1, с. 97.
- 3. Минашин М.Е. и др. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ // Атомная энергия, 1984. Т. 56. Вып. 6. С. 370.
- Санковский Г.А. и др. Исследование работы энергоблоков Билибинской АТЭЦ в режиме автоматического регулирования мощности и частоты в изолированной энергосистеме // Атомная энергия, 1981. – Т. 51. – Вып. 3. – с. 147.

# Свинцово-висмутовые реакторы: между прошлым и будущим

## Г.И. Тошинский

Выбор эвтектического сплава свинец-висмут как теплоносителя для ядерных реакторов был сделан А.И. Лейпунским еще до начала развертывания работ в СССР по атомным подводным лодкам (АПЛ), которые в плановом порядке начались в августе 1952 г. после выхода соответствующего Постановления Правительства.

А. И. Лейпунский предложил и обосновал в качестве теплоносителя для реакторов АПЛ эвтектический сплав свинец-висмут, несмотря на его худшие теплофизические свойства по сравнению с натрием. Были разработаны и построены: реакторная установка (РУ) стенда 27/ВТ, АПЛ проекта 645, оснащенная двумя реакторами, и АПЛ проекта 705К (БМ-40/А), разработка ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (г. Подольск); РУ стенда КМ-1 и АПЛ проекта 705 (ОК-550), разработка ОКБМ (г. Нижний Новгород). Всего-было построено 8 АПЛ с РУ, охлаждаемыми свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ), из них 7 — АПЛ класса «Альфа» (по классификации НАТО), все однореакторные, и два наземных стенда-прототипа. Всего эксплуатировалось 15 активных зон, общая наработка которых составила на всех режимах около 80 реакторо-лет. За свои скоростные и маневренные качества АПЛ проекта 705 была занесена в книгу рекордов Гиннесса (могла уходить от американских торпед).

С выводом в 1996 году из состава ВМФ последней атомной подводной лодки с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут завершился определенный этап развития корабельной ядерной энергетики, на котором в промышленном масштабе была продемонстрирована новая ядерная энергетическая технология, не имеющая аналогов в мировой практике.

В связи с разработкой РУ СВБР-100 полученный опыт после критического анализа был учтён в проекте СВБР-100 с целью исключения причин имевших место аварий и устранения фактических недостатков реализованных конструкций РУ, разрабатывавшихся в условиях отсутствия необходимых знаний и опыта.

Такой анализ был также необходим для преодоления негативного мнения об этих РУ, сложившегося у некоторых российских и зарубежных специалистов, знакомых с этим опытом по мемуарным публикациям, авторы которых не имели прямого отношения к эксплуатации рассматриваемых РУ и в ряде случаев ошибочно или даже тенденциозно излагали полученный опыт.

## 1 Прошлое: РУ для АПЛ

## 1.1 Обоснование выбора сплава свинец-висмут в качестве теплоносителя

Целесообразность использования эвтектического сплава свинец-висмут (Pb ~ 44 %, Bi ~ 56 %) в качестве теплоносителя первого контура была обусловлена его физико-химическими и термодинамическими свойствами, позволяющими в наиболее полной степени удовлетворить предъявляемым к РУ АПЛ требованиям по массогабаритным характеристикам, маневренности и безопасности.

1) <u>Очень высокая температура кипения ~1670 °С.</u> Это давало возможность:

– иметь низкое давление в первом контуре, уменьшить толщину стенок оборудования и трубопроводов и не вводить ограничения на маневренность ядерной энергетической установки (ЯЭУ) по условиям термоциклической прочности и, имея также в виду использование в качестве материала корпуса реактора стали, не подверженной в условиях эксплуатации радиационному охрупчиванию, обеспечить высокие маневренные качества АПЛ;

 исключить потерю теплоносителя вследствие его выкипания при нарушении герметичности первого контура и повысить безопасность;

 исключить проблемы возникновения кризиса теплоотдачи и повысить теплотехническую надежность активной зоны;

– иметь более высокую (в сравнении с водо-водяными реакторами) температуру теплоносителя на выходе реактора, существенно повысить температурный напор в парогенераторе (ПГ) и обеспечить более высокую компактность РУ, что важно при создании АПЛ ограниченного водоизмещения.

2) <u>Возможность получения перегретого пара повышенных (в сравнении с водо-водяными реакторами) параметров</u>, что позволяло повысить давление пара в конденсаторе турбины, уменьшить его габариты, диаметр корпуса и водоизмещение АПЛ.

3) <u>Химическая инертность теплоносителя</u>, исключающая экзотермические реакции при контакте CBT с водой и воздухом, возможном в условиях аварийных ситуаций, что обеспечивало взрыво- и пожаробезопасность при нарушении герметичности первого контура. Это свойство теплоносителя, наряду с более низким давлением в первом контуре по сравнению с давлением в пароводяном контуре, исключало необходимость быстрого вывода РУ из действия при возникновении межконтурной неплотности в ПГ.

4) <u>Низкий коэффициент объемного расширения CBT</u> позволяет резко сократить размеры компенсатора объема. Но в то же время он достаточен для естественной циркуляции CBT в первом контуре, обеспечивающей аварийное расхолаживание реактора.

5) <u>Невысокая температура плавления CBT (~123,5 °C)</u>, близкая к температуре плавления натрия (98 °C), обеспечивала возможность ремонта оборудования первого контура и перегрузки топлива без дренирования CBT при поддержании его в жидком состоянии при температуре 160...180 °C за счёт работы системы обогрева или остаточного энерговыделения.

## 1.2 Основные научно-технические проблемы, решенные в ходе освоения РУ с СВТ

Фундаментальные научные основы разработки нового типа реактора с промежуточным спектром нейтронов и свинцово-висмутовым теплоносителем создавались параллельно с технической разработкой РУ. На этом этапе работ были развиты физическая теория и методы численного расчёта реакторов, экспериментальные методы исследования его нейтронно-физических характеристик и методы расчёта радиационной защиты. Кроме того, были изучены вопросы теплообмена в свинцово-висмутовом теплоносителе, исследованы физико-химические свойства теплоносителя, вопросы коррозионной стойкости сталей, работоспособность тепловыделяющих элементов, в том числе в реакторных петлях, разработаны высокочувствительные методы химико-спектрального анализа материалов, разработаны проектные подходы к конструированию оборудования и обеспечению его надежности, построению схем циркуляционных контуров и др. Были отработаны режимы эксплуатации РУ, меры обеспечения безопасности, вопросы обслуживания, ремонта и перегрузки топлива. По указанным направлениям работ в ФЭИ, ОКБ «ГИДРОПРЕСС», «ОКБМ Африкантов» и НИТИ (г. Сосновый Бор, стенд КМ-1) сформировались школы специалистов мирового уровня.

Ниже проанализированы наиболее важные научно-технические проблемы, встретившиеся в ходе практического освоения РУ.

### 1.2.1 Технология свинцово-висмутового теплоносителя

Среди основных проблем, которые были решены в ходе разработки, освоения и эксплуатации установок этого типа, необходимо выделить проблему технологии СВТ — комплекса систем и устройств, обеспечивающих контроль и поддержание требуемого качества СВТ в процессе длительной эксплуатации как в нормальных условиях герметичного контура, так и в случае течи ПГ, частичной разгерметизации контура при ремонтах, перегрузке реактора. Функционирование такого комплекса необходимо для исключения коррозии конструкционных материалов и зашлаковывания контура оксидами свинца.

Важность этой проблемы была понята после аварии реактора на первой опытной АПЛ проекта 645 (1968 г.). Соответствующие методы и устройства были разработаны еще позднее, когда завершалось строительство запланированной серии АПЛ проектов 705 и 705К. Поэтому разместить необходимые устройства как штатные в составе РУ не удалось. Часть устройств была скомпонована в базовой установке, требовавшей один раз в год подключения к РУ.

Следует отметить, что при разработке проектов РУ следующего поколения для гражданской ядерной энергетики (ЯЭ) этот опыт был полностью учтен. Все устройства контроля и поддержания качества теплоносителя (необходимо управлять лишь одним параметром — содержанием растворенного в СВТ кислорода) размещены в составе РУ как штатные, действуют автоматически и не требуют какой-либо специальной базовой инфраструктуры.

Для решения указанных задач были разработаны: устройства, обеспечивающие химическое восстановление оксида свинца, дозирующие устройства для поддержания в CBT необходимой концентрации ингибитора коррозии — растворенного кислорода, соответствующие датчики, позволяющие контролировать качество CBT и защитного инертного газа, специальные фильтры для очистки CBT от нерастворимых примесей.

Коррозионная стойкость материалов обеспечивается соответствующим легированием сталей, предварительным нанесением на них защитных оксидных покрытий и поддержанием в СВТ необходимой концентрации растворенного кислорода.

## 1.2.2 Обеспечение радиационной безопасности при работах, связанных с загрязнением воздуха и поверхностей оборудования полонием-210

Спецификой СВТ является образование в нем альфа-активного радионуклида полония-210 с периодом полураспада ~ 138 суток при облучении нейтронами висмута.

Радиологическая опасность теплоносителя проявляется при попадании CBT или контактирующего с ним газа в обслуживаемые помещения, что имело место при авариях и ремонтах РУ атомных подводных лодок и наземных стендов-прототипов в период их освоения.

Как показал опыт эксплуатации РУ на АПЛ, выход аэрозолей полония и радиоактивность воздуха, в соответствии с законами термодинамики, резко уменьшаются после снижения температуры и затвердевания пролитого сплава. Быстрое затвердевание пролитого СВТ ограничивает площадь радиоактивного загрязнения и позволяет удалять пролитый СВТ в виде твердого радиоактивного отхода.

Низкая концентрация полония в CBT (на уровне 10<sup>-6</sup> ат.) и образование термодинамически стойкого химического соединения полония со свинцом обуславливают низкую концентрацию полония-210 в воздухе при аварийной разгерметизации I контура.

Для выполнения ремонтно-восстановительных работ на «грязном» оборудовании, работ по удалению вытекшего теплоносителя (на стенде 27/ВТ — до 20 тонн) были разработаны меры индивидуальной и коллективной защиты персонала (респираторы, защитная одежда, организация вентиляции). Кроме того, были отработаны методы дезактивации оборудования и фиксации активности на поверхностях, приемы проведения ремонтно-восстановительных работ, снижающие риск попадания опасных количеств полония-210 внутрь организма и на кожные покровы.

Весь персонал, участвовавший в работах, подвергался периодическим медицинским обследованиям, и на основе многочисленных радиометрических анализов биопроб персонала (как военного, так и гражданского) было объективно установлено отсутствие случаев наличия инкорпорированного полония в организме людей выше допустимых пределов. Это подтверждает высокую эффективность применявшихся средств индивидуальной и коллективной защиты, правильность выбора технологии и организации ремонтно-восстановительных работ. Этому также способствовали сравнительно быстрое выведение полония из организма в результате обменных процессов (эффективный период полувыведения составляет около 30 суток) и очень низкая молярная концентрация полония в CBT, соответственно, снижающая его летучесть в сравнении с чистым полонием. В одной из работ, опубликованных в США, приводятся данные ретроспективного анализа смертности среди большой группы работников, занятых на работах с выделенным Po-210 в 1944–1972 гг. на Mound Facility и контролировавшихся по внутреннему облучению Po-210. Авторы проанализировали медицинские протоколы радиометрических анализов (свыше 160 000 биопроб) группы белых мужчин в количестве 4 402 человек (104 326 чел.×лет), работавших в этот период с Po-210, и сопоставили результаты наблюдений с официальными данными о причинах смерти 987 человек из этой группы за период с начала работ по январь 1984 г.

Они также сравнили статистику по смертности этой группы с аналогичными данными двух контрольных групп лиц (средней по США и по штату Огайо) и сделали вывод об отсутствии связи между полученными дозами внутреннего облучения за счет инкорпорированного полония вплоть до 1 Зв (100 бэР) и уровнем смертности по причинам злокачественных образований. Практически все тренды, характеризующие смертность от различных раковых заболеваний в изучавшейся группе работников, были отрицательны, т. е. смертность была даже несколько меньшей, чем в двух контрольных группах.

Поэтому образование полония-210 в СВТ не является препятствием для его использования в качестве теплоносителя ядерных реакторов, хотя, конечно, все меры обеспечения радиационной безопасности должны быть предусмотрены.

## 1.2.3. «Замораживание-размораживание» СВТ в РУ

Важной практической проблемой явилось обоснование возможности многократного «замораживания-размораживания» РУ с СВТ, что могло потребоваться при длительных стоянках АПЛ. Небольшая усадка СВТ при затвердевании и достаточно высокая пластичность при низкой прочности в твердом состоянии позволяют исключить повреждения РУ при переходе СВТ из жидкого в твердое состояние и при дальнейшем его охлаждении до температуры окружающей среды. Для безопасного «размораживания» СВТ ОКБ «ГИДРОПРЕСС» был отработан специальный регламент температурно-временного режима разогрева, проверенный на крупномасштабных моделях и на РУ правого борта АПЛ проекта 645 после ее длительного пребывания в «замороженном» состоянии.

Высокая пластичность при низкой прочности в твердом состоянии позволяют исключить повреждения РУ при переходе СВТ из жидкого в твердое состояние и при дальнейшем его охлаждении до температуры окружающей среды. Кроме того, как выяснилось позднее, СВТ не изменяет плотность при переходе из твердого в жидкое состояние.

Однако этот режим не был внедрён в практику в связи с принятым в середине 90-х годов решением о прекращении дальнейшей эксплуатации АПЛ этого типа.

Нужно сказать, что свойство СВТ затвердевать при 123,5 °С в некоторых случаях играло и положительную роль. Например, при хранении выгруженной активной зоны в баке с «замороженным» СВТ формируется дополнительный защитный барьер на пути выхода радиоактивности в окружающую среду.

## 1.2.4. Обеспечение высокой надёжности ПГ

Первые модификации парогенераторов РУ с СВТ, так же как и РУ с водо-водяными реакторами (ВВР) для АПЛ, не отличались высокой надёжностью. Вместе с тем, лодки со свинцом-висмутом с текущими парогенераторами выходили в море и нормально возвращались. Пар, попадающий в первый контур, давление в котором ниже, барботировал через теплоноситель и конденсировался в аварийном конденсаторе газовой системы. Этот радиоактивный конденсат сбрасывался в море.

Низкая надежность первого поколения ПГ была связана с выбором материалов трубной системы ПГ, которые менялись по мере накопления опыта.

Была также отработана технология надёжной заделки трубок в трубные доски и конструкция узла дистанционирования трубок в пучке.

Проблема дистанционирования трубок была выявлена при испытаниях ПГ МП-7 в составе стенда 27/ВТ-5 (вторая кампания). Вскоре после начала эксплуатации начались регулярные течи трубок ПГ, изготовленных из перлитной стали, стойкой к коррозии как в СВТ, так и в водной среде при соблюдении требований водно-химического режима. Вырезка поврежденных трубок показала, что в местах контакта с дистанционирующими пластинами наружная поверхность трубок в результате вибрационного износа приобрела шестигранную форму с соответствующим локальным уменьшением толщины стенки. Это приводило к разрыву трубок давлением пара из-за потери прочности.

Стало ясно, что необходима разработка модернизированной конструкции ПГ с жестким дистанционированием трубного пучка. Такая конструкция (МП-7М и МП-8М, для РУ ОК-550 и БМ-40/А, соответственно) была разработана ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Испытания на полномасштабном стенде ОКБМ подтвердили исключительно высокую надежность нового узла дистанционирования. Изготовление и монтаж модернизированных ПГ потребовали остановки строительства шести АПЛ, стоящих на стапелях заводов в Ленинграде и Северодвинске.

Все эти мероприятия привели к тому, что если на стенде 27/ВТ и РУ АПЛ проекта 645 течи ПГ были правилом, то на серийных РУ ОК-550 и БМ-40/А они стали крайне редким исключением (кроме массового коррозионного повреждения трубок ПГ на РУ БМ-40/А на головной АПЛ проекта 705К (К-123), заказ 105, в результате длительного нарушения водно-химического режима второго контура).

#### 1.3 Краткий анализ имевших место аварий

Весь период освоения РУ с СВТ чётко разделяется на два больших этапа. Первый этап освоения этой новой реакторной технологии, проходивший в условиях отсутствия какого-либо отечественного и зарубежного опыта и очень сжатых директивных сроков создания РУ для АПЛ, продиктованных политической обстановкой (гонка вооружений была в разгаре), сопровождался рядом трудностей и неудач.

Именно на этом этапе на опытных АПЛ произошли аварии, потребовавшие досрочного прекращения эксплуатации этих АПЛ. Причём только на самой первой опытной АПЛ (проект 645) причина аварии была связана с использованием СВТ. На опытной АПЛ проекта 705, заказ 900, причина аварии была связана с низким качеством монтажа оборудования на судостроительном заводе и нарушениями регламента эксплуатации<sup>1</sup>.

Причина первой аварии, в результате которой расплавилась часть активной зоны из-за забивания шлаками, была связана с неизученностью в то время проблемы технологии теплоносителя. Этот теплоноситель казался очень простым в эксплуатации. До его использования в реакторах АПЛ было построено большое количество циркуляционных контуров, где были насосы, теплообменники, проводились испытания на коррозию и т. д. Но как с этим оборудованием обращались? Нужно что-то заменить — открывали крышку, и вот он — блестящий жидкий теплоноситель. Сверху плавали окислы свинца (шлаки), их, как пену из супа, шумовкой убирали, и снова поверхность становилась как чистое блестящее зеркало, закрывали крышку и работали дальше и т. д.

Вторая авария на опытной АПЛ проекта 705 была связана с массовым коррозионным повреждением вспомогательных трубопроводов первого контура из-за длительного попадания на наружную поверхность труб влаги, насыщенной хлоридами, содержащихся в материале теплоизоляции.

## 1.4 Трудности базового обслуживания РУ АПЛ

Прежде всего, это неготовность инфраструктуры береговой базы к обеспечению бесперебойной подачи пара в систему парового обогрев I контура для поддержания жидкого агрегатного состояния СВТ. В результате эти лодки стояли в базе с работающими на малой мощности (0,5% от номинальной) РУ, что приводило к повышенной выработке моторесурса.

К трудностям обслуживания РУ в пунктах базирования АПЛ и перегрузки топлива следует также отнести необходимость периодического (один раз в год) подключения РУ гибкими трубопроводами к базовой установке для проведения регламентных работ по технологии теплоносителя. Это было связано с невозможностью введения в качестве штатных ряда устройств технологии теплоносителя в состав РУ, отсутствовавших сначала в проекте, из-за завершения монтажа РУ строящихся АПЛ.

При стоянке АПЛ в базе на неё требовалась подача электроэнергии нестандартных параметров (частота тока 400 Герц), что определялось спецификой электроэнергетической системы корабля, позволившей значительно улучшить массогабаритные характеристики электрооборудования. Через люк можно было вытащить генератор, электродвигатели для ремонта или замены. Для самой РУ такая частота тока не требовалась.

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Подробно история создания и опыт эксплуатации АПЛ проектов 705 и 705 К с воспоминаниями участников изложены в книге Б.В. Григорьева «Корабль, опередивший время». «Тайфун», Санкт-Петербург, 2003 г. (доступна в Интернете).

Отмеченные трудности, характерные для конкретных конструкций РУ АПЛ, и были в числе объективных причин (наряду с тем, что АПЛ этих проектов перестали удовлетворять сильно возросшим за 20 лет требованиям по акустической скрытности) принятия решения о прекращении эксплуатации АПЛ этого типа. Были и субъективные причины принятия такого решения.

#### 1.5 Основные итоги эксплуатации РУ с СВТ

Полученные в ходе испытаний и эксплуатации ЯЭУ характеристики, такие как мощность и параметры установки, продолжительность кампании, запас реактивности, коэффициенты реактивности, эффекты отравления, распределения температур, динамические параметры, радиоактивность теплоносителя, мощности доз нейтронного и гамма-излучений за защитой, достаточно хорошо совпали с результатами расчетов.

Высокую работоспособность показали активные зоны и системы стержней СУЗ, обеспечившие выработку проектного энергоресурса. Система автоматизированного управления обеспечила ввод РУ из подкритического состояния реактора за время около 30 минут от нажатия кнопки «ПУСК» до принятия нагрузки на турбогенератор. Время выхода на полную мощность из турбогенераторного режима составляло 90 секунд.

В связи с тем, что активная зона входит в состав неразборной выемной части реактора, были разработаны и созданы технические средства перегрузки топлива, которые отличались от аналогичных средств, используемых при поканальной замене топлива в реакторах ВВР. В комплекс технических средств перегрузки, кроме собственно перегрузочного оборудования, должны были входить также грузоподъемные средства и док для установки АПЛ на жёсткое основание (перегрузка активных зон реакторов АПЛ проекта 645 производилась на плаву). С этой целью на специализированной базе был предусмотрен комплекс оборудования и сооружений, обеспечивавших технологический процесс перегрузки топлива, включая длительное, до отправки на переработку, хранение выгруженного топлива.

Опыт разработки и эксплуатации РУ с СВТ в составе АПЛ и наземных стендов-прототипов позволяет сделать ряд важных выводов по компоновке и оборудованию I контура.

Наилучших показателей следует ожидать при интегральной (моноблочной) компоновке оборудования I контура, позволяющей полностью исключить трубопроводы и арматуру CBT.

Наиболее удобной конструктивной схемой парогенератора является схема, в которой циркуляция жидкого металла осуществляется в межтрубном пространстве, а циркуляция воды или пара — в трубках. При такой конструкции обеспечивается возможность ремонта парогенератора путем глушения отдельных трубок, потерявших герметичность, без демонтажа ПГ или вскрытия первого контура.

Стояночные режимы, режимы пуска и расхолаживания осуществляются наиболее просто при конструктивном разделении парогенератора на испарительную и пароперегревательную секции и работе испарительной секции в режиме многократной циркуляции пароводяной смеси через сепаратор. При этом в ПГ подается вода с температурой более высокой, чем температура плавления СВТ.

Для циркуляции CBT вместо насосов с турбоприводом целесообразно использовать механические насосы с газогерметичными электродвигателями или магнитогидродинамические насосы при принятии мер по уменьшению гидравлического сопротивления первого контура.

Среди положительных качеств РУ с СВТ, выявленных в ходе эксплуатации, следует отметить: простоту управления, высокую маневренность и короткое время ввода в энергетический режим из подкритического состояния реактора, возможность быстрого изменения режима циркуляции теплоносителя со значительным изменением его расхода.

Кроме того, была подтверждена возможность эксплуатации РУ при небольшой течи трубной системы ПГ, высокая ремонтопригодность ПГ, возможность устойчивой работы РУ на любых низких уровнях мощности. Была обеспечена практически полная выработка активными зонами проектного энергозапаса при нормальном и допустимом состояниях герметичности оболочек твэлов. При базировании, ремонтах и перегрузках топлива ЖРО практически не образовывались.

Второй этап освоения РУ с СВТ на АПЛ характеризовался их надёжной многолетней эксплуатацией на пяти серийных атомных подводных лодках, в конструкцию РУ которых были внесены необходимые изменения, вытекающие из опыта эксплуатации и анализа причин имевших место аварий. За последние 10 лет эксплуатации РУ, после внедрения средств и методов поддержания необходимого качества теплоносителя, не встречалось никаких проблем ни с коррозией конструкционных материалов в первом контуре, ни с отступлениями от норм по чистоте I контура.

Поскольку опыт применения СВТ на АПЛ проектов 705 трактовался неоднозначно, по предложению Главкома ВМФ в 2008 году «Росатомом» была создана межведомственная рабочая группа под руководством вице-адмирала академика А.А. Саркисова из представителей всех заинтересованных организаций, которая рассмотрела опыт эксплуатации. В Заключении рабочей группы записано: «результаты эксплуатации реакторных установок на АПЛ проектов 705 и 705К признаны положительными:

– общая наработка на всех режимах составила около 80 реакторо-лет, подтвердила достоинства и основные характеристики, заложенные в проекте, и была достаточной для выявления конструктивных и технологических недостатков с целью определения основных направлений совершенствования установок;

 аварии и инциденты имели место в начальный период их эксплуатации, что было характерно и для установок других типов, в том числе с водо-водяными реакторами».

Все аварии, которые потребовали досрочного прекращения эксплуатации двух АПЛ с СВТ, произошли на первых опытных АПЛ К-27 и К-64. На головной АПЛ К-123 проекта 705К через шесть лет эксплуатации потребовалась замена РУ БМ-40/А на новую, заранее изготовленную в связи выработкой ресурса труб си-

стемы парового обогрева из обычной нержавеющей стали, которые были ошибочно смонтированы в РУ, вместо труб из специальной коррозионно-стойкой стали того же диаметра. Серийные лодки надежно эксплуатировались по прямому назначению.

Работы по развитию данного направления были высоко оценены государством: присуждены две Ленинские и одна Государственная премия, А. И. Лейпунский и В. В. Стекольников (генеральный конструктор ОКБ «Гидропресс») были удостоены звания Героя Социалистического труда.

Невозможно перечислить всех участников этой работы, только основные, действовавшие в то время лица (об А. И. Лейпунском уже было сказано): в ФЭИ — Б. Ф. Громов, К. И. Карих, В. А. Кузнецов, В. А. Малых, Г. И. Марчук, Д. М. Овечкин, В. Н. Степанов, В. И. Субботин, Г. И. Тошинский, В. В. Чекунов; в ОКБ «Гидропресс» — Б. М. Шолкович, В. В. Стекольников, Е. В. Куликов, В. С. Степанов, Г. А. Тачков, В. А. Чистяков; в ОКБМ — И. И. Африкантов, Ф. М. Митенков, Н. М. Царев, М. В. Смирнов; в Минатоме — В. П. Пигалев.

И в заключение этого радела приведу мнения двух специалистов об АПЛ проектов 705 (705К).

1) Норман Полмар, советник правительства США: «Я могу поздравить тех, кто разработал и создал «Альфу». Они опередили всех на Западе на 20–25 лет. Сожалею, что нет больше лодок этого проекта, но как гражданин США и военно-морской специалист, я радуюсь, что их нет, так как эти подводные лодки представляли серьёзную угрозу для ВМС США».

2) Геннадий Дрожжин, капитан 1-го ранга, член президиума Объединённого Совета ветеранов-подводников: «Все до единой эти чудо-лодки были уничтожены, не прослужив и половины своего срока, а при их модернизации с целью уменьшения шумности и при оснащении новым гидроакустическим комплексом, они и сегодня стали бы безусловными «убийцами» ПЛАРБ США и их авианосцев».

#### 2 Будущее: реакторы для гражданской ядерной энергетики СВБР-100

#### 2.1. Начало работ

Период времени между завершением эксплуатации реакторов АПЛ (1996 г.) и началом развертывания работ по СВБР, занявший около десяти лет, пришелся на очень тяжелые годы развала Советского Союза и характеризовался фактически полным прекращением финансирования. За это время общая численность специалистов, работающих по данной тематике, сократилась более чем в десять раз, но ключевые работники, обладающие критическими знаниями, сохранились.

Как удалось выжить в это время и получить хоть какое-то финансирование? Первая предложенная нами работа, по которой удалось получить финансирование, это «Технико-экономическое исследование технической возможности и экономической целесообразности реновации 2-го, 3-го и 4-го энергоблоков Нововоронежской АЭС после исчерпания их ресурса с применением атомного паропроизводящего модуля с реактором СВБР-75 мощностью 75 МВт(э) с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут». Когда эта идея возникла, мы пошли к Н. И. Ермакову, начальнику 16-го Главного управления Минатома, ведавшего всей атомной энергетикой. Идея его заинтересовала, но вызывали опасения проблемы ресурсов висмута и опасности полония. Провели совещание, в котором приняли участие Б. Ф. Громов, заместитель генерального директора ФЭИ, научный руководитель работ по реакторам с СВТ, Г. И. Тошинский, директор отделения ФЭИ, В. С. Степанов, заместитель-директора — главный конструктор ОКБ «Гидропресс», А. Г. Корниенко, руководитель дирекции перспективных проектов концерна «Росэнергоатом», Л. Б. Никитин, инженер, контр-адмирал в отставке, знающий опыт эксплуатации и водо-водяных, и жидкометаллических реакторов на АПЛ.

На все поставленные вопросы были даны исчерпывающие ответы и получено добро на обсуждение в концерне «Росэнергоатом». Совещание в «Росэнергоатоме» проводил Генеральный директор Евгений Иванович Игнатенко, через несколько лет трагически погибший в автокатастрофе во время поездки на Смоленскую АЭС. Это был человек необычайно высокой квалификации и эрудиции. Он быстро понял, что реновация старых блоков АЭС, в случае ее успешной реализации, может дать концерну большую экономию средств при сооружении замещающих мощностей, когда начнется вывод из эксплуатации энергоблоков, исчерпавших проектный срок службы. На Нововоронежской станции (НВАЭС) провели свой НТС и поддержали это предложение.

В 1995 году решением директората концерна РЭА на эту работу было выделено векселями 5 миллиардов рублей, вскоре превратившихся в 5 миллионов рублей (была страшная инфляция), причем более 90 % этих средств было получено по бартеру — металлом, бензином, стройматериалами, которые с большой «усадкой» надо было отоваривать. Такая в те годы была экономика страны. Техникоэкономическое исследование, показавшее техническую возможность и экономическую целесообразность реновации старых блоков НВАЭС, было выполнено силами ОКБ «Гидропресс», ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» и ГНЦ РФ – ФЭИ.

Результаты работы были рассмотрены на НТС концерна «Росэнергоатом» в 1998 году, который, в частности, рекомендовал «...продолжить и завершить в 1999 году исследования и обоснования технико-экономических показателей и размера инвестиций в реконструкцию блока № 2 Нововоронежской АЭС с учетом выполнения сравнительного анализа альтернативных вариантов использования сооружений и оборудования блока № 2 НВАЭС». Однако эта рекомендация не была выполнена.

Далее какие-то средства были получены по проекту МНТЦ (Международный научно-технический центр), платившему деньги в валюте непосредственно специалистам для уменьшения риска их выезда за рубеж и утечки знаний, позволяющих неядерным странам создать ядерное оружие. Один из таких проектов, реализованный сотрудниками ОКБ «Гидропресс» и ГНЦ РФ – ФЭИ, касался создания жидкометаллической (сплав свинец-висмут) мишени мощностью 1 МВт для протонного ускорителя. Другой проект (это было партнерское соглашение с одной японской компанией) прямо касался разработки модульного быстрого реактора типа СВБР-100. Этот проект участвовал в конкурсе быстрых реакторов, проведенном в Японии после натриевого пожара на быстром реакторе «Монжу». Конкурс был проигран, поскольку Япония взяла курс на восстановление этого реактора. Кроме того, был контракт с японской компанией «Марубени» по выполнению отдельных работ по свинцово-висмутовому теплоносителю.

Это позволило нам консолидировать средства, полученные по проекту МНТЦ и японскому контракту, передав часть из них институту «Атомэнергопроект» и ОКБ «Гидропресс», и за счет этого разработать «Концептуальный проект АЭС с двумя блоками электрической мощностью 1600 МВт каждый на базе РУ СВБР-75/100». Концерн «Росэнергоатом» на эту работу финансирования не выделил, но техническое задание согласовал. Мощность блока была выбрана на уровне 1600 МВт (16 модулей СВБР-75/100) для возможности корректного сопоставления экономических показателей с АЭС на базе двух реакторов ВВЭР-1500.

При расчете технико-экономических показателей АЭС, разработанной в концептуальном проекте, ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» ввел в рассчитанное значение капитальных затрат на строительство двухблочной модульной АЭС СВБР дополнительный запас в 17 % на непредвиденные расходы, против нормативного запаса 3%, который был введен для АЭС с двумя блоками ВВЭР-1500. Если этот запас отнести к стоимости «ядерного острова», то он составит 60 %. Такой подход вполне правомерен, поскольку все остальные затраты для АЭС СВБР (турбина, генератор, градирня и др.) очень близки к соответствующим затратам для АЭС ВВЭР-1500. Ни одна из девяти организаций-экспертов не высказала замечаний о недостаточности принятого запаса.

Проведенное сопоставление технико-экономических показателей этих АЭС показало преимущество АЭС с СВБР, несмотря на то, что проект РУ СВБР-75/100 был выполнен с большим консерватизмом, что предопределило большой потенциал совершенствования проекта (повышение мощности РУ не менее чем на 20%, за счет допустимого повышения температуры СВТ без изменения массогабаритных и стоимостных характеристик, переход с насыщенного на перегретый пар и др.).

Результаты концептуального проекта, изложенные в восьми книгах, были рассмотрены на заседании НТС концерна «Росэнергоатом» 27 мая 2002 года с участием экспертов из девяти организаций. Научно-технический совет, в частности, решил: пункт 2.1 Одобрить выполненную в инициативном порядке ГНЦ РФ – ФЭИ, ОКБ «Гидропресс» и ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» разработку «Концептуального проекта АЭС с двумя блоками электрической мощностью 1600 МВт каждый на базе РУ СВБР-75/100», в котором показаны возможности одного из новых направлений развития атомной энергетики и пункт 2.3 Для определения целесообразности продления срока службы энергоблоков АЭС с легководными реакторами путем их реновации с использованием альтернативных ядерных технологий рекомендовать ФГУП АЭП, ГНЦ РФ – ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» выполнить разработку ОБИН реновации 2-го блока Нововоронежской АЭС на базе РУ СВБР-75/100. Срок — 3-й квартал 2003 года». Однако и это решение не было реализовано.

Далее в 2003 году у нового министра А. Ю. Румянцева было проведено шестичасовое совещание. Выполненные в инициативном порядке работы по реактору СВБР-75/100 были одобрены, дано указание выделить финансирование, однако практически ничего значимого сделано не было. Важные для направления СВБР решения состоялись в 2006 году, когда в руководство «Росатома» пришла новая команда. Научно-технический совет № 1 рекомендовал «Росатому» направить работы на создание опытно-промышленного энергоблока и развитие базовой технологии СВБР. Этим событиям предшествовало письмо академиков Г. И. Марчука и В. И. Субботина, направленное в конце 2005 года Президенту РФ В. В. Путину о необходимости поддержки этой уникальной технологии. Позднее, совместным решением С. В. Кириенко и О. В. Дерипаски, для реализации этой технологии было образовано предприятие АО «АКМЭ-инжиниринг».

### 2.2 Основные положения концепции РУ СВБР-100

В основу концепции РУ СВБР-100 были заложены следующие принципиальные требования.

Должны быть детерминистически исключены тяжелые аварии, требующие эвакуации населения.

Конструкция РУ должна быть моноблочного типа.

Габариты основного элемента РУ — реакторного моноблока — должны обеспечивать возможность его транспортировки с машиностроительного завода на площадку АЭС железнодорожным транспортом.

РУ без изменения конструкции и выполнении нормативных требований по безопасности должна обеспечивать возможность работы с использованием различных видов топлива и в различных топливных циклах.



Рис. 1. Моноблок реакторный СВБР-100

При использовании МОКС-топлива должен быть обеспечен коэффициент воспроизводства, слегка превышающий единицу, что в замкнутом ЯТЦ позволит работать в режиме топливного самообеспечения. При работе в замкнутом ЯТЦ должны эффективно сжигаться младшие актиниды.

РУ должна быть пригодна для экспортных поставок, в том числе и в развивающиеся страны.

При разработке РУ СВБР-100 использовался консервативный подход. Он заключался в том, что в проект реактора заложены в основном заимствованные или масштабированные с небольшими коэффициентами, проверенные опытом эксплуатации РУ транспортных установок и других РУ технические решения.

Это относится практически ко всем основным элементам, узлам и ряду единиц оборудования РУ: топливные таблетки, оболочки твэлов, тепловыделяющие сборки, поглощающие стержни, внутрикорпусные устройства, исполнительные механизмы поглощающих стержней, устройства системы технологии СВТ, парогенераторы с трубами Фильда, сепараторы, конденсаторы автономного расхолаживания, конденсаторы газовой системы, оборудование системы перегрузки топлива и др.

Консервативный подход также характеризуется использованием освоенных режимных параметров по первому и второму контурам и ориентацией на существующие топливную инфраструктуру и технологические возможности машиностроительных предприятий.

Такой подход позволяет значительно снизить технический и финансовый риски, уменьшить вероятность ошибок и неудач, характерных при внедрении инновационных ядерных технологий, существенно снизить объем, сроки выполнения и затраты на НИОКР. Ниже приводятся характерные особенности РУ СВБР-100.



Рис. 2. Принципиальная гидравлическая схема РУ СВБР-100

### 2.3 Обоснование выбора уровня мощности

Выбор мощности реактора на уровне 100 МВт-э или 280 МВт тепловых, а следовательно, и его размеров обусловлен следующими соображениями.

1) Как показывают расчёты, это минимальный уровень мощности, при котором достигается значение КВА больше единицы при использовании МОКСтоплива. Это создаёт возможность работы реактора в замкнутом ЯТЦ в режиме топливного самообеспечения без потребления природного урана и использования таких реакторов в крупномасштабной ЯЭ.

2) С другой стороны, это максимальная мощность, при которой габаритные размеры реакторного моноблока позволяют транспортировать его в заводской готовности, в том числе и железнодорожным транспортом, что значительно расширяет возможности выбора площадок для строительства АС и существенно сокращает трудовые затраты и сроки сооружения АС.

 Выбранный уровень мощности обеспечивает условия пассивного отвода остаточного энерговыделения через корпус реакторного моноблока без опасного повышения температуры твэлов, что принципиально упрощает конструкцию реакторной установки и её систем безопасности.

4) Сравнительно небольшая масса моноблока для данного уровня мощности облегчает решение задачи обеспечения сейсмостойкости РУ.

5) Обеспечивается возможность организации крупносерийного (конвейерного) производства реакторных моноблоков (десятки штук в год) и стабильная загрузка машиностроительных заводов, что значительно снижает затраты на изготовление. Так как для изготовления реакторного моноблока РУ не требуется уникального машиностроительного оборудования, как для корпусов высокого давления ЛВР, возникает возможность формирования конкурентного рынка производителей.

6) При данном уровне мощности в соответствии с расчётами обеспечивается продолжительность кампании ~50 000 эфф. часов при использовании на первом этапе освоенного оксидного уранового топлива (КВА = 0,84).

## 2.4 Топливный цикл и потребление природного урана

При работе на оксидном урановом топливе с отложенной переработкой потребление природного урана будет в 2–2,5 раза выше, чем у реакторов ВВЭР-1000. Поэтому предусмотрено, что после первых двух кампаний реактор переходит в замкнутый ЯТЦ с использованием собственного плутония и невыгоревшего урана-235. Результаты расчетов показали, что кумулятивное потребление природного урана одним реактором ВВЭР-1000, работающим в открытом топливном цикле с отложенной переработкой ОЯТ, и десятью реакторами СВБР-100, начинающими работать на оксидном урановом топливе с переходом в замкнутый ЯТЦ с использованием собственного ОЯТ после второй кампании сравниваются через 33 года, а за срок службы энергоблока интегральное потребление урана будет на 30% ниже, чем для одного реактора ВВЭР-1000.

Таким образом, появляется возможность построить стратегию замкнутого ЯТЦ, в которой не требуется предварительная дорогостоящая переработка ОЯТ тепловых реакторов с целью выделения из него плутония для снабжения топливом реакторов СВБР-100.

Гибкость реактора CBБР-100 по отношению к типу топлива и топливному циклу, реализующаяся в принципе «работаю на том виде топлива, которое является наиболее эффективным», может позволить осуществить своевременный постепенный экономически оправданный (по факту) переход к замкнутому ЯТЦ с одновременным решением проблемы утилизации и захоронения долгоживущих радиоактивных отходов, поскольку в БР младшие актиниды эффективно сжигаются.

При использовании других видов топлива обеспечиваются:

 – КВА ≥ 1 при использовании МОКС-топлива и работа реактора в замкнутом топливном цикле в режиме топливного самообеспечения при продолжительности кампании 76000 эфф. часов;

– продолжительность кампании ~ 76000 эфф. часов при использовании уранового нитридного топлива (КВА = 0,91) и запас реактивности на выгорание меньше  $\beta_{3\phi\phi}$  или продолжительность кампании до 150000 эфф. часов;

– KBA  $\geq$  1 при использовании смешанного нитридного топлива (СНУП) и работа реактора в режиме топливного самообеспечения при запасе реактивности на выгорание меньше  $\beta_{3\phi\phi}$  и продолжительности кампании 76 000 эфф. часов, или работа в режиме расширенного воспроизводства с KBA = 1,13 при времени удвоения плутония около 45 лет и продолжительности кампании до 200000 эфф. час.

Конечно, работоспособность топлива при таких кампаниях требует экспериментального подтверждения.

#### 2.5 Обеспечение безопасности

#### 2.5.1 Внутренняя самозащищённость

#### 2.5.1.1 Самозащищённость реактора от аварий типа LOCA

Использование реактора моноблочного типа с принудительной циркуляцией СВТ в первом контуре, обеспечиваемой двумя насосами с газогерметичными электродвигателями. Корпус реакторного моноблока (МБР) имеет защитный кожух. Трубопроводы и арматура в первом контуре отсутствуют. Всё это исключает течи теплоносителя.

Природные свойства CBT (отсутствие избыточного давления и химическая инертность при контакте с водой и воздухом, возможном в условиях аварии). Это при моноблочной конструкции РУ устраняет возможность потери CBT с плавлением активной зоны, взрыва реактора и пожаров (отсутствует выделение водорода) по внутренним причинам.

2.5.1.2 Совместимость теплоносителя с рабочим телом второго контура и с топливом

РУ выполнена по двухконтурной схеме. Промежуточный контур не требуется. ПГ работает с многократной принудительной циркуляцией с выработкой сухого насыщенного пара. Совместимость топлива (UO<sub>2</sub>) с СВТ исключает перерастание аварийной ситуации с потерей герметичности оболочки твэла в аварию с выходом большой радиоактивности в теплоноситель.

## 2.5.1.3 Самозащищённость реактора от аварий типа LOHS, ULOHS

Во всех теплоотводящих контурах обеспечен уровень естественной циркуляции теплоносителей, достаточный для отвода остаточного тепловыделения. Отвод тепла через ПГ обеспечивается четырьмя независимыми каналами системы пассивного отвода тепла (СПОТ) за счет испарения воды в баках СПОТ с отводом пара в атмосферу с периодом невмешательства 72 часа. При постулированном отказе четырех каналов предусмотрен залив шахты реакторного моноблока водой. Управление этой аварией, которая рассматривается как запроектная, обеспечивается подпиткой баков СПОТ или шахты МБР от аварийных источников водо- и электроснабжения (например, пожарные автоцистерны и др.).

## 2.5.1.4 Самозащищённость от реактивностных аварий и аварий типа UTOP

Реактор обладает отрицательным пустотным эффектом реактивности и отрицательным температурным коэффициентом реактивности.

Кроме стержней аварийной защиты (АЗ), срабатывающих по электрическим сигналам, реактор оснащен дополнительной прямодействующей системой АЗ (ДАЗ), не имеющей электрических приводов, стержни которой срабатывают по повышению температуры СВТ (плавкие замки).

2.5.1.5 Самозащищённость от аварий типа ULOF

При одновременной остановке двух насосов и несрабатывании основной аварийной защиты самозащищённость РУ обеспечивается пассивно за счет срабатывания стержней ДАЗ, инерционного выбега насосов и естественной циркуляции теплоносителей в теплоотводящих контурах.

## 2.5.1.6 Самозащищённость от аварий с течью трубок ПГ (SGTR)

Для локализации аварии с течью трубок ПГ в газовой системе первого контура предусмотрены конденсаторы пара, а в случае их отказа предусмотрен пассивный сброс парогазовой смеси через разрывные мембраны в барботер. Схема циркуляции СВТ в МБР обеспечивает эффективную гравитационную сепарацию пузырей пара на свободном уровне СВТ под крышкой МБР. Как показал опыт эксплуатации реакторов с СВТ на АПЛ при малой течи ПГ (до 10 кг/ч) нет необходимости останавливать РУ.

## 2.5.1.7 Самозащищённость от несанкционированного «замораживания» СВТ в РУ

Самозащищённость от несанкционированного «замораживания» СВТ в РУ при неработающем реакторе и низком уровне остаточного энерговыделения обеспечивается нулевым изменением объема СВТ при переходе из жидкого в твердое состояние. Сохранение работоспособности оборудования при «замораживанииразмораживании» СВТ подтверждено не только экспериментально на крупномасштабных моделях, но и в условиях эксплуатации РУ АПЛ.

## 2.5.2 Барьеры глубоко эшелонированной защиты

Исключение выхода радиоактивности в окружающую среду обеспечивается системой эшелонированных защитных барьеров в глубину, включающих:

 топливную таблетку из UO<sub>2</sub>, химически совместимой с CBT, удерживающую основную часть накопленных продуктов деления; – оболочку твэла, выполненную из коррозионно-стойкой в СВТ стали феррито-мартенситного класса, выдерживающей без повреждения аварийный перегрев до 900 °С в течение 5 минут, исключающей образование в аварийных условиях водорода. Коррозионная стойкость стали ЭП-823Ш подтверждена испытаниями на базе 50000 часов (продолжительность кампании). Установлено, что антикоррозионное оксидное покрытие на поверхности стали обладает свойством самозалечивания при механическом повреждении;

– СВТ, удерживающий в себе йод, цезий и другие продукты деления (кроме газообразных), которые могут попасть в него в случае потери герметичности оболочек твэлов. Полоний-210, образующийся в СВТ при облучении нейтронами висмута, находится в очень низкой концентрации (10<sup>-6</sup>) и образует термодинамически стойкое интерметаллическое соединение со свинцом. Эти факторы снижают испарение полония из СВТ в 10<sup>9</sup> раз, что обеспечивает сравнительно благоприятную радиационную обстановку при постулированной разгерметизации первого контура или трубопроводов газовой системы, работающих без избыточного давления.

Полоний определяет радиационную обстановку при разгерметизации газовой системы РУ и требует обеспечения соответствующих мер радиационной безопасности. Такие меры были разработаны и реализованы при эксплуатации РУ АПЛ с СВТ. Они оказались весьма эффективными, так как никто из лиц персонала (как военного, так и гражданского), принимавших участие в ликвидации последствий аварии (в реакторный отсек стенда 27/ВТ вытекло около 20 тонн радиоактивного СВТ) не получил дозу внутреннего облучения полонием, превышающую допустимую;

 – герметичный корпус МБР, оснащенный защитным кожухом, и трубопроводы газовой системы, исключающие выход радиоактивности в бокс РУ;

– герметизированный бокс РУ, защищенный от внешних воздействий железобетонным перекрытием толщиной 1,5 м, находящийся под небольшим разрежением относительно помещения центрального зала (ЦЗ), создаваемым системой вентиляции с выбросом воздуха через систему фильтров и вентиляционную трубу в атмосферу;

 защитную железобетонную оболочку здания толщиной 1,5 м, предназначенную для дополнительной защиты от внешних воздействий (падение самолета).

#### 2.5.3 Радиоэкологическая безопасность

На этапе хранения отработавшего ядерного топлива (OЯT) исключение выхода радиоактивности обеспечивается тем, что выгруженная из реактора тепловыделяющая сборка (TBC) погружается в стальной пенал, заполненный жидким свинцом, который помещается в ячейку хранилища, где отвод остаточного энерговыделения осуществляется пассивно за счет естественной циркуляции атмосферного воздуха. При этом на пути выхода радиоактивности в окружающую среду имеются четыре барьера безопасности: топливная таблетка, оболочка твэла, затвердевший свинец и герметичный пенал. В процессе эксплуатации практически не образуется жидких радиоактивных отходов (ЖРО), так как перегрузка топлива осуществляется без удаления теплоносителя из первого контура и его последующей дезактивации, при которой образуется большое количество ЖРО.

## 2.5.4 Толерантность к экстремальным внешним воздействиям

Для оценки потенциала безопасности реактора СВБР-100 в 2003 году был выполнен предварительный расчетный анализ последствий постулированной тяжелой аварии при сочетании таких событий, как:

- разрушение защитной оболочки здания реактора,
- разрушение железобетонного перекрытия реакторного бокса,

 разрушение трубопроводов газовой системы реакторного моноблока, размещенного в бетонной шахте ниже уровня земли, с прямым контактом свободного уровня свинцово-висмутового теплоносителя под крышкой моноблока с атмосферным воздухом,

- полное обесточивание АЭС.

Такое сочетание исходных событий возможно лишь при экстремальных событиях: военные действия, террористические акты, чрезвычайно редкие природные катастрофы и т. п. Результаты выполненного расчетного анализа показали, что даже в таком случае при самых неблагоприятных атмосферных условиях отселения населения за пределами трехкилометровой зоны не требуется.

Из проведенного анализа следует, что РУ СВБР-100 не является усилителем внешних воздействий. Поэтому масштаб повреждений будет определяться только энергией внешнего воздействия. РУ этого типа обеспечивают их повышенную устойчивость не только в случаях единичных отказов оборудования и ошибок персонала, но и в случаях умышленных злонамеренных действий, когда все специальные системы безопасности, работающие в режиме ожидания, могут быть преднамеренно выведены из строя. Катастрофические аварии типа Чернобыльской или Фукусимы, а также пожары, подобные случившемуся на реакторе «Монжу», здесь невозможны в принципе. Это особенно важно при строительстве АЭС в развивающихся странах с высоким уровнем террористической угрозы.

## 2.6 Удовлетворение основным требованиям к инновационным ядерным энергетическим системам IV поколения

Эффективное использование энергетического потенциала природного урана. Реактор СВБР-100 удовлетворяет этому требованию, поскольку в замкнутом ЯТЦ при использовании смешанного уран-плутониевого топлива он работает в режиме топливного самообеспечения, имея коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА), слегка превышающий единицу.

Принципиально более высокий уровень безопасности. Благодаря использованию химически инертного свинцово-висмутового теплоносителя, реактор СВБР-100 удовлетворяет этому требованию за счет высокого уровня внутренне присущей самозащищённости реактора, обусловленного очень низким значением запасенной потенциальной энергии в теплоносителе. Повышенное сопротивление к распространению ядерных делящихся материалов. Этому требованию реактор СВБР-100 удовлетворяет благодаря отсутствию воспроизводящих экранов, в которых может накапливаться плутоний оружейного качества, использованию урана с обогащением ниже 20% при работе на оксидном урановом топливе, большой продолжительности кампании (7–8 лет) без перегрузки топлива и отсутствию технических возможностей доступа к топливу в процессе кампании.

Принципиально более высокий уровень технологичности. Выполнение этого требования обеспечивается за счет полного заводского изготовления основного элемента РУ — реакторного моноблока и возможности его доставки на площадку АС в высокой готовности по железной дороге или другими видами транспорта.

*Приемлемые технико-экономические показатели*. Этому требованию реактор СВБР-100 удовлетворяет благодаря:

1) отсутствию многих систем безопасности, необходимых для традиционных типов реакторов в связи с высоким значением запасенной в теплоносителе первого контура таких реакторов потенциальной энергии;

 высокой серийности производства, обусловленной малым уровнем мощности реактора и высокой потребностью в энергоблоках малой и средней мощности;

 отсутствию необходимости проведения НИОКР и сооружения демонстрационного прототипа за счет использования в составе энергоблоков атомных станций различной мощности испытанного унифицированного реакторного модуля мощностью 100 МВт-э;

4) сокращения продолжительности инвестиционного цикла.

#### 2.7 Концепция коммерциализации

Опыт эксплуатации реакторов с СВТ на транспортных установках учтен в максимальной степени при разработке РУ СВБР-100. Однако условия эксплуатации оборудования РУ транспортных установок и РУ АЭС значительно различаются. Для РУ транспортных установок характерен режим эксплуатации в основном на низких уровнях мощности при пониженных температурах СВТ, в то время как для РУ АЭС характерен режим эксплуатации в основном на номинальной мощности. Кроме того, требования к ресурсу оборудования РУ АЭС существенно выше, чем к РУ транспортных установок. Требуют прямого подтверждения также технико-экономические показатели.

Всё это делает необходимым создание опытно-промышленного энергоблока с РУ СВБР-100. Следует подчеркнуть, что затраты на сооружение опытно-промышленного энергоблока (прототипа) являются одноразовыми, так как на базе испытанного унифицированного реакторного модуля могут создаваться ядерные энергоблоки различной мощности и назначения без проведения дополнительных НИОКР.

На опытно-промышленной РУ, которая будет оснащена дополнительными датчиками и устройствами, могут быть продемонстрированы в контролируемых условиях свойства внутренней самозащищённости и пассивной безопасности реакторной установки при сочетаниях отказов оборудования, ошибок персонала и моделировании умышленных злонамеренных действий. После проведения испытаний опытно-промышленного энергоблока и подтверждения проектных характеристик, РУ СВБР-100 будет готова к коммерциализации и широкому применению в составе энергоблоков AC различной мощности и назначения.

## 2.8 Текущий статус проекта и направления развития

В данном разделе использованы, в частности, результаты, приведенные в докладе на конференции МАГАТЭ FR-17 («Проект СВБР: текущий статус и направления развития», В. В. Петроченко, С. А. Григорьев, О. Г. Комлев, А. В. Кондауров, Г. И. Тошинский), г. Екатеринбург, 26–29 июня, 2017 г.

## 2.8.1 Состояние проекта в настоящее время

Проект СВБР-100 реализует АО «АКМЭ-инжиниринг», являющееся государственно-частным предприятием, образованным на паритетной основе Госкорпорацией «Росатом» и АО «Иркутскэнерго».

В настоящее время АО «АКМЭ-инжиниринг»:

признано эксплуатирующей организацией на этапах размещения и сооружения ОПЭБ с РУ СВБР-100;

 имеет право владеть на правах собственности ядерными материалами и ядерными установками;

 имеет лицензии Ростехнадзора на выполнение работ и оказания услуг эксплуатирующей организации при строительстве атомных станций;

 имеет лицензию Ростехнадзора на размещение ядерной установки в г. Димитровград Ульяновской области.

Стоимость проекта, включая НИОКР и сооружение ОПЭБ, возросла по опубликованным данным, с 15 млрд руб. в 2009 году, до 36 млрд руб. в 2014 году (по текущему курсу это около 550 млн долларов). Поэтому проект приостановлен. Основными задачами текущего этапа проекта являются определение возможностей по привлечению дополнительного финансового партнера (возможно и зарубежного), а также оптимизация решений ОПЭБ с целью снижения стоимости. Кроме того, необходимо определить облик серийных ACMM с РУ СВБР (САС), в соответствии с рекомендациями отраслевых экспертов и HTC № 8 Госкорпорации «Росатом» от 15.09.2015, который должен обеспечить их конкурентоспособность и инвестиционную привлекательность.

Проектная документация разработана в требуемом объеме. В составе проектной документации разработаны 12 разделов, включающие 210 томов и описывающие архитектурно-строительные, конструктивные, технологические и прочие решения ОПЭБ. В составе материалов обоснования лицензии на сооружение ОПЭБ разработаны предварительные материалы обоснования безопасности и вероятностный анализ безопасности первого уровня.

Анализ разработанной проектной документации выявил основные направления и масштабы оптимизации: снижение стоимости оборудования ОПЭБ, уменьшение удельных показателей (размеры площадки, объем основных зданий ядерного острова, масса тепломеханического оборудования к установленной мощности) и стоимости строительно-монтажных работ (СМР), снижение численности персонала и увеличение установленной электрической мощности.

Существенное влияние на проектные решения оказала технология обращения со свежим и отработавшим ядерным топливом. Так, например, высотные габариты реакторного здания определяются размерами перегрузочного оборудования, а габариты реакторного здания в плане определяются потребностями обеспечения транспортно-технологических операций по хранению свежих и отработавших ТВС и размещения перегрузочного оборудования.

#### 2.8.2 Основные направления дальнейшего совершенствования проекта

Основные системные возможности улучшения технико-экономических характеристик (ТЭХ) САС состоят в использовании:

 возможности увеличения мощности реактора за счет снятия избыточного консерватизма и использования ряда технический решений;

- переход на перегретый пар;

 высокого уровня заводской готовности реактора, исключающего необходимость трудоемких монтажных работ на первом контуре, позволяющего существенно сократить срок сооружения САС;

 эффекта модульности (мощностной ряд, использование блочного и станционного оборудования для всех модулей РУ, входящих в состав ЯППУ);

- эффекта масштаба производства (серийность, «кривая обучения»);

– многоцелевого применения РУ (электричество, тепло, пресная вода, реновация блоков АЭС ВВЭР-440, реакторы которых исчерпали срок службы).

#### 2.8.3 Общественные слушания в Димитровграде

Общественные слушания по предварительному выбору площадки сооружения ОПЭБ на базе РУ СВБР-100 проходили летом 2011 года вскоре после аварии в Японии на АЭС Фукусима. Зал Дворца культуры и науки им. Е. П. Славского был полон, тема вызвала большой интерес. Приведем возражения, которые высказывались на слушаниях или о которых писалось.

Не так все оказалось просто, потому что Димитровград размещен в местности, где на глубине 300 м когда-то был тектонический разлом. И хотя это относится к 5-балльной зоне землетрясений, «зеленые» движения — Гринпис, Беллона — выступали с критикой площадки, потому что, оказывается, в 1991 году было зафиксировано два сильных подземных толчка, которые напугали население. Работали специальные комиссии Института физики Земли, которые исследовали и сопоставляли эти толчки, записанные сейсмическими самописцами, с общей сейсмической активностью. Оказалось, что не так далеко от Димитровграда ведутся геологоразведочные работы по сканированию Земли и ее структуры, где используются подземные взрывы. Два их этих взрывов дали такой толчок почвы, который был чувствительным для населения; а поскольку информации об этих работах не было, то толчки вызвали испуг, а «зеленые» движения стали использовать это как аргумент против строительства. После этого работало много комиссий и однозначно было установлено, что толчки связаны именно с этими подземными взрывами.

НИИАР в течение многих лет осуществлял закачку жидких радиоактивных отходов в глубинные слои. Это вполне законная деятельность. Но закачка идет под высоким давлением. И высказывались опасения, что в результате этой деятельности может происходить нарушение пластов и радиоактивность может выйти на поверхность и нанести ущерб. Хотя это относится к деятельности НИИАРа, но все увязывается в единый узел, потому что рядом с площадкой НИИАР предполагается сооружение двух действующих реакторов — СВБР-100 и МБИР: МБИР на площадке внутри периметра, а СВБР — на примыкающей площадке. На это тоже есть заключение компетентных органов, которые знают, как ведет себя Земля. Есть официальные организации, которые несут ответственность за это дело, по заключению которых никаких экологических проблем для населения города не возникнет.

Кроме того, была юридическая зацепка для «зеленых» организаций — если объекты ядерной энергетики размещаются на территории НИИАР, то не нужно оценивать, как может повлиять авария на одном реакторе на другой реактор, это все проблемы одной эксплуатирующей организации. А СВБР-100 располагается на отдельной территории, у него своя эксплуатирующая организация, и в соответствии с законами нужно оценивать, к каким последствиям для СВБР-100 приведет авария на каком-либо из реакторов НИИАР. Это все тоже было преодолено.

«Зеленые» вообще критикуют ОВОС (отчет о воздействии на окружающую среду), потому что по правилам представления таких отчетов он должен оцениваться с позиций объекта хозяйственной деятельности, его необходимости. И они выступают с позиции — а нужен ли он? Говорят, что остановятся реакторы НИИАР, которые дают электроэнергию и тепло, — ну так можно построить станцию на газе, которая нам приятнее. Хотя электроэнергия будет дороже. Вы пишете, что будете использовать кадры для комплектования персонала ОПЭБ с реакторов НИИАР — а им самим не хватает персонала, у них дефицит, утечка кадров. В докладах и содокладах на все эти вопросы были даны исчерпывающие ответы.

Я в своем очень коротком выступлении остановился на полониевой проблеме, потому что это особенно возбуждает народ, рассказал о том опыте, который есть. Высказал такой пиаровский лозунг, что, когда пустили Первую в мире АЭС в Обнинске, приезжало множество делегаций из-за рубежа и «все флаги в гости были к нам», а когда построят СВБР — «все флаги в гости будут к вам», потому что это будет первый в мире реактор четвертого поколения, который откроет дорогу инновационным технологиям в атомной энергетике.

Очень важным было выступление представителей Федерального медикобиологического агентства (ФМБА). Это люди очень грамотные, потому что А. И. Бурназян, его основатель, — это генерал, врач, медик, который с самого начала, когда начались ядерные испытания, вел всю радиационную медицину в стране, и сейчас его имя носит это агентство. Они выступили со своими результатами расчетов всех радиоактивных выбросов, которые рассмотрены в проекте, и они сказали, что СВБР-100 полностью удовлетворяет требованиям с точки зрения охраны здоровья населения.

Среди выступавших было много людей, которые высказались в пользу сооружения этого энергоблока. Единственным диссонансом прозвучало выступление представителя Экологического союза, который есть и в Димитровграде, который не нашел ничего лучшего, как напугать всех тем, что СВБР-100 планирует использовать МОКСтопливо. В МОКС-топливе есть плутоний, чрезвычайно радиотоксичный элемент, и если всего 1 грамм плутония распределить по людям, то 40 миллионов людей получат годовую предельную дозу облучения. На это как раз потом ответил представитель ФМБА, который сказал, что во Франции 75 % мощностей от атомной энергетики, половина реакторов там работает на МОКС-топливе, где не 1 грамм, где тонны плутония крутятся, перерабатываются — неужели они не заботятся о своем населении? Белоярская станция, где строится БН-800, будет работать на МОКС-топливе. И, наконец, БОР-60 — «вы не знаете, что там 15 лет работают с МОКС-топливом?». Эколог сник, потому что был выбран очень неудачный, тенденциозный браковочный тезис.

В заключение глава города поблагодарил всех участников, всех выступавших за поддержку, сказал, что все замечания «зеленых» будут, во-первых, приобщены к отчету о слушаниях, во-вторых, в течение месяца будет открыт доступ всем жителям города к материалам для внесения своих предложений, пока не будет сформулировано окончательное заключение — т. е. все делается в соответствии с процедурами подобного рода. Технология СВБР, не обремененная в силу высокого уровня внутренней самозащищенности большими затратами на обеспечение безопасности, обладающая преимуществами модульности, обеспечивающая более высокие параметры пара по сравнению с водоохлаждаемыми реакторами (для САС), а значит и более высокий КПД, может позволить с большей вероятностью достичь требуемых значений LCOE по сравнению с другими ЯЭТ.

#### Заключение

Важной особенностью модульного реактора СВБР-100 является простота, а следовательно, и низкая стоимость вывода АЭС из эксплуатации. После удаления СВТ, который после рафинирования может быть использован в новых РУ, и выгрузки ОЯТ корпус МБР может быть выгружен из шахты и размещен в хранилище ТРО для спада радиоактивности. После чего в реакторном здании практически не остается радиоактивных материалов. Для легководных реакторов петлевого типа вывод из эксплуатации является более сложным и дорогим.

Именно сочетание в технологии СВБР отдельных преимуществ, присущих различным ЯЭТ, делает эту технологию перспективной для многих применений, адаптивной к внешним условиям.

Самое трудное в любом деле — сделать первый шаг. А. И. Лейпунский говорил, что новая идея на пути своей реализации проходит три этапа. Первый этап все говорят, что это полная чушь; проходит 15 лет, говорят — да, может быть из этого что-то и получится; проходит еще 15 лет, и те же люди говорят — да это же тривиально, это всем известно. Я думаю, что СВБР сейчас находится где-то в конце второго этапа.

## ТЕПЛОФИЗИКА

## Технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей в атомной энергетике и других отраслях промышленности

Р. Ш. Асхадуллин, А. Ю. Легких, В. П. Мельников, В. В. Ульянов

Тяжелые жидкометаллические теплоносители (ТЖМТ) на основе свинца и сплава свинец-висмут за счет своих уникальных свойств находят в настоящее время все большее применение не только в атомной энергетике, но и в других отраслях промышленности. История использования эвтектики свинец-висмут в качестве теплоносителя реакторных установок уходит корнями в 60-е годы, когда был создан дивизион атомных подводных лодок. Прорывные идеи научных организаций, включая АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», позволили занять мировое лидерство в атомном подводном флоте. С того времени накоплен богатый опыт применения ТЖМТ, разработаны технологии тяжелых теплоносителей (Pb-Bi, Pb) для создаваемых реакторных установок СВБР-100, БРЕСТ-ОД-300. Анализ выполненных за последнее десятилетие работ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по тематике тяжелых жидкометаллических теплоносителей представлен в данной статье.

## ТЖМТ в ядерной энергетике

Научные исследования по обоснованию использования расплавов тяжелых металлов и их сплавов в качестве теплоносителей реакторных установок начаты во второй половине 40-х годов ХХ века. В качестве возможных расплавов рассматривались в первую очередь ртуть, олово, свинец, висмут, эвтектический сплав свинца с висмутом. В США к концу 50-х годов от использования вышеуказанных расплавов отказались, а в СССР при научном руководстве А. И. Лейпунского сконцентрировались на создании паропроизводящих установок с эвтектическим сплавом свинец-висмут в качестве теплоносителя для кораблей ограниченного водоизмещения (рис. 1), т. е. с такими удельными массогабаритными показателями, которые невозможно достичь в установках с водяным теплоносителем. Недостаточная изученность свинцово-висмутового теплоносителя, и господствовавшее на начальном этапе его освоения представление, что путем очистки теплоносителя от избыточного кислорода со свободных поверхностей можно обеспечить и чистоту циркуляционного контура, привели в 1968 году к аварийной ситуации на подводной лодке проекта 645. Аварийную лодку пришлось вывести из эксплуатации, а вопросам поддержания качества теплоносителя с этого моменты было уделено пристальное внимание.

Выяснилось, что ключевой проблемой были частые и длительные ремонты парогенераторов, сопровождавшиеся разгерметизацией первого контура и постоянным накоплением шлаков на основе оксидов свинца. Отсутствие эффективного метода очистки первого контура в итоге привело к чрезмерному накоплению шлаков, их внезапному забросу в активную зону вследствие возрастания интенсивности течи парогенераторов, вызвавшему резкое ухудшение теплоотвода и последующее плавление тепловыделяющих элементов.

Создание работоспособной системы технологии свинцово-висмутового теплоносителя позволило в дальнейшем исключить такого рода аварийные ситуации и построить дивизион подводных лодок с реакторными установками, охлаждаемыми свинцово-висмутовым теплоносителем. В результате реакторы транспортных установок с теплоносителем Pb-Bi, эксплуатируемые в СССР, суммарно отработали на «ходовых» режимах около 20 реакторо-лет при общей наработке 80 реакторо-лет.

Жидкие металлы (натрий, свинец, сплав свинца с висмутом) к тому же являются единственными теплоносителями, удовлетворяющими всем требованиям в отношении теплоотвода и ядерных свойств, предъявляемым к энергетическим реакторам на промежуточных и быстрых нейтронах, а также к реакторам-бридерам. Именно этим объясняется наличие сразу трех крупных проектов гражданских реакторов на быстрых нейтронах, создаваемых в России (БН с натриевым теплоносителем, СВБР со свинцово-висмутовым теплоносителем, БРЕСТ со свинцовым теплоносителем), а также многочисленные зарубежные проекты разной степени проработанности (ELFR, ALFRED, MYRRHA, CLEAR и др.).

В России вопросам обеспечения технологии свинецсодержащих теплоносителей реакторных установок и исследовательских стендов по-прежнему уделяется значительное внимание. Системами контроля и поддержания качества свинецсодержащих теплоносителей оснащаются все вновь создаваемые реакторные установки и исследовательские циркуляционные контура и стенды, а культура



*Рис.* 1. Первая подводная лодка проекта 645 с реактором, охлаждаемым свинцововисмутовым теплоносителем

обращения с жидкометаллическими теплоносителями на предприятиях ГК «Росатом» повышается и совершенствуется.

Применительно к теплоносителям на основе свинца (свинец и эвтектический сплав свинца с висмутом) технология решает следующие задачи:

 обеспечение чистоты теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура для поддержания проектных теплогидравлических характеристик при длительных ресурсах работы установок;

2) предотвращение коррозии и эрозии конструкционных материалов при длительных ресурсах работы установок;

 обеспечение современных требований безопасности на различных этапах эксплуатации реакторной установки (подготовка теплоносителя, пуск реактора, текущая эксплуатация, ремонты и перегрузки, разгерметизация, режимы отклонения от условий нормальной эксплуатации).

Учитывая вышеперечисленное, современный комплекс мер по технологии свинецсодержащих теплоносителей обеспечивают следующие мероприятия: а) прием, подготовка теплоносителя и его загрузка; б) контроль и регулирование кислородного потенциала теплоносителя; в) водородная очистка теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура от шлаков на основе оксида свинца; г) фильтрация теплоносителя; д) очистка защитного газа от аэрозолей теплоносителя.

#### Прием, подготовка теплоносителя и его загрузка

При приемке анализируется содержание в исходном материале (металле) для теплоносителя следующих примесей: Ag, Cu, Zn, As, Sb, Sn, Mg, Fe, Tl, Hg, Al, In, Cd, Na, Ca, Ni, Cr, Mn, Te, Co, Au, в случае свинцового теплоносителя и примесь Bi. Их источниками могут быть примеси из исходного сырья (Ag, Cu, Zn, As, Sb, Sn, Bi, Fe, Tl, Ni, Mn, Co, Au); технологические, поступающие из реагентов при производстве (Si, Ca, Fe, C) и очистке (Na, B, F, Cl, Si) «металла-сырца».

При выборе промышленной марки свинца и висмута для загрузки и использования в качестве теплоносителя учитывают следующие критерии: влияние примесей на радиационную обстановку, на ядерно-физические свойства реакторной установки, на коррозию конструкционных материалов, на шлакообразование; интенсивность наработки и переноса <sup>210</sup>Ро из газового контура. Всем критериям (с учетом возможной очистки от нерегламентируемых примесей в промышленных марках свинца и висмута) относительно разрабатываемых в настоящее время технических условий на свинцовый и свинцово-висмутовый теплоноситель в наибольшей степени удовлетворяют марки C1 для свинца (ГОСТ 3778-98) и ВИ00 для висмута, потенциальных для использования в качестве теплоносителя, приведен в таблице 1.

### Контроль и регулирование кислородного потенциала теплоносителя

Важной примесью в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях является растворенный химически активный кислород. С одной стороны, при снижении его концентрации ниже критической не обеспечивается надежная антикоррозионная защита конструкционной стали. С другой, наличие в контуре значитель-

#### Таблица 1.

Элемент	C2	C2C	C1	C0	C00	ВИ1	ВИ00
Pb	99,95	99,97	99,985	99,992	99,9985	1,8	0,01
Ag	0,0015	0,002	0,001	0,0003	0,00001	0,12	0,00002
Cu	0,001	0,002	0,001	0,0005	0,00001	0,01	0,0001
Zn	0,001	0,002	0,001	0,001	0,0001	0,003	0,0005
Bi	0,03	0,02	0,006	0,004	0,0005	98	99,98
As	0,002	0,002	0,0005	0,0005	0,0005	0,0002	0,00007
Sn	0,002	0,001	0,0005	0,0005	0,0005	н/р	н/р
Sb	0,005	0,005	0,001	0,0005	0,0001	0,005	0,00002
Fe	0,002	0,001	0,001	0,001	0,0001	0,001	0,001
Mg					0,0001		
Ca	0,015	0,003	0,003	0,002	0,0001	Не	
Na					0,0001	регламентируется	
T1					0,0001		
Cd	Не регламентируется				0,0001	(0,0001)	0,00005
Al					0,0005	Не регламентируется	
Hg					0,0001		
In					0,0001		

Промышленные марки свинца и висмута для использования в качестве теплоносителя, масс. доля, %

ной массы кислорода нежелательно, так как это может привести к накоплению недопустимого количества твердофазных оксидов в теплоносителе. Поэтому одним из основных контролируемых параметров при эксплуатации систем с теплоносителями на основе свинца и экспериментальных исследованиях массопереноса в циркуляционных контурах является концентрация C и термодинамическая активность кислорода a, растворенного в теплоносителе. Направление и интенсивность протекающих процессов, как правило, определяются уровнем и изменением термодинамической активности кислорода, которая измеряется кислород-ными сенсорами.

В теплоносителях на основе свинца термодинамическую активность кислорода принято определять по формуле:  $a = C/C_S$ , где  $C, C_S$  — текущая концентрация и концентрация насыщения растворенного кислорода в объеме теплоносителя с фиксированной температурой, соответственно. Т. е. при постоянстве текущей концентрации и температуры сохраняется постоянство термодинамической активности кислорода, а каждому температурному распределению текущей концентрации соответствует строго заданное температурное распределение термодинамической активности кислорода, определяемое температурной зависимостью концентрации насыщения растворенного кислорода. В экспериментальных исследованиях обычно используются кислородные сенсоры (рис. 2) на основе гальванических концентрационных ячеек с твердым электролитом  $ZrO_2+Y_2O_2$  и электродом сравнения Bi-Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Их показания в свинце определяются по уравнению:

E (вольт) = 131,2-1,54·10<sup>-2</sup>·T·(1+6,61·lg a).

Количество и место расположения кислородных сенсоров в каждом конкретном случае выбирается исходя из содержания и целей исследований. На выбор существенное влияние оказывают также представления о характере распределения примеси кислорода в теплоносителе. При этом преобладает точка зрения, согласно которой в реальном циркуляционном контуре реализуется изоконцентрационное распределение, поскольку циркуляция теплоносителя способствует выравниванию содержания примесей во всех его объемах.

Помимо контроля кислорода на всех стадиях эксплуатации реакторных и исследовательских установок необходимы также штатные средства, позво-



Рис. 2. Датчик активности кислорода с тремя электродами сравнения

ляющие поддерживать на заданном уровне и в заданной форме содержание примеси растворенного кислорода в теплоносителе при любых предусмотренных эксплуатационных режимах. Кислород в теплоноситель можно подать разными способами, например в виде газообразного или тройных смесей H<sub>2</sub>–H<sub>2</sub>O–He. Оптимальным признан твердофазный метод регулирования, который предполагает использование в качестве источника кислорода растворяемые гранулы PbO (рис. 3). Их размещают и удерживают в ограниченном по объему участке циркуляционного контура, сообщающемся с основным контуром. При этом гранулы, контактируя с циркулирующим теплоносителем, растворяются с выделением кислорода, который далее переносится по всему контуру с потоком.





Рис. 3. Гранулы оксида свинца: слева — исходные, справа — после работы в свинцовом теплоносителе в течение 3000 ч

## Водородная очистка теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура от шлаков на основе оксида свинца

Водородная очистка является важнейшим методом поддержания чистоты свинецсодержащих теплоносителей. С помощью водородной очистки газовыми смесями H<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O-Ar(He) химически разрушаются шлаки на основе оксида свинца, а свинец и висмут (при очистке свинцово-висмутового теплоносителя) возвращаются в состав теплоносителя. Водород является активным реагентом, восстанавливающим металл из оксида, водяной пар является защитой оксидных покрытий на поверхности конструкционных сталей, аргон или гелий являются инертными наполнителями газовой смеси для обеспечения взрывобезопасного содержания водорода в смеси. Газовые смеси могут подаваться в контур двумя способами: только в газовый объем контура и непосредственно в циркулирующий поток теплоносителя. В первом случае водород взаимодействует с отложениями только на свободных поверхностях теплоносителя, во втором — газовая смесь может разноситься по всему контуру, а водород взаимодействовать с отложениями во всех частях контура. Поэтому водородная очистка вторым способом более эффективна.

При водородной очистке протекают следующие процессы:

– водородное восстановление металла из оксидов в отложениях на поверхностях теплоносителя и конструкций контура по реакции  $Me_xO_y + yH_2 \leftrightarrow \leftrightarrow x Me + y H_2O$ , приводящее к разрушению отложений и последующему увлечению их частиц потоком;

 водородное восстановление металла из оксидных образований, циркулирующих вместе с теплоносителем;

извлечение из теплоносителя растворенного кислорода по реакции
[O] + H<sub>2</sub> ↔ H<sub>2</sub>O ([O] — растворенный кислород);

– растворение в раскисленном теплоносителе оксидов из отложений на поверхностях и оксидных образований, циркулирующих вместе с теплоносителем:  $Me_xO_y \leftrightarrow x [Me] + y [O];$ 

– механическое разрушение отложений на поверхностях контура за счет усиления динамического воздействия двухкомпонентного потока; динамическое воздействие увеличивается вследствие возникновения дополнительных, по сравнению с однокомпонентным потоком, тангенциальных и нормальных напряжений вблизи твердых поверхностей загрязнений.

Для контуров установок петлевой конструкции ввод смеси H<sub>2</sub>–H<sub>2</sub>O–Ar(He) в циркулирующий со значительной скоростью (U≥1 м/c) теплоноситель можно проводить любым способом, обеспечивающим размер вводимых в теплоноситель пузырьков газа радиусом  $\leq$ 1 см. В дальнейшем, с учетом незначительной длины соединяющих элементы контура трубопроводов, малой площади свободных поверхностей теплоносителя, эффективного дробления газа в активной зоне, парогенераторах и насосах, такие пузыри эффективно переносятся потоком теплоносителя по всему контуру. В контурах усовершенствованной петлевой (ярким примером является реактор типа БРЕСТ-ОД-300) и моноблочной (наиболее известным представителем такой конструкции является СВБР-100) конструкции имеются каналы большой протяженности и с низкой ( $\leq$ 0,2–0,3 м/с) скоростью

142

течения, а также большие свободные поверхности теплоносителя. Поэтому в них существуют условия для эффективной агломерации и сепарации газовых пузырей радиусом ≥1 см. Для доставки газовой фазы во все участки контура необходимо применять только такие способы ввода, которые обеспечивают дробление газа до пузырьков размером Наиболее  $\leq 0.3$ MM. приемлемым является использование механических дробящих устройств, например механических диспергаторов газа (рис. 4).



*Рис. 4.* Механический диспергатор газа для проведения водородной очистки свинецсодержащих теплоносителей

## Фильтрация теплоносителя

Эксплуатация циркуляционных контуров со свинецсодержащими теплоносителями сопровождается образованием в циркулирующем теплоносителе невосстанавливаемых водородом взвешенных примесей, преимущественно оксидов элементов конструкционных материалов (железо, хром и т. д.). Окисление этих элементов происходит вследствие того, что они имеют большее сродство к кислороду, чем свинец. В зависимости от условий эксплуатации их суммарная концентрация может достигать ~ 10<sup>-3</sup> % по массе и более. В результате в локальных местах контура могут образовываться шлаковые отложения на основе оксидов компонентов конструкционной стали, повышающие температуру стенки, увеличивающие гидравлическое сопротивление трактов, нарушающие работу насосов и др. Поэтому в контуре необходимо создать условия, препятствующие формированию отложений. Это может быть достигнуто только непрерывным снижением концентрации образующихся в контуре высокодисперсных шлакообразующих частиц за счёт фильтрационной очистки теплоносителя, потому что интенсивность процесса шлакообразования прямо пропорциональна разности концентраций в теплоносителе и на стенке (где она равна нулю).

При эксплуатации контуров со свинецсодержащими теплоносителями применительно к процессу фильтрации волокнистыми материалами работает механизм, связанный с образованием так называемой связнодисперсной системы. За счет низкой скорости фильтрации и наличия фильтроматериала объёмного типа фильтр создает оптимальные условия, позволяющие концентрировать в нем взвешенные примеси. По мере накопления частиц между ними появляются слабые коагуляционные силы, приводящие к повышению вязкости среды, т. е. к образованию шлака внутри самого фильтра и



*Рис. 5.* Отработавший в контуре фильтр после разделки
предотвращению его выхода обратно в теплоноситель. На рисунке 5 представлена фотография фрагментов реально отработавшего в контуре со свинцом фильтра после его разделки. Видны входной и выходной патрубки (фланцы), обечайка (корпус) и фильтроматериал.

#### Очистка защитного газа от аэрозолей теплоносителя

Применительно к условиям эксплуатации циркуляционных контуров со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями при нормальной эксплуатации в качестве оценки можно принять загрязнение защитного газа на входе в тракты газовой системы на уровне C = 0,1-1 мг/м<sup>3</sup> для температуры теплоносителя 450 °C при минимальном расстоянии от поверхности. При обработке циркуляционных контуров газовыми смесями, а также при возможных течах парогенераторов следует ожидать увеличения концентрации пылевидных частиц до 10–40 мг/м<sup>3</sup>. Степень влияния загрязнения защитного газа пылевидными примесями на работоспособность оборудования, расположенного в газовой системе, в значительной мере зависит от принципа работы этого оборудования и его конструктивных особенностей.

Концентрация и дисперсный состав аэрозолей в газовых системах циркуляционных контуров со свинецсодержащими теплоносителями требуют наличия фильтрующих устройств с раздельными секциями очистки. Первая высокотемпературная секция предварительной фильтрации газа (эффективность фильтрации  $\approx 80\%$  от аэрозолей теплоносителя) предназначена для очистки от крупных аэрозольных частиц размером более 5 мкм. Обосновано размещение данной секции в горячих участках газовых систем, где температура газа достигает 450–600 °C. Для достижения параметров очистки в качестве фильтрующего материала предложено использовать иглопробивное металлополотно из термостойкой стали. Вторая низкотемпературная секция тонкой очистки газа (эффективность фильтрации 99,9% от аэрозолей теплоносителя) предназначена для очистки от мелких аэрозольных частиц размером более 0,3 мкм. Секция устанавливается на холодной стороне газовой системы с температурой газа до 40 °C. В качестве фильтрующего материала целесообразно использовать высокоэффективную стеклобумагу. Микрофотографии фильтроматериала приведены на рис. 6.



Рис. 6. Фильтроматериал для очистки газа: слева — иглопробивное металлополотно из термостойкой стали, справа — высокоэффективная стеклобумага

### ТЖМТ в неядерной промышленности

Следует отметить, что только лишь реакторными установками не исчерпывается потенциал свинецсодержащих расплавов. Химическая инертность по отношению к воде и органическим веществам, высокая температура кипения и возможность иметь низкое давление в циркуляционном контуре, легко восстанавливаемый оксид свинца и заманчивый для многих процессов химической технологии обратимый металлооксидный цикл «металл — оксид металла», а также и многие другие физико-химические свойства позволяют рассматривать расплавы легкоплавких металлов в новых технологиях переработки твердого, жидкого и газообразного сырья.

# Жидкометаллический пиролиз твердых органических полимерных отходов

Актуальность проблемы состоит в том, что жизнь современного человека невозможна без образования и накопления техногенных отходов различной формы и состава. Существенная их часть представляет собой органические синтетические полимеры, которые в естественной среде могут разлагаться столетиями. При этом процесс разложения сопровождается выбросом в окружающую среду вредных элементов и соединений.

Одним из ярчайших примеров таких полимеров, проблема утилизации которого стоит наиболее остро на сегодняшний день, являются отработавшие автомобильные шины. Общемировые запасы отработавших автомобильных шин оцениваются в 60–80 миллионов тонн при ежегодном приросте до 10 миллионов тонн. Химический состав автомобильных шин крайне разнообразен: в покрышки входит большое количество различных субстанций (сталь, синтетические масла и клеи, серные соединения, полистирол, графит, нейлон и др.). Столь разнообразный химический состав накладывает ряд ограничений на процессы утилизации шин после их использования по непосредственному назначению, поэтому на практике широко применяются только три способа: механическое измельчение, сжигание, пиролиз.

Механическое измельчение с последующим включением продуктов измельчения в состав новых материалов (асфальт, резиновые покрытия дворовых и спортивных сооружений и др.) имеет ограниченный рынок и не позволяет переработать более 10% отработавших шин. Сжигание отработавших шин в котловых аппаратах для генерации тепловой энергии неэкологично и неэкономично, а в ряде стран законодательно запрещено. Процесс пиролиза любых органических полимеров представляет собой их химическое разложение при нагреве в бескислородной среде. При таком разложении возможно образование твердых, жидких и газообразных продуктов, включающих в свой состав целый спектр полезных товарных продуктов. При этом важно, чтобы длительность пиролиза была относительно невелика (менее 1 ч), так как ее увеличение приводит к уменьшению доли товарных продуктов в общей массе получившихся, а также ухудшает экономические показатели из-за эндотермичности процесса пиролиза и, как следствие, необходимости подводить дополнительное тепло. По этой причине «классический» пиролиз органических полимеров в инертном газе широкого применения так и не получил, в то время как в мире ведется активный поиск новых теплоносителей с относительно высокими коэффициентами теплоотдачи. Одним из возможных и, по-видимому, наиболее предпочтительным для применения при проведении пиролиза является расплав свинца.

На рисунке 7 представлен запатентованный вариант реализации жидкометаллического пиролизатора отработавших автомобильных шин. По схожей схеме была создана лабораторная установка для выявления основных закономерностей процесса.

Результаты лабораторных экспериментов показали, что использование свинцового теплоносителя в процессе пиролиза автомобильных шин существенно снижает длительность пиролиза по сравнению с «классическим» пиролизом в газе.

Подробнее остановимся на наиболее ценных жидких продуктах пиролиза. Их анализ выполнен на хроматографе «Кристалл-5000» с использованием колонки с сорбентом SE-30 на Хроматоне N. Состав получаемых жидких продуктов приведен в таблице 2. Там же для сравнения приведены продукты, получаемые при «классическом» пиролизе в газе.



*Рис.* 7. Схема устройства для пиролиза отходов из резинотехнических и полимерных материалов в свинцовом теплоносителе:

- 1 бак-реактор; 2 баллон газовый; 3 верхний трубопровод; 4 выемная кассета;
- 5 редуктор; 6 газовый трубопровод; 7 горловина; 8 фиксатор выемной кассеты;
- 9 днище; 10 расплав свинца; 11 запорная арматура; 12 конденсатор; 13 линия сброса газообразных продуктов; 14 нагреватель; 15 нижний трубопровод; 16 обечайка; 17 отводящий трубопровод; 18 сепаратор;
  - 19 съемная крышка бака-реактора; 20 теплоизоляция

#### Таблица 2.

Соединение	Пиролиз в свинце	«Классический» пиролиз			
		в газе			
Дипентен	5,3	0,3			
Бензолы	25,4	29,9			
Хинолин С <sub>9</sub> H <sub>7</sub> N	0,3	3,3			
Тиофен С <sub>4</sub> Н <sub>4</sub> S	0,2	6,7			
Циклоалканы, акланы, С8-С20	18,3	18,2			
Остальное	50,5	41,6			

Жидкие продукты пиролиза, ориентировочное содержание, % масс.

Видно, что при проведении жидкометаллического пиролиза в жидких продуктах заметно увеличивается доля дорогостоящих соединений, таких как дипентен. При этом существенно снижается содержание вредных и токсических серосодержащих и азотосодержащих соединений.

### Получение синтез-газа в обратимых металлооксидных циклах Рb-РbО

Высокотемпературный прямоконтактный подвод тепла жидким металлом может использоваться для получения водорода из природного газа (а также практически из любого органического сырья) в процессах пиролиза и конверсии. При этом возможно протекание реакции:

$$(CH_4) + \langle PbO \rangle \Leftrightarrow (CO) + 2(H_2) + \{Pb\},$$
(1)

где вид скобок обозначает агрегатное состояние вещества: () — газообразное, () — твердое, { } — жидкое (расплав). Для простоты в качестве углеводорода приведен метан. На рисунке 8 отображена запатентованная схема жидкометаллического конвертера углеводородного сырья в увлажненный диоксид углерода, представляющего собой промежуточный продукт в цикле производства синтез-газа.

Оксидная конверсия может протекать при более низких температурах по сравнению с традиционной паровой конверсией метана. Повышение эффективности конверсии происходит за счет новых, ранее не применяемых процессов окисления углеводородов оксидами теплоносителя, присутствующими в зоне реакции в растворенном в расплаве виде и (или) в виде твердой фазы. Непрерывное получение PbO возможно непосредственно в контуре циркуляции при окислении жидкого металла кислородом воздуха по реакции:

$$(Pb) + \frac{1}{2}(O_2) \Leftrightarrow \langle PbO \rangle \cdot$$
 (2)

Для подтверждения практической реализуемости оксидной конверсии специалисты АО «ГНЦ Р — ФЭИ» совместно с коллегами из ИНХС РАН создали единую технологическую линию для получения жидких синтетических углеводородов из синтез-газа, получаемого в металлооксидном цикле Pb–PbO. В качестве исходного сырья использовались: метан по ТУ 51-841-87; топочный мазут марки М 40; измельченный антрацит марки АКО. Производительность по сырью составляла от 0,49 до 0,72 кг/ч.





Анализ полученного синтез-газа показал, что в основном он состоит из монооксида углерода и водорода в соотношении от 3:5 до 1:2, из малых количеств метана (до 0,5 % об.), азота (до 0,3 % об.), водяного пара (до 0,45 % об.), диоксида углерода (до 0,1 % об.). Для определения состава синтез-газа использовался лабораторный хроматограф с разделительной колонкой на основе материала «Порапак». Отдельно следует остановиться на примеси серы в синтез-газе. По результатам предварительных термодинамических расчетов прогнозировалось, что сера будет взаимодействовать в реакторе со свинцом и его оксидом с образованием нерастворимого сульфида свинца. Исходное содержание серы в сырье достигало 3 % мас. Содержание серы в синтез-газе при анализе на хроматографе с разделительной колонкой на основе материала «Хромосорб 107» не показало заметного содержания серы. Анализ пробы «на вынос» на содержание серы выявил содержание серы в синтез-газе на уровне 2,2-2,6·10<sup>-3</sup> % мас. Таким образом, экспериментально было доказано, что свинец химически связывает серу в нерастворимый сульфид свинца с понижением ее содержания в ценном продукте в ~ 1000 раз.

### Генерация водорода за счет термоэлектрохимического разложения воды в свинецсодержащих расплавах

При взаимодействии водяного пара со свинец содержащим расплавом (в качестве примера использован сплав свинца с висмутом) в диапазоне температур от 400 до 1000 °С может протекать реакция:

$${Pb-Bi} + (H_2O) \Leftrightarrow {Pb-Bi} + (H_2) + [O],$$
(3)

где вид скобок обозначает агрегатное состояние вещества: {} — жидкое (расплав), () — газообразное, [] — жидкое (растворенное). Детальное изучение термодинамики реакции (3) показывает, что равновесное соотношение парциального давления водорода  $p_{\rm H_2}$  и паров воды  $p_{\rm H_2O}$  зависит от температуры, а также содержания растворенного кислорода в теплоносителе. Доля водорода в пароводородной смеси, находящейся в равновесии с расплавом Pb-Bi, может быть рассчитана по уравнению:

$$C_{H_2} \approx \frac{p_{\rm H_2}}{p_{\rm H_2O} + p_{\rm H_2}} = \frac{1}{a \cdot 10^{[2060/T+2,1]} + 1}$$
, [об. доля] (4)

где: T — температура, К; a — активность растворенного кислорода в теплоносителе,  $a = C_{[O]} / C_{[O]}^S$ ;  $C_{[O]}$ ,  $C_{[O]}^S$  — концентрация растворенного кислорода в расплаве в состоянии равновесия со смесью «пар — водород» и в состоянии насыщения соответственно.

Для наглядности анализа уравнения (4) на рисунке 9 приведен график равновесной концентрации водорода в свинцово-висмутовом расплаве в зависимости от активности растворенного кислорода при температуре 600 °C.

На основе предварительного анализа рисунка 9 можно сделать ряд важных выводов. В диапазоне активности от 1 до  $\sim 10^{-3}$  водород при взаимодействии пара с расплавом практически не образуется (область I). Здесь свинцово-висмутовый расплав почти инертен по отношению к воде, что может быть использовано для производства пара. Область II — переходная с малым равновесным содержанием водорода. В области III можно ожидать образования заметного количества водорода, т.е. использовать прямой контакт Pb-Bi с водой для производства водорода. В области IV в равновесной газовой фазе преобладает водород. Эта область характеризуется агрессивным воздействием расплава на конструкционные стали, которое сопровождается разрушением защитных оксидных покрытий на сталях.



*Рис.* 9. Зависимость концентрации водорода при обработке Pb-Bi водяным паром при 600 °C

Итак, при взаимодействии Pb-Bi при низком содержании кислорода (область III на диаграмме рисунка 9) с водяным паром, возможно получение водорода. Возможная схема реализации процесса представлена на рисунке 10.

Для интенсификации процесса получения водорода необходимо постоянно отводить растворенный в расплаве кислород из зоны реакции, так как в противном случае расплав станет инертен по отношению к воде, а реакция выделения водорода прекратится. Это можно осуществить при помощи специального кислородного насоса на основе YSZ, представляющего собой керамику, имеющую ионную проводимость по кислороду.

Для доказательства реализуемости и определения характеристик процесса термоэлектрохимического разложения воды в свинцово-висмутовом расплаве по схеме, близкой к изображенной на рисунке 10, был создан макетный образец и проведены его испытания. Кислород из расплава отводился через систему капсул из твердого оксидного электролита, через который пропускался электрический ток. В дальнейшем кислород сбрасывался в атмосферу. Зафиксированные результаты приведены в таблице 3.

Относительно небольшие концентрации полученного водорода объясняются несовершенством кислородного насоса, доработка которого является приоритетной задачей. Фактически эксперименты проводились в «промежуточной области» (область II на диаграмме рис. 9). Видно, что при таком способе разложения воды процессы целесообразно проводить при повышенных температурах ( $t \ge 800$  °C).



*Рис. 10.* Возможная схема генератора водорода при термоэлектрохимическом разложении воды в расплаве Pb-Bi

#### Таблица 3.

resymmetrin nong termin bodopoda npn pastonenni boda b paetitabe ro br							
t,	Расход	Активность	Расчетная	Характеристики получения			
°C	водяного	кислорода,	оценка	водорода			
	пара, л/ч	измеренная	равновесной	Скорость	Концентрация		
		при данной	концентрации	наработки	водорода, %		
		температуре	водорода, %	водорода, л/ч			
690	45,5	$2,7 \cdot 10^{-3}$	2,1	0,5	1,1		
790	45,3	$4,1.10^{-3}$	7,4	2,9	6,4		
810	45,2	8,5.10-4	22,8	4,2	9,3		
830	46,7	~1.10-4	46,7	7,1	15,2		

Результаты получения водорода при разложении воды в расплаве Pb-Bi

Также очевидно, что благодаря использованию высоких температур данный способ разложения воды будет экономически выгоднее обычного низкотемпературного электролиза. Кроме того, наличие высокочистого кислорода в качестве второго продукта реакции является очевидным преимуществом.

# Испарение водных растворов, в том числе солевых, за счет прямоконтактного жидкометаллического подвода тепла

Производство водяного пара различных параметров для энергетики, химических и нефтехимических предприятий, коммунального хозяйства и др. занимает один из главных секторов российского и мирового потребления энергии. Дефицит пресной воды (как питьевой, так и технической) будет являться одной из острейших проблем, с которыми встретится человечество в третьем тысячелетии. В прошедшие годы энергетические затраты на опреснение воды неуклонно возрастали. В настоящее время технологии производства пара и дистилляции водных растворов основаны на использовании кожухотрубных аппаратов, которые используются наряду с устройствами обратного осмоса, электродиализа с ионообменными мембранами и при опреснении морской и материковой воды. Используемые технологии производства пара и пресной воды требуют сложного, дорогого, металлоемкого, с большим энергопотреблением теплообменного оборудования. Его применение осложняется процессами коррозии конструкционных материалов под агрессивным воздействием на них воды при повышенных температурах, отложениями на теплопередающих поверхностях, термической усталостью элементов конструкций и вибрационным воздействием на них агрессивной среды. Поэтому необходимы частые ремонты и замена узлов технологических систем.

Как уже было отмечено на рисунке 9, в области I вода (водяной пар) и тяжелые жидкометаллические теплоносители химически взаимодействуют чрезвычайно слабо. Этот факт позволяет осуществлять передачу тепла от расплавов Pb, Pb-Bi к воде без использования теплопередающих перегородок (при их непосредственном контакте). На рисунке 11 приведена запатентованная схема контактного теплообменного аппарата дистилляционного действия. Макетные образцы дистилляторов неоднократно создавались и испытывались в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Последний из них имел объем зоны испарения ~2,5 л. Результаты испытаний вышеуказанного



Рис. 11. Жидкометаллический дистиллятор водных солевых растворов: 1 – внутренняя колонна; 2 – днище внешней колонны; 3 – корпус внешней колонны; 4 – корпус впускного устройства; 5 – крышка внешней колонны; 6 – крышка впускного устройства; 7 – нагреватель; 8 – наружная труба; 9 – перфорация; 10 – рабочая камера; 11 – трубопровод отвода пара; 12 – трубопровод подачи воды

макетного образца позволили доказать, что при дистилляции как солевого раствора, так и пресной воды не происходит насыщение расплава Pb-Bi кислородом (рис. 12). Линия насыщения расплава Pb-Bi кислородом соответствует ~ 70 мВ по показаниям кислородного сенсора, в эксперименте же не удалось окислить расплав сильнее, чем на 150 мВ. Это соответствует примерно тысячекратному не достижению до насыщения расплава кислородом. В ходе испытаний величина удельной производительности по сырью в 1 дм<sup>3</sup> теплоносителя за 1 ч составила 139 кг-дм<sup>3</sup>/ч, что примерно в 1,5 раза выше этой же характеристики для парогенераторов, разрабатываемых для реакторных установок баковой конструкции со свинецсодержащими теплоносителями.

Важно также и качество получаемого после дистилляции конденсата, он должен быть очищен как от исходных примесей соли, так и от примесей свинца. Данная проблема успешно решается применением высокоэффективных газовых фильтров на основе спецматериалов (рис. 6) и проведением очистки в газопаровой фазе.



*Рис. 12.* Показания кислородного сенсора при дистилляции пресной и соленой воды в объеме расплава Pb-Bi

с их содержанием в питьевой воде, мг/кг					
Соединение	NaCl, мг/кг	Рb, мг/кг			
Конденсат после подачи Рb-Ві в испаряемую воду	26	0,027			
Конденсат после подачи воды под уровень Pb-Bi	42	0,023			
Конденсат после подачи воды на зеркало Pb-Bi	19	0,021			
Содержание примесей в питьевой воде					
по ГОСТ 2874-82	350	0.03			

Примеси соли и свинца в пробах водного конденсата в сравнении

# Таблица 4.

Получаемый при исследованиях конденсат передавался на анализ в специализированную лабораторию СЭС города Обнинска, а результаты их исследований приведены в таблице 4.

Как видно из данных таблицы, получаемый после прямоконтактной дистилляции водный конденсат по содержанию соли и свинца не уступает пресной воде.

#### Заключение

Успешное обоснование технологии свинецсодержащих теплоносителей позволяет гарантировать их безопасную эксплуатацию в первых контурах реакторных установок типа СВБР и БРЕСТ. Новые знания, полученные при разработке технологии свинецсодержащих теплоносителей, стали основой для создания новых, так называемых неядерных технологий применения таких расплавов.

Экспериментально доказаны и запатентованы технологии, использующие новый физический принцип подвода тепла — непосредственное смешение перерабатываемого сырья и свинецсодержащего расплава. Наилучшие перспективы развития прослеживаются у технологий пиролиза твердых органических отходов, производства синтез-газа в обратимых металлооксидных циклах, термоэлектрохимического разложения воды с получением газообразных водорода и кислорода, дистилляции водных растворов с любым исходным солесодержанием до сухого остатка соли.

# Закономерности теплообмена и верификации теплогидравлических кодов для реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления (некоторые итоги)

# П. Л. Кириллов

В настоящее время основу ядерной энергетики в стране и мире составляют тепловые реакторы с водой под давлением. Это положение, вероятно, сохранится на долгие годы. Система с тепловыми реакторами не исчерпала внутренних возможностей — повышения термодинамической эффективности и более экономного использования топлива. Признано, что одним из путей дальнейшего развития водоохлаждаемых реакторов является повышение давления и КПД термодинамического цикла путем перехода на сверхкритическое давление (СКД), как это произошло в обычной тепловой энергетике 60–70 лет тому назад.

При существующих условиях разработка конструкции реактора, его узлов и оборудования может занять в лучшем случае не менее 20–30 лет. Учитывая возможные трудности с запасами и производством топлива в середине XXI столетия, целесообразно уже теперь приступить к разработке реактора на СКД с быстрым или с быстро-резонансным спектром нейтронов. Важной особенностью таких реакторов является высокая эффективность использования топлива. При использовании МОКС-топлива в реакторах на СКД можно достигнуть коэффициента воспроизводства топлива около или больше единицы.

Строительство АЭС сегодня занимает минимум 7–8 лет, что значительно отличается от времени строительства ТЭС и газовых электростанций. Длительный срок снижает привлекательность инвестирования в строительство АЭС, уменьшает конкурентоспособность, приводит к замораживанию средств и увеличению стоимости капиталовложений.

Идентичность тепловых схем АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, сходные (почти одинаковые) температурные условия и другие параметры могут сделать структуру атомной энергетики будущего достаточно однородной и по схемам, и по оборудованию. Более того, вся энергетика (тепловая и атомная) в таком случае будет оснащена однотипным оборудованием, что является мощным экономическим преимуществом.

# История и состояние развития направления инновационных ядерных реакторов с водой при сверхкритическом давлении

Идея применения воды сверхкритического давления в реакторах обсуждается с начала 60-х годов. Впервые этот вопрос применительно к канальным реакторам был поднят в докладе Н. А. Доллежаля и др. на 3-й Международной конференции ООН по использованию атомной энергии в мирных целях. В России использование теплоносителя закритических параметров рассматривалось в различные годы в НИКИЭТ, РНЦ «Курчатовский институт», ОКБ «Гидропресс» и ГНЦ РФ – ФЭИ. Повышение давления — необходимый, естественный путь увеличения экономичности водоохлаждаемых реакторов, поскольку существующие АЭС с такими реакторами имеют низкий КПД (31–34%).

Концепция ядерного реактора типа ВВЭР СКД (SCWR — Supercritical Water-Cooled Reactor), охлаждаемого водой при сверхкритическом давлении (СКД), разрабатывается в разных странах по программе реакторов 4-го поколения (МФП-IV) как один из перспективных вариантов. По этой программе (Международный форум «Поколение IV» — Generation IV International Forum, GIF) концептуальные предложения SCWR развиваются с начала текущего тысячелетия более чем в 45 организациях (международные и национальные научно-технические центры, проектно-конструкторские фирмы и др.) в 16 странах (США, Канада, Германия, Япония, Южная Корея, Китай и др.). Привлекательность этой концепции во всех странах подтверждается большим количеством публикаций в различных научно-технических журналах мира. По направлению (SCWR) только за 2007– 2017 годы опубликовано наибольшее количество статей (1200) по сравнению с количеством публикаций других направлений МФП–IV, т. е. каждые три дня появлялась одна статья, а после 2017 года темпы еще увеличились.

В соответствии с регламентом МФП регулярно для каждого направления проводятся совещания (поочередно в каждой из стран-участниц). В 2011 г. Россия в лице Госкорпорации «Росатом» и организаций, входящих в ее структуру, была принимающей стороной подобного совещания. Рамочное соглашение подписано 10 членами МФП, принимающих участие в работе руководящих структур МФП и в конкретных договоренностях по реакторным системам. Госкорпорация «Росатом» назначена Распоряжением Правительства РФ от 30.07.2009 № 1050-р исполнительной организацией по реализации Рамочного соглашения о сотрудничестве по НИОКР для ядерно-энергетических систем поколения (МФП–IV).

Вышли основные положения стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 г. (Утверждены распоряжением ГК «Росатом» от 24.05.2018 №1–1/366-Р), где п. 4.1 гласит:

«Наращивание мощностей и модернизация реакторов ВВЭР. Создание инновационного ВВЭР: Следующий шаг в развитие ВВЭР на долгосрочную перспективу целесообразно делать в направлении перехода к сверхкритическому давлению теплоносителя в рамках международного сотрудничества «Генерация IV» — реактор ВВЭР-СКД...».

В 2018 году в ГК «Росатом» утверждена ПРОГРАММА совершенствования технологии ВВЭР и повышения ее привлекательности в условиях двухкомпонентной ядерной энергетической системы, где в п. 3 — Задачи развития технологии ВВЭР в дальнесрочной перспективе отмечено: 3.1 Разработка ВВЭР-СКД — корпусного энергетического реактора с закритическими параметрами теплоносителя для эффективной работы в системе ЯЭ Российской Федерации в замкнутом ЯТЦ с самообеспечением топливом и высоким КПД.

### Особенности использования воды при СКД в энергетике

В мировой практике имеется большой опыт использования воды при сверхкритических (25–30 МПа) и суперсверхкритических (30–37 МПа) параметрах в тепловой энергетике. <u>Работают сотни блоков (!) в разных странах</u>, но пока отсутствует опыт использования воды СКД в качестве теплоносителя ЯЭУ. Для внедрения этих параметров в ядерную энергетику требуется решить комплекс научнотехнических проблем, включая обоснование нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик, материаловедческие исследования, а также разработку оптимального водно-химического режима (BXP).

Вода при СКД подобна неполярным растворителям, и все примеси, включая соли сильных кислот и оснований, образуя ионные пары, практически не диссоциируются в ней. Молекулярная структура воды при СКД хорошо известна. Она является гетерогенной и состоит из кластеров, которые окружены менее плотными областями не связанных между собой газоподобных молекул.

Закономерности теплообмена при течении такого теплоносителя (вода СКД), характеризуются сильным изменением свойств, отличаются от тех, которые наблюдаются в жидкостях и газах при умеренных давлениях и температурах. При рабочих режимах параметров (P = 25 МПа,  $T_{BbIX} = 500-625$  °C) возникает резкое изменение физических свойств воды.

В псевдокритической области возникают изменения структуры потока воды вследствие неоднородности температуры. При этом могут возникать значительные перепады плотности и вязкости, а также радиальные перемещения массы между ядром потока и пограничным слоем, прилегающим к стенке.

В потоках воды при СКД возможно возникновение теплогидравлической неустойчивости течения теплоносителя, неравномерное распределение энерговыделения по объему активной зоны. Таким образом, несмотря на данные, накопленные при проектировании энергоблоков СКД в тепловой энергетике на органическом топливе и опыт создания реакторов типа BWR и PWR, разработка базы знаний для теплогидравлического обоснования концепции ВВЭР СКД является одной из актуальных проблем современной ядерной энергетики.

## Выявленные данные и базы данных зарубежных и российских экспериментальных исследований теплообмена к воде при СКД в трубах

Осуществленный информационный поиск позволил найти 32 набора экспериментальных данных, полученных российскими исследователями за период с 1957 по 1987 гг. по теплообмену к потоку воды при СКД в вертикальных трубах для условий нагрева. Характеристики этих исследований охватывают параметры режимов в диапазонах: h=400-3350 кДж/кг, G=170-10000 кг/(м<sup>2</sup>·c), q=0,13-3,4 МВт/м<sup>2</sup>. В большинстве работ данные приведены в виде графиков, представляющих распределение температуры стенки по длине обогрева или как функции энтальпии потока воды на входе.

Выполнена оцифровка экспериментальных данных, полученных ранее (1966–1968). На основе выборки данных, полученных при наиболее совпадающих

параметрах, сформирован банк экспериментальных точек в отдельных областях режимов теплообмена к воде СКД. Данные Шицмана (1963) для вертикальной трубы d=8 мм сопоставлены с данными Ямагата (1971) и Аккермана (1970), полученные на трубах, соответственно, с d=7,5; 10 мм и d=9,4 мм при P=22,6-24,5 МПа.

Массив экспериментальных данных по теплообмену к воде СКД в трубах, полученный при обработке результатов многих исследований за период с 1957– 1985 гг., характеризуется умеренным разбросом, который обусловлен разными условиями экспериментов и погрешностями процедуры оцифровки графиков. Проведена сравнительная оценка данных по теплообмену к воде при СКД в трубах, содержащихся в различных базах данных:

База данных комиссии по атомной энергии Канады и Университета Оттавы (AECL-<u>U</u>O); 28 исходных наборов, 6000 экспериментальных точек

База данных Института технологии Университета Онтарио (UO), Канада; 20 исходных наборов, 7997 экспериментальных точек.

База данных Шанхайского транспортного университете (SJTI), Китай; 13 исходных наборов, 11860 экспериментальных точек.

База данных Штуттгартского университета, Германия; 15 исходных наборов, 2936 экспериментальных точек.

Эти базы данных включают 36030 точек, но после исключения дублирующих исходных наборов опытных данных общее число точек по теплообмену к воде СКД в трубах равно 24121. Большая доля массива данных в этих базах получена в результате оцифровки графиков из доступных источников. В базе данных AECL–<u>UO</u> из 28 исходных наборов около 50% составляют работы российских ученых. Большинство экспериментальных точек в базах для труб получены путем оцифровки графических зависимостей.

Выявлены следующие экспериментальные исследования по теплообмену к воде СКД в трубе, выполненные в России и за рубежом, за период с 1967 по 2005 гг. для условий, которые непосредственно моделируют рабочие условия ВВЭР СКД, а именно: Херкенрата (1967), Смолина (1981), Письменного и Разумовского (2005), Кириллова и др. (2005). База данных ГНЦ РФ – ФЭИ основана на результатах прямых измерений теплообмена к воде СКД в трубе диаметром 10 мм, на длинах 1 и 4 м, включающих все основные режимы теплообмена.

# Экспериментальные исследования физических особенностей и закономерностей теплообмена к воде при СКД в трубах. Численное моделирование теплообмена к воде СКД методами СFD

Рассмотрены основные явления, возникающие в режимах ухудшенного теплообмена, на основе данных для восходящего потока воды СКД в вертикальной трубе с d = 8 мм. Распределения температуры стенки по длине трубы имеют характерные ярко выраженные максимумы, которые смещаются по направлению к входу в трубу с увеличением тепловой нагрузки. Ухудшенные режимы теплообмена также были обнаружены в экспериментах ГНЦ РФ – ФЭИ. Раскрыты особенности механизма режима ухудшенного теплообмена на основе моделей, разработанных Петуховым, Поляковым, Протопоповым, Зейгарником и Кургановым. Проанализированы эмпирические корреляции для определения границы начала ухудшенного теплообмена. Механизм ухудшенного теплообмена к воде при СКД, разработанный в теоретических и экспериментальных работах российских исследователей, требует только дальнейшего уточнения на основе проведения экспериментов в многостержневых моделях тепловыделяющих сборок (TBC). В инженерной практике граница начала ухудшенного теплообмена, приводящего к резкому увеличению температуры поверхности стенки канала, определяется параметром

$$q/pw^2 = 0,6-1,0$$
 кДж/кг.

Рассмотрены особенности выбора замыкающих соотношений для численного моделирования теплообмена к воде СКД методами CFD (компьютерные гидродинамические коды). Моделирование реального теплогидравлического процесса разделяется на 4 этапа:

1) задание стратегии моделирования,

2) задание модели течения,

3) проведение численного анализа течения,

4) обработка результатов с использованием постпроцессора.

На первом этапе определяется геометрия физической системы, свойства материалов и параметры потока с учетом наиболее адекватной физической модели. Именно первый этап, на котором определяются замыкающие соотношения, является принципиально важным для успешного выполнения численного моделирования.

В основе кодов CFD, основанных на методе локальных параметров, например FLUENT, ANSYS, CPX 10.0, STAR–CD, применяется численное решение уравнений Рейнольдса. Запись исходных уравнений производится в декартовой системе координат. На основе системы этих уравнений осуществляется численное моделирование процессов переноса количества тепла, импульса и массы при движении вязкой сжимаемой жидкости. Для исследования механизма теплообмена к потоку воды СКД разработаны различные k-e модели турбулентности для низких и высоких чисел Рейнольдса в пристенном слое. Здесь k — кинетическая энергия турбулентных пульсаций, e — скорость диссипации кинетической энергии турбулентности. Выполнено сравнение российских поканальных кодов МИФ-СКД, ТЕМП–СК, КЕДР) модифицированных для расчета теплообмена к потоку воды. Сравнение с результатами зарубежных исследователей показывает, что одной из актуальных задача является усовершенствование моделей турбулентности, включая исследование модифицированной многомерной модели RNG — (Renonnalization Group Method).

По результатам российских работ описаны режимы нормального и ухудшенного теплообмена, с использованием моделирующих рабочих жидкостей — двуокиси углерода (CO<sub>2</sub>) и фреонов. Такое моделирование позволяет устранить трудности экспериментов на воде СКД, вызванных высокой температурой и давлением, а также упростить эксперимент и снизить финансовые затраты на исследования. Проведена оцифровка экспериментальных данных по теплообмену CO<sub>2</sub> при СКД в трубах за период 1966–1985 гг. в России. Проанализированы результаты исследований в России и за рубежом по моделированию теплообмена к воде при СКД в пучке стержней с использованием фреона как модельной жидкости. Наибольший массив экспериментальных данных получен в ГНЦ РФ – ФЭИ на фреоне-12 (R12) для семистержневой модели при 19 режимах, включая нормальный, ухудшенный и улучшенный режимы теплообмена.

Обсуждена *методология обработки экспериментальных данных по теплообмену* при СКД по результатам работ зарубежных исследователей (Канада, Япония, Корея, Китай), представленных в виде корреляций для расчета коэффициента теплообмена.

Рассмотрены возможности применения метода CFD для определения механизмов ухудшенного теплообмена. Обобщены результаты работ по скелетным таблицам для теплообмена в закритической области (Канада, Германия). Показаны возможности применения метода нейронных сетей для разработки скелетных таблиц для теплообмена в закритической области на основе опыта НИЯУ МИФИ.

# Экспериментальные стенды для исследований теплообмена к потоку воды при СКД за рубежом и в России в трубах и пучках стержней

Подготовлена оценка (обзор) современного уровня теплогидравлических стендов для экспериментальных исследований теплообмена к потоку воды при СКД за рубежом. В основном проводится модификация и введение в строй теплогидравлических стендов на двуокиси углерода, частично на фреоне. Исходя из опыта ГНЦ РФ – ФЭИ, моделирование с использованием  $CO_2$  может применяться только для простой геометрии. На точность результатов при моделировании оказывает сильное влияние чистота исходного теплоносителя и наличие примесей. Контроль примесей в  $CO_2$  часто не проводится, и поэтому надежность результатов, полученных на этом теплоносителе, сомнительна.

Теплогидравлические стенды ГНЦ РФ–ФЭИ (3–12 МВт) высокого давления на воде являются в настоящее время единственными в мире реально функционирующими стендами, позволяющие моделировать теплообмен при СКД на моделях ТВС промышленного масштаба.

Разработаны технические требования по совершенствованию крупнейшего (12 МВт) теплогидравлического трехконтурного стенда СВД-2 для проведения экспериментальных исследований теплообмена к воде СКД в пучке стержней.

Подготовлен проект универсального экспериментального устройства модели из 7–19-стержневой сборки, которая может устанавливаться на стенд. Разработана программа экспериментальных исследований по теплообмену к потоку воды в пучке стержней в ГНЦ РФ – ФЭИ, результаты которых должны восполнить недостаток данных, необходимых для верификации теплогидравлических расчетов.

Ниже приводится список публикаций, в основном последних 15 лет, в которых можно отыскать ссылки на наиболее важные предыдущие. Как уже упоминалось выше, количество публикаций по теме насчитывается более 1200 только за 2007–2017 годы, а за более продолжительный период, по-видимому, около 2000. Важным обстоятельством в приводимых здесь публикациях является наличие в них ссылок на обзоры последних лет.

## Список литературы

- 1. Кириллов П. Л. Переход на сверхкритические параметры путь совершенствования АЭС с водоохлаждаемыми реакторами // Теплоэнергетика, 2001. — № 12. — С. 6–10.
- Баранаев Ю. Д., Кириллов П. Л., Поплавский В. М. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Атомная энергия, 2004. — Т. 96. — Вып. 5. — С. 375–380.
- Конобеев Ю. В., Биржевой Г. А. Перспективы использования высоконикелевых сплавов в энергетических реакторах с водой сверхкритического давления // Атомная энергия, 2004. — Т. 96. — Вып. 5. — С. 394–403.
- Драгунов Ю. Г., Махин В. М., Семченков Ю. М. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР–СКД) — перспективные реакторы 4-го поколения // Доклад на 5-й межд. научно-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 29.05 — 01.06. 2007, г. Подольск, ФГУП ОКБ «Гидропресс».
- 5. Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен при сверкритических давлениях и границы ухудшения теплообмена // Теплоэнергетика, 2006. –№ 4. С. 46–51.
- 6. Кириллов П.Л. Водоохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров // Теплоэнергетика, 2008. № 5. С. 2–5.
- Mokry S., Farah A., King K., Gupta S., Peiman W., Pioro I., Kirillov P. Development of a Heat-Transfer Correlation for Supercritical Water Flowing in a Vertical Bare Tube // Proc. Intern. Heat Transfer Conf. IHTC-14, Aug.8 — 13, 2010. Washington. Paper IHTC14–22908. See also Nucl. Eng. Des. 2011, vol. 241, (4), pp. 1126–1136.
- Zahlan H., Groeneveld D.C., Tavoularis S. Look-Up Table for Trans-Critical Heat Transfer // The 2-nd Canada-China Workshop on Supercritical Water–Cooled Reactors, Toronto, Apr. 25–28, 2010. Paper P036.
- 9. Кириллов П.Л. Водоохлаждаемый реактор ВВЭР–СКД (предварительные разработки) // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2013. № 1. С. 5–14.
- Heat Transfer Behaviour and Thermohydraulics Code Testing for Thermohydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs) // IAEA — TECDOC — 1746, Vienna, 2014.
- 11. Schulenberg T., Leung L., Oka Y. Review of R&D for supercritical water cooled reactors // Progress in Nuclear Energy, 2014. Vol.77. Pp. 282–299.
- 12. Калякин С.Г., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Богословская Г.П., Никитенко М.П., Махин В.М., Чуркин А.Н. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Теплоэнергетика, 2014. — № 8. — С. 13–19.

- D. Huang, Z. Wu, B. Suden, et al.. A brief review on convection heat transfer of fluids at supercritical pressures in tubes and the recent progress // Appl. Energy, 2016, vol. 162, pp. 494–505.
- Y. Su, K.S. Chaudry, W. Tien, et al. Optimization study for thermal efficiency of supercritical water reactor nuclear power plant //Annals of Nuclear Energy, 2014, vol. 63, pp. 541–547.
- 15. M. Zhao, H.Y. Gu, X. Cheng. Experimental study on heat transfer of supercritical water flowing downward in circular tubes // Annals of Nuclear Energy, 2014, vol. 63, pp. 339–349.
- 16. Pioro I., Duffey R., Nuclear Power as a basis for future electricity generation // J. Nucl. Eng. and Rad. Sci. 2015, 1(1): 011001 (19 pages).
- W. Chen, X. Fang, Yu Xu, X. Su. An assessment of correlations of forced convection heat transfer to water at supercritical pressure //Annals of Nuclear Energy, 2015, vol. 76, pp. 451–460.
- H. Wang, O.C. Bi, Z.D. Yang et al. Experimental and numeral investigation of heat transfer from a narrow annulus to supercritical pressure water // Annals of Nuclear Energy, 2015, vol. 80, pp. 416–428.
- A. Farah, G. Harvel, I. Pioro Analysis of computational dynamics code FLUENT for Supercritical water heat transfer in vertical bare tubes // J. Nucl. Eng. and Rad. Sci. 2016, vol. 2(3): 031016 (12 pages).
- Z .Shen, D. Yang, S.Y. Wang, et al. Experimental and numeral analysis of heat transfer to water of supercritical pressures // Int. J. Heat Transfer, 2017, vol. 108, pp. 1676–1688.
- 21. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А. и др. Стратегический взгляд на ядерную энергетику России на современном этапе // Атомная энергия, 2017. Т. 132, (3). С. 123–127.
- H. Wang, Laurence K.H. Leung, W. Wang, Qincheng Bi A review on recent heat transfer studies to supercritical pressure water in channels // Applied Thermal Engineering, 2018, vol.142, pp. 573–596.
- Y. Liu, Q. Li, X. Duan et al Thermodynamic analysis of a modified system for a 1000 MW single reheat ultra-supercritical thermal power plant // Energy, 2018, vol. 145, pp. 25–37.
- S. Wang, D. Yang, Y. Zhao et all. Heat transfer characteristics of spiral water wall tube in 1000MW ultra-supercritical boiler with wide operating load mode // Appl. Therm. Eng. 2018, vol. 130, pp. 501–514.
- I. Pioro, R.B. Duffey, P.L Kirillov, R .Pioro, A. Zvorykin, R. Machrafi Current Status and Future Developments in Nuclear Power Industry of the World // Nuclear Engineering and Radiation Science. J. of Nuclear Rad. Sci., 2019, 5(2): 024001.
- 26. S. Lecompte, E. Ntavou, B. Tchanche, et al. Review of Experimental Research on Supercritical and Transcritical Thermodynamic Cycles Designed for Heat Recovery Application // Applied Sciences, 2019, vol. 9(12): 2571.

# Проблемы моделирования влияния процессов массопереноса борной кислоты на ее накопление в активной зоне при аварийных режимах АЭС с ВВЭР

А.В. Морозов, А.Р. Сахипгареев, А.С. Шлепкин, С.В. Рагулин, А.С. Сошкина

Одной из важнейших проблем, стоящих перед современной атомной энергетикой, является обеспечение недопущения тяжелых аварий. В отечественном проекте «АЭС-2006» с реакторной установкой ВВЭР-1200 эта задача решается путем применения усовершенствованных систем безопасности, которые обеспечивают существенное преимущество по сравнению с атомными электростанциями предыдущих поколений [1]. В проекте реализованы новые пассивные системы безопасности, такие как системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей первой и второй ступеней (системы ГЕ-1 и ГЕ-2), система пассивного отвода тепла, а также пассивная система фильтрации [2]. Они в течение 24 часов обеспечивают непрерывный отвод остаточного тепла от активной зоны в том случае, когда активные системы безопасности по каким-либо причинам не могут включиться в работу [3].

В ходе функционирования пассивных систем безопасности из гидроемкостей каждой ступени в активную зону поступает раствор борной кислоты с концентрацией 16 г/кг. Из-за длительности процесса, учитывая малую концентрацию кислоты в паровой фазе, возможно увеличение количества борной кислоты в теплоносителе активной зоны (рис. 1) и достижение условий её кристаллизации в объеме реактора, что может привести к ухудшению теплоотвода [4].

Согласно расчетам, проведенным в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [5], по достижении 24 часов аварийного процесса концентрация борной кислоты в активной зоне составляет ~ 311 г/кг и не достигает предела растворимости. При этом необходимо отметить, что в рамках этих исследований делалось допущение, что единственной формой существования борной кислоты является ортоборная кислота.

Однако, согласно требованиям EUR к атомным станциям нового поколения, при авариях система отвода тепла от активной зоны должна быть рассчитана на 72 часа автономной работы. В рамках реализации проекта «ВВЭР-ТОИ» эта задача решается за счет введения дополнительной системы гидроемкостей третьей ступени (ГЕ-3), которая состоит из 12 гидроемкостей общим объемом 720 м<sup>3</sup>, заполненных борной кислотой.

Таким образом, из-за поступления дополнительного объема борной кислоты в активную зону возможно превышение её предела растворимости (~400 г/кг) после 24 часа аварии. Вынос борной кислоты из реактора с паром или вследствие капельного уноса может существенно снизить риск ее кристаллизации. Следовательно, исследование процессов уноса борной кислоты из активной зоны имеет важное прикладное значение для расчетов аварийных режимов на АЭС с водо-водяными реакторами нового поколения, оснащенными пассивными системами безопасности.



*Рис. 1.* Массоперенос борной кислоты в реакторной установке ВВЭР при авариях с разрывом главного циркуляционного трубопровода:

1 – перфорация шахты реактора; 2 – разделительный бурт; 3 – патрубок системы аварийного охлаждения зоны; 4 – активная зона; 5 – уровень теплоносителя в реакторе;
 → – поток пара; – – → – поток конденсата; – → – поступление раствора борной кислоты из систем гидроемкостей

Кроме того, для повышения точности расчетов процессов накопления и кристаллизации борной кислоты и учета их влияния на эффективность отвода тепла от активной зоны в аварийной ситуации необходимо знание теплофизических и физико-химических свойств H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub>. Существующие данные о степени кислотности (pH) и плотности растворов борной кислоты охватывают ограниченный диапазон параметров (температура, давление, концентрация кислоты), не характерный для аварийной ситуации на АЭС с ВВЭР [6]. В связи с этим возникла необходимость проведения опытов.

#### Экспериментальное исследование растворимости борной кислоты в паре

В литературе имеется ряд работ по исследованию растворимости борной кислоты в насыщенном водяном паре [7–9]. Так в работе [7] на специальной установке методом выпаривания незначительной части раствора заданной концентрации исследовалась растворимость борной кислоты в паре. Капельный унос влаги паром был сведен к минимуму. Калориметрическим методом с применением кармина и объемным методом посредством маннита определялось

содержание борной кислоты в пробах конденсата пара. Исследования проводились в диапазоне давлений от 0,1 до 20 МПа. Концентрация борной кислоты в воде изменялась от 0,2 до 22 г/кг. В результате исследований была обнаружена линейная зависимость концентрации борной кислоты в насыщенном паре от ее концентрации в воде. Также было установлено, что коэффициент распределения борной кислоты  $K_{\text{распр}}$  между паровой и жидкой фазами растворителя не зависит от концентрации в исследованной области параметров. В результате обработки экспериментальных результатов получена зависимость видимого коэффициента распределения борной кислоты  $K_{\text{распр}}^{\text{вид}}$  от отношения плотностей фаз растворителя:

$$K_{\text{pacnp}}^{\text{вид}} = \frac{C_{\pi}}{C_{\text{B}}} = \left(\frac{\rho_{\pi}}{\rho_{\text{B}}}\right)^{0,885},\tag{1}$$

где  $C_{n}$  и  $C_{B-}$  концентрации H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в паре и водном растворе соответственно,  $\rho_{n}$  и  $\rho_{B}$  — плотности пара и воды, кг/м<sup>3</sup>.

В работе [8] авторами рассматривались опыты по изучению распределения боратов и борной кислоты между паром и водой. Исследовался диапазон давлений 0,2–20 МПа. В широких пределах изменялась концентрация этих веществ в воде и показатель pH (8–12) кипящей воды. В [8] представлены значения коэффициентов распределения боратов и борной кислоты в зависимости от отношения плотностей фаз воды. Отмечено, что при увеличении pH происходит уменьшение  $K_{\text{распр}}$ . Авторами установлена зависимость видимого коэффициента распределения ( $K_{\text{распр}}^{\text{вид}}$ ) борной кислоты от степени диссоциации, определяемой величиной pH:

$$K_{\text{pacnp}}^{\text{BUD}} = \beta \cdot K_{\text{pacnp}}^{\text{HD}} + (1 - \beta) \cdot K_{\text{pacnp}}^{\text{D}}, \qquad (2)$$

где  $K_{\text{pacnp}}^{\text{нд}}$  — коэффициент распределения недиссоциированных молекул борной кислоты;  $K_{\text{pacnp}}^{\pi}$  — коэффициент распределения диссоциированных ионов;  $\beta$  — степень гидролиза данной соли. Однако, данная зависимость справедлива только при давлениях выше 3 МПа.

В работе [9] представлены результаты экспериментов, проводимых при температуре 155 °C в диапазоне давлений от 0,02 до 0,55 МПа. Авторами установлено, что при 155 °C при низких давлениях воды наблюдается понижение концентрации борной кислоты в смывах, но затем, при давлении воды больше 0,2 МПа происходит ее резкое повышение.

Таким образом, на основе проведенного анализа работ по исследованию растворимости борной кислоты в паре можно сделать вывод о том, что исследования данного процесса проводились при концентрациях H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> не характерных для аварийного режима работы пассивных систем безопасности перспективных АЭС с ВВЭР. Из этого следует необходимость выполнения экспериментального исследования растворимости борной кислоты в паре применительно к условиям аварийных ситуаций.



*Рис.* 2. Размещение основного оборудования и принципиальная технологическая схема экспериментальной установки:

1 – перемешивающее устройство; 2 – бак подготовки раствора; 3 – система визуального контроля качества раствора; 4 – линия подвода раствора; 5 – сепаратор пара; 6 – рабочий участок; 7 – конденсатор; 8 – линия отбора пара; 9 – редуктор; 10 – газовый баллон; Н1—Н4 – группы нагревателей

Для исследования процессов массопереноса борной кислоты в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создана экспериментальная установка с рабочим участком (РУ) «Унос борной кислоты». На рис. 2 показано размещение основного оборудования и принципиальная технологическая схема экспериментальной установки.

В состав установки входят: бак подготовки раствора (БПР) объемом ~14 л; рабочий участок, выполненный из нержавеющей стали с внутренним диаметром 27 мм и высотой 2800 мм; конденсатор; устройство сепарации пара. Часть рабочего участка обогревается с помощью регулируемого нихромового нагревателя. Высота от уровня кипящей жидкости до верхнего отбора пара в РУ соответствует расстоянию от зеркала испарения в корпусе реактора до нижней образующей холодной ветки главного циркуляционного трубопровода. Эксперименты проводились при мощности рабочего участка ~350 Вт.

Контрольно-измерительные приборы, установленные на стенде, позволяют при проведении опытов регистрировать следующие параметры установки: давление и температуру среды в БПР и РУ, расход пара и высоту столба раствора борной кислоты в рабочем участке. Регистрация давления выполняется с помощью преобразователя МЕТРАН-150-ДИ (погрешность измерений ±0,1% от диапазона давлений). Для измерения температуры применяются кабельные термопары ХА диаметром 1 мм (погрешность измерений 1 °C). Частота опроса измерительных каналов системы сбора 1 Гц.

Основной измеряемой величиной в экспериментах является концентрация борной кислоты в пробах конденсата, полученных путем конденсации пара, сгенерированного в рабочем участке.

Задача исследования состояла в экспериментальном изучении процессов растворимости борной кислоты в паре. В начале эксперимента происходило заполнение БПР раствором борной кислоты с заданной концентрацией. Затем, после продолжительного перемешивания механическим устройством, по достижении полного растворения вещества, что контролировалось с помощью иллюминаторов на баке, с помощью редуктора в объем бака подготовки раствора подавался азот, т. е. создавалась газовая подушка с давлением, превышающим давление насыщения при заданной температуре, с целью недопущения кипения борной кислоты. Далее происходил последовательный нагрев БПР, рабочего участка и линии подачи раствора до необходимых температур. Заданные значения температур поддерживается с точностью  $\pm 1$  °C в течении всего эксперимента с помощью релейного регулятора.

После завершения прогрева последовательно открываются вентили на линии подачи раствора, и испарительный участок заполняется раствором борной кислоты с концентраций, соответствующей концентрации в БПР, до уровня на 0,05 м выше рабочего с целью компенсации потери раствора на начальном этапе опыта. Далее происходит увеличение мощности основного нагревателя до заданного уровня, что приводит к началу кипения раствора и снижению уровня в РУ.

Затем с помощью постепенного открытия управляющего игольчатого вентиля (вентиль B6, рис. 2) на линии подвода раствора борной кислоты устанавливается расход из БПР, соответствующий расходу пара из рабочего участка, что приводит к стабилизации уровня раствора в испарительном участке. Затем происходит регулировка мощности конденсатора. Увеличение мощности обеспечивается с помощью включения вентиляторов. Уменьшение мощности происходит при помощи закрепления на конденсаторе изоляционных элементов. Критерием выхода на необходимое значение конденсационной мощности является постоянство значения давления в рабочем участке, температуры стенки испарительного участка и температуры среды на выходе из конденсатора. После выхода на рабочие параметры происходит открытие вентиля постоянного отбора конденсата и вентиля отбора пара.

Через 5 минут после начала эксперимента, а далее каждые 30 минут, осуществляется отбор пробы конденсата объемом 50 мл в мерные емкости. По длительности накопления конденсата определялась фактическая испарительная мощность установки на момент отбора. После завершения опыта методом титрования определяется концентрация борной кислоты в пробах.

### Результаты обработки экспериментальных данных

Рассмотренные в работе эксперименты проводились при атмосферном давлении и расходе пара из рабочего участка, изменявшегося в диапазоне 0,149–0,167 г/с. Начальная концентрация борной кислоты в баке подготовки

раствора варьировалась в диапазоне от 10 до 80 г/кг — с целью изучения растворимости H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в паре при различных темпах накопления кислоты в испарительном участке.

Было выполнено шесть экспериментов, длительность которых ограничивалась 5–6 отборами проб (рис. 3). Из рис. 3 видно, что изменение концентрации борной кислоты в испарительной части рабочего участка имеет характер линейной зависимости. Угол наклона прямой зависит от начальной концентрации борной кислоты, поступающей в испарительную часть рабочего участка  $C(H_3BO_3)_0$ , и мощности установки.

На рис. 4 представлена зависимость концентрации борной кислоты в насыщенном водяном паре от её содержания в воде при атмосферном давлении. Как видно из рис. 4, полученные экспериментальные значения растворимости борной кислоты в паре с погрешностью в 20% могут быть описаны линейной зависимостью следующего вида:

$$C(H_3BO_3)_{\text{nap}} = 0,0014 \cdot C(H_3BO_3)_{\text{PV}},$$
 (3)

где  $C(H_3BO_3)_{nap}$  — концентрация растворенной в паре борной кислоты, г/кг H<sub>2</sub>O;  $C(H_3BO_3)_{PY}$  — концентрация раствора борной кислоты в рабочем участке, г/кг H<sub>2</sub>O. Данная зависимость справедлива при давлении пара 0,1 МПа и в диапазоне концентраций 16–240 г/кг H<sub>2</sub>O.

Кроме того, необходимо отметить, что отклонение значений растворимости борной кислоты в паре в двух экспериментах, выполненных при одной и той же концентрации в кипящем растворе равной 30 г/кг, не превышает 7 %, что говорит об удовлетворительной повторяемости результатов.

Как видно из рис. 5, коэффициент распределения борной кислоты  $K_{\text{pacnp}}$  во всем диапазоне исследованных концентраций  $H_3BO_3$  остается постоянным практически до предела растворимости.



*Рис. 3.* Накопление борной кислоты в испарительной части рабочего участка экспериментальной установки



*Рис.* 4. Зависимость растворимости борной кислоты в насыщенном водяном паре от содержания ее в воде при атмосферном давлении



*Рис. 5.* Зависимость изменения коэффициента распределения борной кислоты между фазами и концентрацией в рабочем участке

Среднее значение коэффициента по результатам обработки всех экспериментальных данных равно 0,0014, что с точностью 10% совпадает со значениями, приведенными в литературе [8] для растворов с более низкими концентрациями.

# Исследование теплофизических и физико-химических свойств растворов борной кислоты

Экспериментальные исследования теплофизических и физико-химических свойств растворов борной кислоты при параметрах, характерных для первого контура реакторной установки ВВЭР к концу первых суток после начала аварии, проводились в два этапа. На первом этапе осуществлялось измерение теплофизических свойств — плотности растворов борной кислоты с концентрацией 2,5–400 г/кг H<sub>2</sub>O при температуре 25–130 °C в диапазоне давления 0,1–0,4 МПа [10]. В экспериментах применялся пикнометрический метод. Измерения при параметрах среды, соответствующих аварийному режиму АЭС с ВВЭР, выполнялись на

специально созданной экспериментальной установке, в состав которой входят: бак подготовки раствора, металлические измерительные ячейки, система поддержания давления и система сбора данных.

На втором этапе исследований проводились опыты по определению степени кислотности водных растворов борной кислоты в зависимости от концентрации (5–100 г/кг H<sub>2</sub>O) и температуры (25–50 °C). Для измерений применялся pH-метр MAPK-901 — универсальный прибор, предназначенный для измерения активности ионов водорода (pH). Погрешность измерения активности ионов водорода прибором составляет ±0,1 pH.

Эксперименты проводились по следующей методике. Перед началом измерений рН-метр проходил процедуру калибровки в специальном буферном растворе с рН равным 7,0. Далее в соответствии с заданной программой экспериментов измерялась степень кислотности дистиллированной воды и растворов борной кислоты с разной концентрацией. Для этого на лабораторных весах САРТО-ГОСМ-ВР2100 (максимальная масса —  $m_{\text{max}} = 2100 \pm 0,1$  г) взвешивается 1 кг дистиллированной воды при комнатной температуре, который впоследствии разливается в четыре конические колбы объемом 250 мл каждая. Затем эти сосуды последовательно помещаются в термостат, представляющий собой емкость в форме параллелепипеда заполненную дистиллятом и оснащенную нагревательным устройством для подогрева жидкости до необходимой температуры (25, 40 и 50 °C). При достижении заданной температуры нагреватель выключается, и внутрь колбы помещаются pH-метр и электронный термометр (рис. 6). В течение 10 минут осуществляется выдержка, после которой записываются показания с обоих приборов. Затем колба с дистиллированной водой извлекается из термостата. На её место помещается следующий сосуд с исследуемой жидкостью. Процедура повторяется по описанной методике.

После определения степени кислотности дистиллированной воды готовится раствор с концентрацией 5 г/кг H<sub>2</sub>O. В лабораторный стакан к 1 кг дистиллята добавляется 5 г сухой ортоборной кислоты, предварительно взвешенной на лабораторных весах Adventurer Pro AV412С (максимальная масса  $m_{max} = 410 \pm 0.01$  г). Затем сосуд с раствором ставится на магнитное перешивающее устройство MSH-300, с помощью которого достигается полное растворение кристаллов Н<sub>3</sub>ВО<sub>3</sub>. При приготовлении раствора с концентрациями, превышающими предел растворимости бор-



Рис. 6. Схема установки для измерения рН водных растворов ортоборной кислоты: 1 – исследуемая среда, 2 – сосуд с водой, 3 – термостат, 4 – электрод стеклянный комбинированный, 5 – датчик температуры, 6 – преобразователь измерительный

ной кислоты при комнатной температуре, на перемешивающем устройстве включается нагреватель. В результате достигается полное растворение кристаллов H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в дистиллированной воде. Приготовленный раствор разливается в конические колбы объемом по 250 мл и последовательно помещается в термостат. Далее измерения выполняются по описанной выше методике.

#### Результаты экспериментальных исследований

Результаты измерения плотности водных растворов борной кислоты с концентрацией 2,5–400 г/кг H<sub>2</sub>O при температуре 25–130 °C представлены на рис. 7.

Полученные экспериментальные данные описываются зависимостью

$$\rho_{sol} = A + B \cdot C_{\mathrm{H_3BO_3}} , \qquad (4)$$

коэффициенты которой имеют следующий вид:

$$A = 1141 - 0,48 \cdot (T + 273,15); \tag{5}$$

$$B = 39217 \cdot \left(T + 273, 15\right)^{-0,843} , \tag{6}$$

где *T* — температура раствора, °C;  $C_{\rm H_{3}BO_{3}}$  — концентрация борной кислоты в растворе, г/г H<sub>2</sub>O,  $\rho_{sol}$  — плотность раствора борной кислоты, кг/м<sup>3</sup>. Максимальное рассогласование расчетных и экспериментальных данных составляет 2 %.

В соответствии с разработанной методикой, эксперименты по определению рН водных растворов борной кислоты проводились сериями по четыре пробы на каждую её концентрацию. Результаты экспериментов по исследованию физикохимических свойств борной кислоты представлены на рис. 8 и 9.

Как видно из рис. 8, полученные экспериментальные точки можно обобщить следующей зависимостью:



*Рис.* 7. Изменение плотности водных растворов борной кислоты с концентрацией 2,5–400 г/кг H<sub>2</sub>O в диапазоне температур 25–130 °C



*Рис.* 8. Зависимость рН водного раствора борной кислоты от температуры и её концентрации



*Рис.* 9. Изменение кислотности H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в диапазоне концентрации борной кислоты 0—100 г/кг H<sub>2</sub>O при различных температурах раствора

$$pH_{p-pa}(T, C_{H_3BO_3}) = pH_{\mu cr}(T) - (12, 72 \cdot C_{H_3BO_3}^{0.59} + 0, 49 \cdot 10^{-2} \cdot T),$$
(7)

где степень кислотности дистиллированной воды равна:

$$pH_{\text{дист}}(T) = 6,46 - 1,36 \cdot 10^{-2} \cdot T, \tag{8}$$

T — температура исследуемой среды, °C;  $C_{\rm H_3BO_3}$  — концентрация борной кислоты, г/г H<sub>2</sub>O. Отклонение экспериментальных точек от аппроксимирующих кривых не превышает 10 %.

После проведенных опытов было проведено сравнение полученные данных по кислотности водных растворов борной кислоты с имеющимися в литературе.

Проведенный анализ показал, что в справочниках по химии приводится только фиксированное значение pH=5,2 при температуре 20 °C и концентрации кислоты 0,1 моль/л (или 1,81 г/кг H<sub>2</sub>O). Помимо этого, в [11] представлено выражение для расчета pH слабых кислот, к которым относится H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub>:

$$pH = \frac{1}{2} \cdot pK_a - \frac{1}{2} \cdot \lg(C_{M_{sol}}), \tag{9}$$

где  $C_{M_{sol}}$  — молярная концентрация раствора, определяемая из выражения:

$$C_{M_{sol}} = \frac{C_{\rm H_3BO_3} \cdot \rho_{sol}}{M_{sol} \cdot (1000 + C_{\rm H_3BO_3})},$$
(10)

где  $C_{\rm H_3BO_3}$  — концентрация борной кислоты, г/г H<sub>2</sub>O;  $\rho_{sol}$  — плотность раствора борной кислоты, г/л;  $M_{sol}$  — молярная масса смеси, г/моль.

Также для расчета показателя pH по формуле (9) необходимо подставить значение константы кислотности  $pK_a$ . Анализ литературных данных показал, что сведения о данной величине носят весьма ограниченный характер. Например, в справочных таблицах [12] приводится значение  $pK_a = 9,24$  только при температуре 25 °C. Таким образом, возникла необходимость получения зависимости для расчета константы кислотности борной кислоты. Она была получена из выражений (9) и (10) с использованием эмпирических зависимостей (4) и (7) для расчета плотности раствора и показателя pH соответственно. Данная формула имеет следующий вид:

$$pK_a = 2 \cdot \left( pH_{\text{дист}} \left( T \right) - \left( 12,72 \cdot C_{\text{H}_3\text{BO}_3}^{0,59} + 0,49 \cdot 10^{-2} \cdot T \right) \right) + \lg \left( C_{M_{sol}} \right); \quad (11)$$

где  $pH_{\text{дист}}(T)$  — степень кислотности дистиллированной воды;  $C_{\text{H}_3\text{BO}_3}$  — концентрация борной кислоты, г/г H<sub>2</sub>O; T — температура исследуемой среды, °C;  $M_{sol}$  — молярная масса смеси, г/моль.

Полученные зависимости (7) и (11) для расчета физико-химических свойств борной кислоты применимы в следующем диапазоне параметров:

- температура борной кислоты T = 25-50 °C;
- концентрация  $H_3BO_3$  в воде  $C_{H_3BO_3} = 0-100$  г/кг  $H_2O$ .

#### Заключение

В результате проведенных в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» исследований были получены опытные данные по теплофизическим (плотность) и физико-химическим (pH) свойствам высококонцентрированных растворов ортоборной кислоты при параметрах, характерных для аварийных режимов АЭС с ВВЭР.

Для исследования процессов массопереноса борной кислоты в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создана экспериментальная установка с рабочим участком «Унос борной кислоты». Результаты экспериментов подтверждают имеющиеся в литературе данные о том, что темп роста концентрации борной кислоты в водяном паре описывается линейным законом. Диапазон применения известной зависимости, позволяющей рассчитывать растворимость H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в паре, расширен до концентрации борной кислоты в растворе 245 г/кг, близкой к пределу растворимости H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в воде при атмосферном давлении.

Данные, полученные в результате проведения экспериментов, могут быть использованы для расчетного моделирования аварийных процессов в реакторной установке ВВЭР во время работы комплекса пассивных систем безопасности, включающих в себя систему пассивного залива активной зоны, система пассивного отвода тепла от парогенератора и систему гидроемкостей третьей ступени с учетом процессов массопереноса борной кислоты.

Исследование было выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект №16-19-10649).

### Список литературы

- Калякин С.Г., Сорокин А.П., Пивоваров В.А., Пометько Р.С., Селиванов Ю.Ф., Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальные исследования теплофизических процессов в обоснование безопасности ВВЭР нового поколения // Атомная энергия. — 2014. — Т. 116. — Вып. 4. — С. 241–246.
- Калякин С.Г., Ремизов О.В., Морозов А.В., Юрьев Ю.С., Климанова Ю.В. Обоснование проектных функций системы пассивного залива ГЕ-2 усовершенствованного проекта АЭС с реактором ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2003. — №2. — С. 94–101.
- 3. Лукьянов А.А., Зайцев А.А., Морозов А.В., Попова Т.В., Ремизов О.В., Цыганок А.А., Калякин Д.С. Расчетно-экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при запроектной аварии // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2010. № 4. С. 172–182.
- 4. Морозов А.В., Сорокин А.П., Рагулин С.В., Питык А.В., Сахипгареев А.Р., Сошкина А.С., Шлепкин А.С. Влияние процессов массопереноса борной кислоты на ее накопление в активной зоне при аварийных режимах АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. 2017. №7. С. 1–6.
- 5. Морозов А.В., Питык А.В., Рагулин С.В., Сахипгареев А.Р., Сошкина А.С., Шлепкин А.С. Оценка влияния капельного уноса борной кислоты на ее накопление в реакторе ВВЭР в случае аварии // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2017. № 4. С. 72–82.
- Азизов Н.Д., Ахундов Т.С. Термические свойства водных растворов борной кислоты при 298 — 573 К // Теплофизика высоких температур. 1996. Т. 34. Вып. 5. С. 798–802.
- 7. Стырикович М.А., Цхвирашвили Д.Г., Небиеридзе Д.П. Исследование растворимости борной кислоты в насыщенном водяном паре // Докл. АН СССР. — 1960. — Т. 134. — № 3 — С. 615–617.

- 8. Цхвирашвили Д.Г., Галусташвили В.В. Поведение боратов и борной кислоты в кипящих реакторах // Атомная энергия. 1964. Т. 16. Вып. 1. С. 65–67.
- 9. Николаева И.Ю., Бычков А.Ю. Экспериментальное исследование растворимости метаборита и сассолина в водяном пару при 155 °С // Вестник Отделения наук о Земле РАН. — 2002. — Вып. 20. — № 1. — С. 1–2.
- 10. A. V. Morozov, A. V. Pityk, A. R. Sahipgareev, and A. S. Shlepkin. Experimental study of the thermophysical properties of boric acid solutions at the parameters typical of the WWER emergency mode // Journal of Physics: Conf. Series. 1128, 2018.
- 11. Глинка Н.Л. Общая химия. 24-е изд. Л.: Химия, 1985. 702 с.
- Симанова С.А. Новый справочник химика и технолога. Химическое равновесие. Свойства растворов. — СПб.: АНО НПО «Профессионал», 2004. 998 с.

# Уточнение и применение схем течения теплоносителя в раздающих коллекторных системах теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ

# В. Н. Дельнов

Работоспособность и тепловая эффективность ЯЭУ в существенной мере обусловлены гидродинамикой проточной части раздающих коллекторных систем (РКС). РКС многообразны, имеют сложную конструкцию и являются характерными элементами проточных частей ЯЭУ и теплообменного оборудования.

Цель работы — уточнение схем течения теплоносителя и выявление гидродинамических эффектов в проточной части осесимметричных РКС с различными условиями подвода теплоносителя в коллектор и отвода теплоносителя из него, а также применение полученной информации при разработке новых конструкций РКС.

Для второго контура промежуточного теплообменника (ПТО) реакторной установки (РУ) типа БН характерна РКС цилиндрического типа в виде осесимметричного обратного поворота с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя.

В корпусных РУ используют РКС цилиндрического типа в виде осесимметричного обратного поворота с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя.

Общими гидродинамическими особенностями для всех типов РКС являются поджатие (дросселирование) теплоносителя на затесненных участках, наличие затопленных и полузатопленных струй, застойных и вихревых зон, течение теплоносителя вдоль выходных элементов с раздачей потока по их каналам и взаимодействие струй с элементами конструкции.

Основная особенность затесненной и свободной РКС состоит в существенном влиянии на гидродинамику их проточных частей относительно малого изменения соотношения размеров проточной части РКС.

Примерно пятьдесят лет назад в Теплофизическом отделении ФЭИ под руководством Габриановича Б. Н., Кириллова П. Л., Ушакова П. А. и Юрьева Ю. С. проводились комплексные расчетно-аналитические и экспериментальные исследования по гидродинамике проточных частей осесимметричных РКС различных типов теплообменников и реакторов ЯЭУ.

В процессе выполнения работы к двум известным типам коллекторных течений прибавлено еще два промежуточных типа коллекторных течений, для каждого из которых даны параметры вновь открытых особенностей гидродинамики.

В результате исследований получены новые научные знания о гидродинамике проточных частей осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с центральным и боковым подводами теплоносителя в коллектор.

Выявленные схемы течения и гидродинамические эффекты позволят прогнозировать конструкцию проточных частей различных РКС, использовать достоверную физическую модель течения теплоносителя в РКС в создаваемых расчетных программах и разработать методики расчета профиля массового расхода (средней скорости) на выходе из нее.

При описании выявленных схем течения теплоносителя и гидродинамических эффектов в РКС будут использованы следующие термины.

Затопленная струя — струя, движущаяся в объеме теплоносителя без касания конструктивных элементов в проточной части РКС.

Полузатопленная струя — струя, движущаяся с одновременным касанием конструктивных элементов и теплоносителя.

Сверхзатесненная РКС — система, в которой теплоноситель движется с касанием всех конструктивных элементов проточной части.

Затесненная РКС — система, в которой вошедший в коллектор теплоноситель достигает днища и после поворота в основной части коллектора попадает на часть площади выходного элемента при выходе из проточной части РКС.

Свободная РКС — система, в которой вошедший в коллектор теплоноситель достигает части поверхности застойной зоны и после поворота в основной части коллектора попадает на часть площади выходного элемента при выходе из проточной части РКС.

*Сверхсвободная РКС* — система, в которой теплоноситель выполняет поворот над застойной вихревой зоной у днища коллектора и одновременно попадает на всю площадь выходного элемента при выходе из проточной части РКС.

Круглая струя — струя с круглым поперечным сечением.

Плоская квадратная струя — плоская струя с квадратным поперечным сечением.

Плоская прямоугольная струя — плоская струя с прямоугольным поперечным сечением.

Цилиндрическая струя — струя с цилиндрическим поперечным сечением.

*Усеченная коническая струя* — струя с поперечным сечением в виде усеченного конуса.

Детальная информация о схемах течения и гидродинамических эффектах в РКС промежуточных типов представлена в [2–10, 27].

Конструкции рассматриваемых характерных вариантов РКС представлены на рисунке 1.

# Осесимметричная РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя

Осесимметричные РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя характерны для ПТО РУ EBR-II, «Феникс», «Супер-Феникс», PFR, БН-600, «Энрико Ферми», SNR-300, FFTR, GRFBR, «Рапсодия», БОР-60, канала-модуля ACT-150 и др., конструктивные особенности которых представлены на рис. 2.

Для данных РКС характерны сложный характер течения теплоносителя, наличие струйного течения, вихревых и застойных зон, течение теплоносителя вдоль решеток с раздачей потока по ее каналам и неравномерный профиль массового расхода (средней скорости) в трубном пучке. Гидродинамика проточной части РКС в существенной мере зависит от конструкции коллектора. Типичную проточную часть осесимметричной РКС цилиндрического типа с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя образуют следующие последовательно расположенные элементы: центральная труба — входная, основная и выходная части коллектора — трубный пучок — выходная камера (рис. 1*a*).

Типичную проточную часть симметричной РКС плоского типа с аналогичными условиями подвода и отвода теплоносителя образуют следующие последовательно расположенные элементы: центральный канал — входная, основная и выходная части коллектора — каналы системы пластин — пара отводящих каналов (рис. 16). Вертикальные плоские пластины в РКС плоского типа имитируют продольное осевое сечение РКС цилиндрического типа.



Рис. 1. Конструкции характерных вариантов РКС:

а), б) РКС цилиндрического и плоского типов с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя соответственно; в), г) РКС цилиндрического и плоского типов с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя соответственно; 1 – боковой входной канал; 2 – боковой канал; 3 – боковой кольцевой канал;
4 – выходная камера; 5 – выходной канал; 6 – диафрагма; 7 – дистанционирующая вставка; 8 – днище; 9 – канал системы пластин; 10 – коллектор; 11 – корпус; 12 – обечайка; 13 – обтекатель; 14 – пластина решетки; 15 – решетка;
16 – распределитель; 17 – система пластин; 18 – стенка выходного канала; 19 – ступень; 20 – торцевая часть стенки выходного канала; 21 – трубка; 22 – трубная доска;

23 – трубный пучок; 24 – центральная труба; 25 – центральный канал



*Рис.* 2. Конструкции РКС с центральным подводом и боковым отводом еплоносителя:
а) ПТО АЭС с реакторами EBR-II; б) Феникс; в) PFR; г) БН-600; д) «Энрико-Ферми»;
е) SNR-300; ж) CRFBR; з) «Рапсодия»; и) БОР-60; к) FFTF; л) «Супер-Феникс»;
м) канал-модуль АСТ; н) технологический канал РУ Первой АЭС; о) испарительный канал БАЭС; п) пароперегревательный канал БАЭС; р—ф) некоторые конструктивные решения; 1 – центральная труба; 2 – трубная доска; 3 – трубный пучок;
4 – коллектор; 5 – днище; 6 – направляющие вставки; 7 – решетка;
8 – обтекатель; 9 – распределитель

В РКС цилиндрического типа теплоноситель через центральную трубу попадает в коллектор, изменяет в нем направление движения и выходит из коллектора через трубный пучок, расположенный в боковом кольцевом канале, образованном корпусом и центральной трубой.

В РКС плоского типа теплоноситель через центральный канал попадает в коллектор, изменяет в нем направление движения и выходит из коллектора через

каналы систем пластин, расположенные в боковых отводящих каналах, образованных корпусом и пластинами центрального канала. В РКС плоского типа коллектор имеет днище плоской и эллиптической формы. При определении относительных размеров  $\tilde{H}$ ,  $\tilde{h}$  и  $\tilde{a}$  в РКС плоского типа в качестве масштабного фактора используется ширина внутренней части входного канала 10. Число Рейнольдса Re соответствует режиму течения воды в центральном канале.

На гидролотке для РКС плоского типа получен характер течения воды в проточной части (рис. 3).

Схемы течения теплоносителя в РКС. В проточной части РКС течение теплоносителя имеет сложный характер (рис. 3). Характерные схемы течения теплоносителя в проточной части указанного типа РКС представлены на рис. 4. Наиболее существенное проявление гидродинамических эффектов имеет место во входной, основной и выходной частях коллектора указанного типа.

Во входной части коллектора течение теплоносителя зависит от соотношения площадей проходного сечения центральной трубы  $F_0$  и входной части коллектора  $F_1$ . Площадь  $F_1$  соответствует минимальному щелевому зазору между торцевой частью центральной трубы и днищем и (или) распределителем.

В РКС с вылетом  $\tilde{a} \ge 0$  и отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  возможны два варианта преобразования струи. В одном варианте при относительно большой высоте  $\tilde{h}$ осесимметричная круглая затопленная струя в результате поворота над расположенной у днища застойной зоной либо сразу принимает вид кольцевой полузатопленной струи на корпусе, либо последовательно преобразуется в цилиндрическую затопленную струю и кольцевую полузатопленную струю на корпусе. В другом варианте при относительно малой высоте  $\tilde{h}$  круглая затопленная струя достигает центральной части днища и в результате поворота либо сразу принимает вид кольцевой полузатопленной струи на корпусе, либо преобразуется в цилиндрическую или коническую полузатопленные струи соответственно на днищах плоской и эллиптической форм и затем принимает вид кольцевой полузатопленной струи на корпусе.

В названиях струй в качестве одного из отличительных признаков используется тип их поперечного сечения. Например, осесимметричной круглой струе соответствует круглое поперечное сечение, цилиндрической и конической струям соответствуют поперечные сечения в виде боковых поверхностей круглых цилиндра и усеченного конуса.

Затопленная струя движется в окружающем ее теплоносителе без касания конструктивных элементов РКС, а полузатопленная струя движется с одновременным касанием поверхностей конструктивных элементов и окружающего ее теплоносителя.

Площадь поперечного сечения конической или цилиндрической полузатопленных струй  $f_1$  во входной части коллектора зависит от отношения площадей  $F_0/F_1$ . При отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  площадь  $f_1$  примерно соответствует максимальной площади поперечного сечения осесимметричной круглой затопленной струи во входной части коллектора, а при отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$ площадь  $f_1 = (0,7-0,8) F_1$ .


Рис. 3. Характер течения воды в проточной части РКС плоского типа с центральным подводом и боковым отводом воды при Re=3,26·10<sup>4</sup>-,62·10<sup>4</sup>: *а*)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,41$ ;  $\tilde{a} = 0$ ;  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0$ ;  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = 0,76$ ;  $\tilde{h} = 0,41$ ;  $\tilde{a} = 0,38$ ; *c*)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0$ ;  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = 1,35$ ;  $\tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0,38$ ;  $\tilde{e}$ )  $\tilde{H} = 1,16$ ;  $\tilde{h} = 0,41$ ;  $\tilde{a} = 0,75$ ; *ж*)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0$  и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ; s)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 1,29$ ;  $\tilde{a} = 0,38$  и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ; *u*)  $\tilde{H} = 0,97$ ;  $\tilde{h} = 0,60$ ;  $\tilde{a} = 0,38$  и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ;  $\kappa$ )  $\tilde{H} = 1,35$ ;  $\tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0,38$ ; и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ;

л)  $\tilde{H} = 1,67; \ \tilde{h} = 1,29; \ \tilde{a} = 0,38; \ и \ \varphi_p = 10 \div 14^\circ; \ м) \ \tilde{H} = 1,16; \ \tilde{h} = 0,41; \ \tilde{a} = 0,75; \ и \ \varphi_p = 10 \div 14^\circ$ 

Уточнение и применение схем течения теплоносителя в раздающих коллекторных системах теплообменников...



*Рис. 4.* Типичные конструкции и схемы течения теплоносителя в осесимметричных РКС цилиндрического типа с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя:

а), в) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор при отсутствии и наличии вылета центральной трубы из трубной доски, соответственно; б) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор при наличии распределителя и отсутствии вылета центральной трубы из трубной доски; г) РКС с относительно большой высотой входа в коллектор при наличии распределителя и вылета центральной трубы из трубной доски; д), е) РКС с распределителем и вылетом центральной трубы из трубной доски при

затесненной входной части коллектора и относительно малой высоте входа в него, соответственно;

1 – центральная труба; 2 – трубная доска; 3 – трубка пучка; 4 – корпус; 5 – ступень; 6 – днище; 7 – коллектор; 8 – боковой кольцевой канал, 9 – распределитель

В основной части коллектора можно выделить следующие характерные особенности течения теплоносителя.

При вылете  $\tilde{a} = 0$ , отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$  и отсутствии распределителя полузатопленная струя преобразуются в поток, движущийся по направлению к периферии коллектора между днищем и трубной доской с раздачей потока по пути через отверстия средней и (или) периферийной частей трубной доски (рис. 4*a*). Установка распределителя в коллектор данного типа практически не оказывает влияние на характер течения теплоносителя внутри распределителя и приводит к изменению гидродинамики проточной части РКС за его пределами (рис. 4*б*). Теплоноситель после прохождения кольцевого зазора между торцевой частью распределителя и трубной доской преобразуется в цилиндрическую полузатопленную струю, движущуюся вдоль средней и (или) центральной частей трубной доски с раздачей расхода по ее отверстиям. При этом наличие ступени на стыке эллиптического днища и корпуса практически не оказывает влияния на распределение расхода теплоносителя по отверстиям трубной доски.

В РКС с вылетом  $\tilde{a} \ge 0$ , отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  и относительно большой высоте  $\tilde{h}$  установка на днище (в застойной зоне) распределителя, имеющего относительно малую высоту  $h_1$  по сравнению с высотой  $\tilde{h}$ , практически не оказывает влияния на характер течения теплоносителя.

В основной части коллектора при вылете  $\tilde{a} \ge 0$  и различных отношениях площадей  $F_0/F_1$  течение теплоносителя осуществляется в виде кольцевой полузатопленной струи вдоль стенки корпуса (рис. 4*e*, *c*) и внутренней поверхности боковой стенки распределителя, параллельной продольной оси симметрии, конической затопленной струи после выхода из распределителя (рис. 4*c*, *e*), кольцевой затопленной струи после выхода со ступени в месте стыка торцевых частей днища эллиптической формы и корпуса, цилиндрической и конической полузатопленных струй соответственно вдоль днища плоской (рис. 4*e*) и эллиптической форм.

В результате обратного пространственного поворота осесимметричная круглая затопленная струя в нижней и верхней частях распределителя преобразуется соответственно в конические полузатопленную и затопленную струи. Первая из них располагается на внутренней поверхности боковой стенки распределителя, а вторая — в его верхней части. При взаимодействии конической затопленной струи с верхней частью распределителя происходит отклонение направления ее движения по отношению к боковой стенки распределителя в сторону периферии.

При  $\tilde{a} > 0$  во входной части кольцевого канала в направлении трубной доски имеет место течение кольцевой затопленной струи, движение теплоносителя с одновременным касанием внутренней и наружной боковых поверхностей соответственно распределителя и центральной трубы (рис. 4 $\partial$ ), течение кольцевой полузатопленной струи вдоль внутренней или наружной боковых поверхностей соответственно корпуса (рис. 4 $\theta$ , z) или центральной трубы (рис. 4 $\partial$ ).

Течение теплоносителя в РКС характеризуется наличием застойных и (или) вихревых зон, а также перераспределением профиля скорости в струях в результате их расширения и поворота.

В выходной части коллектора при вылете  $\tilde{a} \ge 0$  установлены следующие характерные особенности течения теплоносителя. В месте встречи кольцевых затопленной и полузатопленной струй со средней и (или) центральной частью трубной доски, средней и (или) периферийной частью трубной доски одна часть теплоносителя, соответствующая ядру потока, непосредственно входит в отверстия трубной доски, а оставшаяся часть теплоносителя движется вдоль трубной доски с раздачей расхода по пути через отверстия в трубной доске. При попадании струи в центральную часть трубной доски теплоноситель движется вдоль ее средней и (или) периферийной части в направлении корпуса, при попадании струи в среднюю часть трубной доски теплоноситель одновременно растекается от места встречи с трубной доской вдоль ее центральной и периферийной частей соответственно в направлении центральной трубы и корпуса, а при попадании струи в периферийную часть трубной доски теплоноситель движется вдоль средней и (или) центральной частей трубной доски теплоноситель движется вдоль средней с трубной доской вдоль ее центральной и периферийной частей соответственно в направлении центральной трубы и корпуса, а при попадании струи в периферийную часть трубной доски теплоноситель движется вдоль средней и (или) центральной частей трубной доски в направлении центральной трубы.

В зависимости от соотношения размеров РКС и используемых в ней конструктивных элементов струя попадает на трубную доску под различными углами.

В проточной части РКС плоского типа характер течения теплоносителя подобен характеру течения теплоносителя в РКС цилиндрического типа.

Конструктивные характеристики, определяющие гидродинамику проточной части РКС *цилиндрического типа*: внутренние радиусы нижней и верхней частей корпуса (при наличии ступени); внутренний и наружный радиусы центральной трубы, высота коллектора и высота входа в него и расстояние от днища до ступени на корпусе (при наличии ступени) (рис. 1*a*).

Конструктивные характеристики, влияющие на гидродинамику проточной части РКС *плоского типа*: ширина нижней и верхней части корпуса (при наличии ступени), наружная и внутренняя ширина центрального канала, высота коллектора и высота входа в него и расстояние от днища до ступени на корпусе (при наличии ступени) (рис. 16).

## Осесимметричная РКС с боковым подводом и центральным подводом теплоносителя

Гидродинамику проточной части РКС определяют ширина и площадь проходного сечения бокового кольцевого канала, условия подвода теплоносителя в коллектор (равномерно или локально), высота коллектора, высота входа в него, толщина и форма торцевой части обечайки, расстояние между ней и опорной плитой, число и диаметр отверстий в опорной плите, относительный шаг и тип их расположения, коэффициент пористости и площадь проходного сечения опорной плиты, профиль днища и входной части опорной плиты.

Осесимметричные РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя характерны для РУ типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВРД «VULCAN», кассет ВПТО АЭС с реактором ВГ-400 и ряда других установок (рис. 5).

Наличие резких поворотов в проточной части РКС и несовершенство ее конструкции приводит к образованию вихревых зон в коллекторе и неравномерному профилю расхода теплоносителя по каналам решетки.

В РКС плоского типа изменяются высота коллектора H, высота входа в него h, расстояние от системы пластин до торцевой части стенок выходного канала a, ширина входного канала  $\delta$  и толщина стенки выходного канала  $\tilde{\delta}_1$ . Коллектор имеет днище плоской формы. При определении относительных размеров  $\tilde{H}$  и  $\tilde{h}$  в качестве масштабного фактора используется ширина входного канала  $\delta$ , при определении относительных размеров  $\tilde{a}$  и  $\tilde{\delta}_1$  — ширина решетки 10, а при определении относительного размера проходного сечения решетки  $\tilde{s}$  — удвоенная ширина входного канала 2 $\delta$ . Число Рейнольдса Re соответствует режиму течения воды в каналах решетки (рис. 6).

В проточной части РКС течение теплоносителя имеет сложный характер.

Схемы течения теплоносителя в РКС. В проточной части РКС цилиндрического типа течение теплоносителя имеет сложный вид. Наиболее яркие особенности течения теплоносителя проявляются на входном, основном и выходном участках проточной части рассматриваемой РКС (рис. 7).



*Рис 5.* Конструкции РКС в виде пространственных поворотов на 1800 с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя: а)–г) реактор ВВЭР-440;
д) реактор ВВЭР-1000; е) ВВРД; ж) кипящий реактор; з) кассета ВПТО АЭС с реактором ВГ-400; и)–р) некоторые конструктивные решения;
1 – боковой подводящий канал (каналы); 2 – коллектор; 3 – днище; 4 – решетка; 5 – опорная решетка; 6 – активная зона; 7 – обтекатель; 8 – распределительное устройство; 9 – направляющие лопатки



*Рис. 6.* Характер течения воды в РКС плоского типа с симметричным боковым подводом и центральным отводом теплоносителя из него при

 $\tilde{H}_{1}^{0} = 0,31 \text{ и Re} = (1,4-2,1) \cdot 10^{3} :$ a)  $\tilde{H} = 0,5; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 4,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = 1,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ e)  $\tilde{H} = 2,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ e)  $\tilde{H} = 0,25; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 4,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ d)  $\tilde{H} = 0,5; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ e)  $\tilde{H} = 1,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 1,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ mc),  $\kappa$ )  $\tilde{H} = \tilde{h} = 1,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,022$ при  $\phi$  равных 30 и 90°, соответственно;

з), л) 
$$h = 0,5$$
;  $\tilde{s} = 4$ ;  $\varphi = 60^{\circ}$ ;  $\delta = 0,0217$  при  $H = 1,0$ ;  $\tilde{a} = 0,14$  и  $H = 1,78$ ;  
 $\tilde{a} = 0,36$ , соответственно; и), м)  $\tilde{h} = 1,0$ ;  $\tilde{s} = 2$ ;  $\varphi = 60^{\circ}$ ;  $\tilde{\delta} = 0,0217$   
при  $\tilde{H} = 1,5$ ;  $\tilde{a} = 0,14$  и  $\tilde{H} = 2,28$ ;  $\tilde{a} = 0,36$ 



*Рис.* 7. Типичные конструкции и схемы течения теплоносителя в проточных частях осесимметричных РКС цилиндрической формы с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя:

а), б) РКС с относительно большой и малой высотой входа в коллектор и смещенной решеткой в центральной обечайке; в), г) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор со смещенной трубной доской в центральной обечайке при наличии на днище вставок относительно большого и малого диаметров, соответственно; д), е) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор без смещения решетки в центральной обечайке при отсутствии и наличии на днище вставок, соответственно; 1 – кольцевой канал; 2 – коллектор; 3 – обечайка; 4 – трубная доска;

5 – днище; 6 – цилиндрическая вставка; 7 – корпус

Во входной части коллектора течение теплоносителя зависит от соотношения площадей проходного сечения кольцевого канала  $F_0$  и входной части коллектора  $F_1$ .

После выхода теплоносителя из кольцевого канала во входную часть коллектора на стенке корпуса образуется кольцевая полузатопленная струя.

В РКС с расстоянием  $\tilde{a} \ge 0$  и отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  возможны два варианта преобразования струи. В одном варианте при относительно большой высоте  $\tilde{h}$  кольцевая полузатопленная струя в результате поворота над расположенной у днища застойной зоной либо сразу принимает вид осесимметричной круглой струи, расположенной на продольной оси РКС, либо последовательно преобразуется в цилиндрическую затопленную струю и осесимметричную круглую струю, расположенную на продольной оси РКС. В другом варианте при относительно малой высоте  $\tilde{h}$  кольцевая полузатопленная струя достигает периферийной части днища и в результате поворота потока либо сразу становится круглой осесимметричной струёй, либо преобразуется в цилиндрическую или коническую полузатопленную струю соответственно на днищах плоской и эллиптической форм и принимает вид осесимметричной круглой струи.

Площадь поперечного сечения цилиндрической и конической полузатопленных струй  $f_1$  во входной части коллектора зависит от отношения площадей  $F_0/F_1$ . При отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  площадь  $f_1$  примерно соответствует максимальной площади поперечного сечения кольцевой полузатопленной струи во входной части коллектора, а при отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$  площадь  $f_1=(0,7-0,8)$   $F_1$ .

В основной части коллектора течение теплоносителя определяется положением трубной доски в обечайке.

При расстоянии a = 0 и отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$  полузатопленная струя преобразуются в поток, движущийся к центру коллектора в щелевом канале между днищем и трубной доской с раздачей потока по пути через отверстия средней и (или) центральной части трубной доски (рис. 7д).

При расстоянии  $a \ge 0$  и отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  полузатопленная струя (при относительно малой высоте  $\tilde{h}$ ) или затопленная струя (при относительно большой высоте  $\tilde{h}$ ) в результате поворота преобразуются в круглую затопленную струю (рис. 7a,  $\delta$ ). При a > 0 во входной части центральной обечайки возможно течение круглой затопленной струи (рис. 7a,  $\delta$ ), движение теплоносителя с касанием внутренней поверхности боковой стенки центральной обечайки и наружной поверхности боковой стенки цилиндрической вставки (рис. 7e) и течение теплоносителя с касанием наружной поверхности боковой стенки цилиндрической вставки (рис. 7e).

В РКС с цилиндрической вставкой в центральной части коллектора течение теплоносителя определяется отношением высоты цилиндрической вставки  $h_1$  к расстоянию от днища коллектора до торцевой части центральной обечайки h. При  $a \ge 0$  и  $h_1/h \le 1$  кольцевая полузатопленная струя течет вдоль боковой стенки вставки (рис. 7c), а при a > 0 и  $h_1/h > 1$  — также вдоль боковой стенки цилиндрической вставки и (или) кольцевая полузатопленная струя преобразуется в стесненный поток теплоносителя в кольцевом канале между боковыми стенками центральной обечайки и вставки (рис. 7e). После ее выхода с боковой стенки цилиндрической вставки или теплоносителя из кольцевого канала образуются кольцевая затопленная струя на боковой стенке центральной обечайки.

Течение теплоносителя в РКС характеризуется наличием застойных и (или) вихревых зон, а также перераспределением профиля скорости в струях в результате их расширения и поворота.

В выходной части коллектора возможны различные варианты попадания теплоносителя на трубную доску.

В РКС без дополнительных конструктивных элементов круглая затопленная струя при  $a \ge 0$  в зависимости от расстояния между ее начальным поперечным сечением и трубной доской попадает на ее центральную и (или) среднюю части (рис. 7*a*,  $\delta$ ). При попадании струи в среднюю и (или) центральную части трубной доски одна часть теплоносителя непосредственно входит в ее отверстия в месте

встречи с трубной доской, а другая часть теплоносителя движется соответственно вдоль периферийной и (или) средней частей трубной доски с раздачей потока по пути через отверстия соответствующих частей трубной доски.

В РКС с цилиндрической вставкой возможен случай одновременного попадания теплоносителя на периферийную и (или) среднюю части трубной доски (рис. 7*в*, *г*). Одна часть теплоносителя в месте встречи с трубной доской входит непосредственно в ее отверстия, а другая часть в результате поворота попадает в щелевой канал, образованный трубной доской и крышкой цилиндрической вставки. Течение теплоносителя в щелевом канале определяется отношением площади проходного сечения его входной части  $F_2$  к площади поперечного сечения теплоносителя на входе в него  $f_2$ . При  $f_2/F_2=1$  теплоноситель движется с касанием крышки вставки и центральной и (или) средней частей трубной доски (рис. 7*е*), а при  $f_2/F_2<1$  — только вдоль центральной и (или) средней части трубной доски в виде плоской полузатопленной струи (рис. 7*в*). В обоих случаях теплоноситель движется к центру коллектора с раздачей потока по пути через отверстия соответствующих частей трубной доски.

Конструктивные характеристики, определяющие гидродинамику проточной части РКС *цилиндрического типа без дистанционирующей вставки*: максимальный радиус перфорированной части трубной доски, высота коллектора и высота входа в него, число и радиус отверстий в трубной доске, наружный радиус обечайки, внутренние радиусы обечайки и корпуса. Для подобной РКС *при наличии дистанционирующей вставки* кроме перечисленных ранее характеристик гидродинамику определяют минимальный радиус перфорированной части трубной доски и радиус дистанционирующей вставки (рис. 7*в*).

Конструктивные характеристики, влияющие на гидродинамику проточной части РКС *плоского типа*: высота коллектора и высота входа в него (при смещения системы пластин от торцевой части стенки выходного канала), расстояние от системы пластин до торцевой части стенки выходного канала, число и ширина каналов в системе пластин, ширина корпуса и центрального канала, толщина стенки центрального канала и угол среза ее торцевой части (при наличии среза) (рис. 7*г*).

#### Применение выявленных схем течения и гидродинамических эффектов в РКС теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ

Выявленные гидродинамические эффекты могут быть использованы при гидродинамической оптимизации проточных частей осесимметричных РКС теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ без проведения многочисленных дорогостоящих экспериментов и расчетов.

Учет гидродинамических эффектов является основой при обосновании гидродинамики сложных проточных частей РУ типа БН, ВВЭР и перспективных ЯЭУ, разработке и верификации современных расчетных кодов по исследованию расчету гидродинамики сложных проточных частей РКС. Полученные схемы течения и гидродинамические эффекты изменяет сложившиеся научные представления в области гидродинамики РКС и объясняет научные факты и экспериментальные данные, которые не находили своего научного объяснения. **РКС с центральным поводом и боковым отводом теплоносителя**. Проблема обеспечения заданных профилей расходов теплоносителя на выходе из РКС, для которых характерны переменные по периметру трубного пучка величина и местоположение максимального расхода, решена в устройствах, зарегистрированных в качестве изобретений [1, 11–14, 16] (рис. 8*а*–3). В указанных устройствах решение задачи достигается за счет изменения местоположения и площади встречи струи с трубной доской, уменьшения средней скорости струи, которая возникает при расширении затопленной струи.

В [1] предлагается на днище коллектора установить распределитель теплоносителя в виде усеченного конуса, у которого образующая боковой стенки имеет переменные по периметру длину и угол наклона (рис. 8a).

В [12] рекомендуется высоту зазора между торцом центральной трубы и внутренней поверхностью днища под ней выполнить переменными по периметру коллектора (рис. 86). В данном случае обеспечивается различная толщина затопленной струи уже в центральной части коллектора.

В [11] предлагается использовать коллектор с переменными по периметру шириной ступени на внутренней стенке корпуса и расстоянием от нее до трубной доски (рис. 8e, e), а в [14] — коллектор со вставкой между трубной доской и днищем, у которой наружная поверхность выполнена эквидистантно относительно внутренней поверхности корпуса, а толщина ее переменна по периметру коллек-



*Рис.* 8. Конструкции РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя:

а) и з) РКС с распределителем; б) РКС с переменным зазором на входе в коллектор;
в) и г) РКС со ступенью на корпусе; д) и е) РКС со вставкой; ж) РКС с трубами;
1 – трубная доска; 2 – пучок труб; 3 – центральная труба; 4 – коллектор; 5 – днище;
6 – корпус; 7 – распределитель; 8 – ступень; 9 – вставка; 10 – трубы со срезанными торцами; 11 – отверстия в стенке распределителя

тора (рис.  $8\partial$ , *e*). В обоих случаях гидродинамический эффект на выходе из проточной части цилиндрических РКС достигается за счет обеспечения переменной толщины струи, попадающей на трубную доску со стенки корпуса.

Для увеличения массовых расходов в центральных трубках, расположенных у центральной трубы, в [16] из трубной доски в коллектор выдвигают трубки со срезанными торцами, ориентируют их в сторону центральной трубы, а вылет концов трубок делают переменным по периметру трубной доски и возрастающим по ее радиусу (рис. 8 ж). При этом выдвинутые из трубной доски концы труб проходят через вихревые зоны, возникающие под трубной доской при резком повороте теплоносителя, и в них попадает теплоноситель, непосредственно движущийся в струе вдоль днища.

Для перераспределения расхода по периметру трубного пучка в свободных РКС в [13] рекомендуется на днище коллектора установить распределитель в виде перфорированного усеченного конуса, ориентированного большим основанием в сторону пучка труб, а шаг и диаметр отверстий боковой стенки выполнить идентичными по ее высоте и переменными по ее периметру (рис. 83). Необходимый профиль расхода в трубном пучке достигают за счет изменения по периметру распределителя доли теплоносителя, выходящего из него через отверстия в боковой стенке.

В осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с центральным подводом теплоносителя в коллектор заданный профиль массового расхода (средней скорости) на выходе из коллектора создают за счет обеспечения соответствующего соотношения размеров проточной части РКС [17, 21, 22, 24]. Различные конструкции РКС данного типа представлены на рис. 9 и 10.

В осесимметричных РКС цилиндрического типа с центральным подводом в коллектор [17, 21] размеры ее проточной части выбирают по соотношению, учитывающему массовый расход теплоносителя через отверстие решетки, средний массовый расход теплоносителя через нее, полную потерю давления на решетке,



Рис. 9. Осесимметричная РКС цилиндрического типа с центральным подводом теплоносителя при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в коллектор: 1 – боковой канал; 2 – днище; 3 – корпус; 4 – отверстие решетки; 5 – коллектор; 6 – решетка; 7 – ступень; 8 – центральная труба



*Рис. 10.* Симметричная РКС плоского типа с центральным подводом теплоносителя в коллектор при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в коллектор: 1 – боковой канал; 2 – внутренняя стенка; 3 – днище; 4 – канал системы пластин;

5 – наружная стенка; 6 – коллектор; 7 – система пластин; 8 – ступень; 9 – центральный канал

плотность теплоносителя, среднюю скорость теплоносителя в центральной трубе, площадь поперечного сечения падающей на решетку струи, радиус верхней части корпуса, наружный радиус центральной трубы, текущий радиус решетки и эмпирические коэффициенты (рис. 9).

В симметричных РКС плоского типа с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя в [22, 24] размеры ее проточной части выбирают по соотношению, учитывающему средние скорости теплоносителя в канале системы пластин и в каналах системы пластин в целом, полуширину верхней части корпуса, ширину наружной части центрального канала, текущую полуширину системы пластин, эмпирические коэффициенты и ширину падающей на систему пластин струи (рис. 10).

РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя. В соответствии с [15] для устранения вихревых зон на входе в коллектор и, соответственно, повышения расхода теплоносителя в периферийной части трубной доски предлагается следующее (рис. 11). На днище расположить вытеснитель. Коллектор снабдить цилиндрической направляющей вставкой, верхний торец которой установить с касанием к нижнему торцу цилиндрической обечайки, а нижний торец — с зазором по отношению к днищу. Вытеснитель выполнить в виде цилиндра, верхнюю часть которого ограничить крышкой, и установить с зазором внутри вставки без касания входной части опорной доски.



Рис. 11. РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя с вытеснителем на днище:
1 – боковой входной канал; 2 – корпус; 3 – днище; 4 – трубный пучок; 5 – опорная доска;
6 – цилиндрическая обечайка трубного пучка;
7 – коллектор; 8 – цилиндрическая направляющая вставка; 9 – вытеснитель В осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя заданный профиль расхода (скорости) теплоносителя на выходе из коллектора создают за счет обеспечения соответствующего соотношения размеров проточной части РКС [18–20, 23, 25, 26]. Различные конструкции РКС данного типа представлены на рис. 12 и 13.



Рис. 12. Осесимметричная РКС цилиндрического типа с боковым подводом теплоносителя в коллектор со вставкой в нем при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в него и без вставки при относительно большой (в) и малой (г) высоте входа в коллектор: 1 – боковой кольцевой канал; 2 – днище;
3 – корпус; 4 – коллектор; 5 – отверстие решетки; 6 – решетка; 7 – центральный канал; 8 – цилиндрическая вставка; 9 – цилиндрическая обечайка



*Рис. 13.* Симметричная РКС плоского типа с боковым подводом теплоносителя в коллектор при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в него:

1 – боковой подводящий канал; 2 – внутренняя стенка; 3 – днище; 4 – канал системы пластин; 5 – наружная стенка; 6 – система пластин; 7 – центральный отводящий канал В РКС цилиндрического типа с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя (рис. 12) в [18, 19, 25, 26] размеры ее проточной части выбирают по соотношению, учитывающему взаимосвязи массового расхода теплоносителя в отверстии решетки, среднего массового расхода теплоносителя в отверстиях решетки в целом, полных потерь напора на прокачку теплоносителя через нее, средней плотности теплоносителя, средней скорости теплоносителя в отверстиях решетки, высоты коллектора и высоты ее входной части, наружного радиуса цилиндрической обечайки, внутреннего радиуса корпуса, минимального и максимального радиусов перфорированной части решетки, радиуса цилиндрической вставки (при ее наличии), числа отверстий в решетке, радиуса отверстия решетки и ее текущего радиуса.

В симметричных РКС плоского типа (рис. 13) в [20, 23] размеры проточной части РКС выбирают по соотношению, учитывающему взаимосвязи средний скорости теплоносителя в канале системы пластин и в системе пластин в целом, высоты коллектора и высоты входа в него, полуширины наружной части центрального канала, полуширины корпуса, числа каналов в системе пластин, ширины канала системы пластин, текущей полуширину системы пластин и полуширины перфорированной части системы пластин.

#### Выводы

1. Получены новые научные знания о гидродинамике проточных частей осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с центральным и боковым подводами теплоносителя в коллектор. К двум известным типам коллекторных течений прибавлено еще два промежуточных типа коллекторных течений, для каждого из которых даны параметры вновь открытых особенностей гидродинамики.

2. Установлены неизвестные ранее схемы течения теплоносителя и гидродинамические эффекты в проточных частях осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с обратным поворотом теплоносителя. Указанные модели и эффекты основаны на наличии в проточной части указанных РКС струйно-вихревого течения теплоносителя, затопленных и полузатопленных струй, идентичности механизмов преобразования одних типов струй в другие.

3. Уточненные схемы течения теплоносителя и выявленные гидродинамические эффекты позволяют прогнозировать характер течения теплоносителя в проточной части коллектора и получать полуэмпирические соотношения для расчета распределения массового расхода (скорости) теплоносителя на выходе из РКС цилиндрического и плоского типов с обратным поворотом теплоносителя и при различных сочетаниях мест подвода и отвода теплоносителя.

4. На основе схем течения теплоносителя и гидродинамических эффектов предложены и защищены в виде патентов технические решения применительно к теплообменникам и реакторам перспективных ЯЭУ.

#### Список литературы

- 1. А. с. № 1505124 СССР, МКИ<sup>4</sup> F 28 F 9/02. Поворотная камера теплообменника / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н., Миловидов И.В. Заявка №4335171; заявл. 30.11.87; опубл. 01.05.89, Бюл. № 32. 2 с.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидравлические неравномерности на выходе из осесимметричных коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ [Электронный ресурс] // Исследования в области теплофизики ядерных энергетических установок (к 60-летию создания теплофизического отдела ФЭИ) : Научно-техн. сб. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2014. — С. 50–68.
- 3. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамика коллекторных систем ядерных энергетических установок // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. № 1. С. 113—121.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамические неравномерности теплоносителя на входе в активную зону ядерного реактора, обусловленные коллекторным эффектом // Атомная энергия. — 2011. — Т. 111, вып. 3. — С. 177—180.
- 5. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамические эффекты в раздающей коллекторной системе реакторной установки с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем // Новые промышленные технологии. 2011. № 1. С. 43—47.
- 6. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Закономерности формирования гидравлических неравномерностей на выходе из коллекторной системы реакторной установки // Теплоэнергетика, 2014. —№ 5. —С. 54–59.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Особенности гидродинамики проточных частей коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ. — Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2016. — 215 с.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Особенности гидродинамики раздающих коллекторных систем ядерных реакторов типа ВВЭР [электронный ресурс] // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР : сб. тр. 4-й межд. научно-техн. конф.; Подольск 23—26 мая 2005 г. — Подольск: ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2005. — 12 с.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н., Юрьев Ю.С. Закономерности формирования гидравлических неравномерностей на выходе из коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ. В 2-х т. Т. 1 // Теплофизика-2012: Теплофизические экспериментальные и расчетно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах : сб. докладов научно-технической конф.; Обнинск 24—26 октября 2012 г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013. С. 33—47.
- Дельнов В.Н. Свойство подобия гидродинамики раздающих коллекторных систем с различными условиями подвода жидкости в коллектор // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2018. — Вып. 5. — С.208–222. – Эл. ресурс: http://vant.ippe.ru/archive.year 2018.html.

- Патент на изобретение № 1760843 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. — Заявка № 4815766/06; заявл. 11.03.1990; опубл. 07.09.1992, Бюл. № 33. — 7 с.
- Патент на изобретение № 1760844 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. — Заявка № 4815768/06; заявл. 11.03.1990; опубл. 07.09.1992, Бюл. № 33. — 6 с.
- Патент на изобретение № 1825085 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Дельнов В.Н., Файзуллин Ф.Х. — Заявка № 4901303/06; заявл. 09.01.1991; опубл. 20.09.1995, Бюл. № 26.—2с.
- Патент на изобретение № 1825086 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Нижняя раздающая камера теплообменника / Дельнов В.Н.; заявитель и патентообладатель Физико-энергетический ин-т. — Заявка № 4901304/06; заявл. 09.01.1991; опубл. 10.09.1995, Бюл. № 25. — 3 с.
- Патент на изобретение № 2025799 РФ, МКИ<sup>5</sup> G 21 C 15/02. Ядерный реактор / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. — Заявка № 4870387/25; заявл. 02.10.1990; опубл. 30.12.1994, Бюл. № 24. — 3 с.
- 16. Патент на изобретение № 2028574 РФ, МПК<sup>6</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Дельнов В.Н., Файзуллин Ф.Х. — Заявка № 4900470/06; заявл. 09.01.1991; опубл. 09.02.1995, Бюл. № 4. — 4 с.
- 17. Патент на изобретение № 2522375 РФ; МПК F28F 9/00, Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012158073/06; опубл. 10.07.2014, Бюл. № 19; дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013; — 11 с.
- Патент на изобретение № 2523025 РФ; МПК G 21 C 15/00. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012136042/07; опубл. 27.02.2014, Бюл. № 6; дата начала отсчета срока действия патента 21.08.2012; — 6 с.
- Патент на изобретение № 2525857 РФ; МПК G 21 C 15/02. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012136046/07; опубл. 27.03.2014, Бюл. № 9; дата начала отсчета срока действия патента: 21.08.2012. — 7 с.
- 20. Патент на изобретение № 2525860 РФ; МПК G 21 C 15/00. Распределительная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. Заявка № 2012158076/07; опубл. 20.08.2014, Бюл. № 23; Дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013. 7 с.
- Патент на изобретение № 2525989 РФ; МПК F 28 F 9/00. Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012158074/06; опубл. 20.08.2014, Бюл. № 23; Дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013. — 11 с.
- Патент на изобретение № 2525991 РФ; МПК F 28 F 9/02. Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2013124415/06; опубл. 20.08.2014, Бюл. № 23; Дата начала отсчета срока действия патента: 28.05.2013. — 10 с.

- Патент на изобретение № 2526837 РФ; МПК G 21 C 15/02. Распределительная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. Заявка № 2012158075/07; опубл. 27.08.2014, Бюл. № 24. Дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013. 7 с.
- 24. Патент на изобретение № 2535462; МПК F 28 F 9/02. Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2013124414/06; опубл. 10.12.2014, Бюл. № 34; Дата начала отсчета срока действия патента: 28.05.2013. — 10 с.
- 25. Патент на полезную модель № 143539 РФ; МПК G 21 C 15/02. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. Заявка № 2012151741/07; опубл. 27.07.2014, Бюл. № 21; дата начала отсчета срока действия патента: 03.12.2012. 2 с.
- 26. Патент на полезную модель № 143903 РФ; МПК G 21 C 15/02, G 21 C 15/26. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012151739/07; опубл. 10.08.2014, Бюл. № 22; дата начала отсчета срока действия патента: 03.12.2012. — 2 с.
- 27. Gabrianovich B.N., Del'nov V.N. Hydrodynamics of Liquid Metal Cooled NPP header systems // Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid metal coolants in single/two-phase : working material of the 11<sup>th</sup> Meeting of the International Association for Hydraulic Research; July 5—9, 2004. IPPE, Obninsk. P. 380–401. TWG-FR/125.

### Экспериментальные и расчетные исследования теплофизических аспектов развития кипения жидкого металла в реакторе на быстрых нейтронах

А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Е. Ф. Иванов

Моделирование на современном уровне динамического кипения щелочных жидких металлов имеет важное значение для комплексного анализа нейтроннофизических и теплогидравлических характеристик активной зоны реакторов на быстрых нейтронах в аварийных ситуациях (UTOP, ULOF) при обосновании их безопасности [1—3].

Одним из ключевых вопросов является экспериментальное и расчетное подтверждение возможности устойчивого охлаждения активной зоны в процессе протекания аварии с кипением натрия в тепловыделяющих сборках твэлов (TBC) активной зоны, изучение границы устойчивого охлаждения активной зоны, получение данных для валидации модели процесса кипения натрия и верификации расчетных кодов.

По сравнению с кипением воды процесс кипения жидких металлов имеет существенные особенности:

 взаимодействие отдельных факторов оказывается настолько сложным, что начальный перегрев для вскипания жидких металлов трудно прогнозировать;

 – рост парового пузыря щелочного металла носит взрывообразный характер, скорость роста ~ 10 м/с;

 у щелочных металлов образуются пузыри достаточно большого размера на ограниченном числе центров парообразования, основная часть времени цикла образования пузыря приходится на период ожидания;

 основные режимы течения двухфазных потоков щелочных металлов те же, что и у обычных теплоносителей: при давлении, близком к атмосферному, преобладает дисперсно-кольцевой режим течения;

 – фазовый переход при дисперсно-кольцевом течении щелочных металлов в каналах, как правило, осуществляется испарением с поверхности пристенной пленки жидкого металла без образования пузырьков (кипения) на стенке, эффективный коэффициент теплоотдачи при этом достигает сотен кВт/м<sup>2</sup>.

При кипении жидких металлов для режимов с малыми скоростями течения или естественной конвекции в сборках твэлов, характерных для аварийных ситуаций, были получены лишь ограниченные данные [4, 5].

В период 1995–2007 гг. в ГНЦ РФ – ФЭИ была проведена серия экспериментов по кипению эвтектического натрий-калиевого сплава на моделях одиночных ТВС и в системе параллельных ТВС в контуре с естественной циркуляцией теплоносителя с целью изучения охлаждения ТВС активной зоны в аварийных режимах и в режиме аварийного расхолаживания с учетом влияния на кипение разных факторов [6, 7]. Проведенные исследования показали, что процесс кипения жидких металлов в ТВС формируется под воздействием различных факторов, имеет сложную структуру, характеризуется как устойчивыми, так и пульсационными режимами с значительными колебаниями технологических параметров (расхода, давления, температуры), которые могут продолжаться в течение десятков секунд и обусловливать возникновение кризиса теплообмена. Показано согласие между данными экспериментов и тестовыми расчетами японских и российских специалистов [8, 9].

Для исключения развития аварийной ситуации, приводящей к разрушению элементов активной зоны реактора на быстрых нейтронах, предложено конструктивное решение, заключающееся в расположении над активной зоной реактора «натриевой полости». В 2010–2015 годах в ГНЦ РФ – ФЭИ были проведены исследования, впервые показавшие возможность продолжительного охлаждения имитаторов твэлов при кипении натрия в ТВС при наличии «натриевой полости» [10].

Следует отметить, что важной особенностью реакторов на быстрых нейтронах, оказывающей влияние на условия теплообмена при кипении теплоносителя в активной зоне, является низкое давление в теплоносителе и большое различие, составляющее около трех порядков, в плотности паровой и жидкой фаз.

## Экспериментальное оборудование и система измерений при проведении исследований

Экспериментальная установка, созданная в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» на стенде AP-1 для проведения исследований кипения жидкометаллического теплоносителя [11, 12], содержит два вертикальных канала высотой 3 м, соединенных вверху и внизу и образующих опускную и подъемную ветви циркуляционного контура, дыхательный бак и подогреватель на входе в подъемный канал (рис. 1).

В нижней части подъемного канала расположен рабочий участок с моделью ТВС со сборкой из 7 имитаторами твэлов и 12 вытеснителями в треугольной решетке с шагом 1,185, заключенными в стальную трубу диаметром (50×1,5) мм. Перед ТВС в циркуляционном контуре установлены дроссельные устройства с шайбами 12, 16 и 20 мм.

Имитаторы представляют собой трубки диаметром (8×1) мм, внутри которых установлены спиральные нагреватели диаметром 4 мм из молибденовой проволоки диаметром 1 мм. Пространство между спиралью и оболочкой заполнено высокотемпературной электроизоляционной засыпкой и заполнено гелием. Оболочка состоит из двух коаксиальных труб, изготовленных из жаропрочной стали. В трубе меньшего диаметра выполнены четыре продольных паза для установки термопар с головками, распределенными по длине зоны энерговыделения.

Установка оснащена большим количеством первичных преобразователей (датчиков) для измерения: давления в газовой полости, расхода и пульсаций расхода теплоносителя, статического давления в зоне кипения и флуктуаций (пульсаций) давления теплоносителя, перепада давления между кипящей сборкой и расширительным баком, температуры теплоносителя в различных точках контура циркуляции, температуры и пульсаций температуры теплоносителя и оболочки



*Рис.* 1. Фрагмент экспериментальной установки (а) и схема рабочего участка (б) для исследований кипения жидкого металла на моделях ТВС в аварийных режимах

(поверхности) имитаторов твэлов в трех сечениях по высоте участка энерговыделения, регистрации наличия паровой фазы по высоте модели ТВС (потенциометрические датчики), электрической мощности, подводимой к нагревателям имитаторов твэлов, уровня жидкого металла в дыхательном баке, сигналов акустической эмиссии.

#### Феноменология и анализ процесса кипения натрий-калиевого теплоносителя в модельных сборках с гладкими и шероховатыми твэлами

Выход на режим кипения жидкого металла в модели ТВС в режиме естественной конвекции осуществлялся путем повышения мощности энерговыделения имитаторов твэлов. Подогретый в модели ТВС жидкий металл поднимался в расширительный бак, в котором охлаждался и далее поступал в опускной участок. Мощность имитаторов твэлов повышалась дискретно небольшими ступенями вплоть до закипания натрия [10].

Кипение натрий-калиевого теплоносителя в модели с имитаторами твэлов с гладкой поверхностью с низкой шероховатостью (0,5 мкм). Пузырьковое кипение жидкого металла возникло при плотности теплового потока на поверхности имитаторов твэлов 117 кВт/м<sup>2</sup> в конце зоны энерговыделения и по мере увеличения подводимой к модели мощности постепенно распространилось на всю зону энерговыделения. При этом расход на входе в модель оставался почти неизменным на уровне значений до начала кипения. Режим с устойчивым характером процесса кипения сохранялся до плотности теплового потока 133 кВт/м<sup>2</sup>, пока кипение не охватило всю зону энерговыделения.

При дальнейшем увеличении подводимой мощности произошел переход к пульсационному (снарядному) режиму, который имел периодический характер. В начале цикла происходило запаривание зоны энерговыделения, затем образовавшаяся паровая пробка (снаряд) всплывала, освобождающаяся зона обогрева заполнялась теплоносителем, поступающим на вход модели.

Разность температуры «стенка — жидкость» в устойчивом режиме кипения составляла в среднем 20 °С. В пульсирующем режиме наблюдались резкие колебания перегрева стенки имитаторов, возраставшие по мере роста энерговыделения до (80—90) °С, что можно объяснить осушением поверхности имитатора в области снарядов. Температурный перегрев стенки имитаторов по отношению к теплоносителю и показания датчика паросодержания на выходе из модели коррелируют с расходом теплоносителя на входе. При плотности теплового потока 151 кВт/м<sup>2</sup> произошло осушение поверхности имитаторов (кризис теплообмена второго рода) и расплавление оболочки.

Кипение в модели с имитаторами с шероховатой поверхностью промышленного изготовления (1,5 мкм). В эксперименте с вариантом дроссельной шайбы диаметром 20 мм в начальной стадии процесса кипения при достижении плотности теплового потока 125 кВт/м<sup>2</sup> наблюдался процесс кипения с устойчивыми параметрами, характерный для пузырькового режима: температуры теплоносителя и имитаторов, перепада давления на сборке, расхода теплоносителя на входе и выходе из зоны обогрева (рис. 2).

При повышении энерговыделения до 140 кВт/м<sup>2</sup> произошел переход к неустойчивому, пульсационному режиму. Этот режим характеризовался высокой амплитудой пульсаций температуры стенки (до 100 °C) и расхода теплоносителя (в интервале от 0,3 до 1,2 м<sup>3</sup>/ч). Образующиеся с интервалом 40 с и более крупные паровые пузыри (снаряды) в момент всплытия вызывали резкое увеличение расхода теплоносителя на входе в пучок и значительные колебания всех параметров. Очевидно, что колебания параметров имели гидродинамическую природу и определялись не только непосредственно процессом кипения теплоносителя только в TBC, но и комплексом процессов, происходящих в сборке и циркуляционном контуре в целом. Постепенно угасавший пульсационный (снарядный) режим в диапазоне теплового потока от 200 до 230 кВт/м<sup>2</sup> перешел в дисперсно-кольцевой режим, характеризующийся стабильностью измеряемых параметров.

При тепловом потоке свыше 230 кВт/м<sup>2</sup> наблюдалось уменьшение расхода теплоносителя в циркуляционном контуре и переход от дисперсно-кольцевого к дисперсному режиму кипения (закризисному теплообмену), поскольку истинное объемное паросодержание увеличилось незначительно, а трение двухфазного потока (как и паросодержание) стало существенным.



*Рис.* 2. Плотность теплового потока (а), температура имитатора (б) и теплоносителя
(в) на выходе из зоны энерговыделения и объемный расход теплоносителя (г)
в эксперименте с дроссельной шайбой диаметром 20 мм

#### Гидравлические характеристики и картограмма течения двухфазного потока жидкометаллического теплоносителя в сборках твэлов

В результате обработки экспериментальных данных для каждого из проведенных экспериментов по кипению жидкого металла в сборках твэлов, построены гидравлические характеристики: точечные картограммы зависимости перепада давления в рабочем участке контура от объемного расхода (рис. 3), а также картограмма зависимости массовой скорости жидкого металла от весового паросодержания (рис. 4), характеризующая разные режимы течения двухфазного потока жидкометаллического теплоносителя в сборках твэлов.

Расположение точек на точечных картограммах (рис. 3) позволило провести аппроксимирующие линии, схожие с классической гидравлической характеристикой, соответствующей неустойчивому режиму кипения. Наряду с множеством точек, характеризующих пульсационный режим кипения (центральная область гидравлической характеристики), существует обособленное множество точек, относящихся к режиму устойчивого кипения (левая и правая ветви гидравлической характеристики). Пульсации потока теплоносителя вызваны динамическими взаимодействиями между параметрами потока (скоростью, плотностью, давлением, энтальпией) благодаря эффектам запаздывания и процессам обратной связи. В зависимости от диапазона и сочетания теплогидравлических параметров определяющую роль в самоподдерживающихся колебаниях расхода, в том числе и при сохранении постоянного перепада давления на рабочем участке, могут играть разные составляющие перепада давления. Это приводит к тому, что конструктивные и режимные параметры неодинаково влияют на границу устойчивости потока в зависимости от того, какая из составляющих перепада давления определяет колебания потока. В мировой практике такой механизм принято трактовать как гидродинамическую неустойчивостью плотностных волн.



*Рис. 3.* Гидродинамическая характеристика эксперимента с дроссельными шайбами диаметром 12 мм (а) и зажатым вентилем (б)



Рис. 4. Зависимость массовой скорости жидкого металла от паросодержания двухфазного потока жидкого металла в моделях пучков твэлов с промышленной шероховатостью поверхности: данные для пузырькового, снарядного, дисперсно-кольцевого и дисперсного режимов разграничены аппроксимирующими линиями (1)

Обработка осредненных данных в координатах массовая скорость — весовое паросодержание указывает на области устойчивого (пузырькового) режима кипения — A, неустойчивого (снарядного) режима кипения — B и устойчивого (дисперсно-кольцевого) режима кипения — C. Справа от области дисперсно-кольцевого режима кипения перехода к закризисному теплообмену. Между этими областями можно приближенно провести границы режимов, которые описываются следующей зависимостью:

$$\rho W = A \left( \frac{1}{x} - x \right),\tag{1}$$

где коэффициент *А* для границ перехода от пузырькового к снарядному, дисперсно-кольцевому и дисперсному режимам имеет значения 4,3, 14,0 и 19,0, соответственно.

# Межканальная неустойчивость при кипении натрий-калиевого теплоносителя в системе параллельных модельных сборок твэлов

Установка для исследования процесса кипения жидкометаллического теплоносителя в системе параллельных модельных сборок твэлов состоит из двух контуров естественной циркуляции, в каждом из которых установлены модельные сборки с 7 имитаторами, при общем опускном участке контура, в котором размещен холодильник. Каждая из сборок может работать автономно в своем циркуляционном контуре. Емкости над сборками также соединены. Отвод тепла из контуров осуществляется холодильниками типа «трубки Фильда» на опускных линиях контуров и «рубашек» на баках в верхней части контура циркуляции.

Полученные данные экспериментальных исследований кипения натрий-калиевого сплава в системе двух параллельных модельных ТВС в контуре с естественной циркуляцией сплава показывают:

при плотности теплового потока тепловыделяющих элементов ~130 кВт/м<sup>2</sup> пузырьковый режим кипения теплоносителя в ТВС переходит в развитый снарядный режим, характеризующийся колебаниями теплогидравлических параметров теплоносителя большой амплитуды;

 возникновение колебательного процесса при кипении теплоносителя в одной из параллельных ТВС приводит к противофазному колебательному процессу в параллельной ТВС, в дальнейшем колебания теплогидравлических параметров в различных контурах носят противофазный характер;

– гидравлическое взаимодействие системы параллельных контуров в снарядном режиме течения на участках энерговыделения с течением времени приводит к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них («резонанс» пульсаций расхода) и к возможному «запиранию» или инверсии расхода теплоносителя в контурах, росту температуры теплоносителя и оболочки имитаторов твэлов (эффект межканальной неустойчивости) и в дальнейшем к возникновению кризиса теплообмена;

 при различной плотности теплового потока имитаторов твэлов в системе параллельных ТВС происходит усиление «резонанса» колебательного процесса.

Для численного моделирования теплообмена при кипении жидкого металла в одиночной и в системе параллельных TBC развита версия кода SABENA [8, 9], разработанного ранее для теплогидравлического анализа кипения натрия в TBC быстрых реакторов, реализующая двухжидкостную модель двухфазного потока жидкого металла в приближении равных давлений в паровой и жидкой фазах:

 сборка твэлов моделируется в многомерном поканальном приближении, остальная часть контура циркуляции в одномерном приближении, замыкающие соотношения и теплофизические свойства эвтектического натрий-калиевого сплава уточнены путем проведения специального анализа;

 реализованная в коде численная процедура решения системы уравнений сохранения по методу конечных разностей позволила выполнить численное моделирование теплогидравлики в циркуляционном контуре как для случая одиночной, так и системы параллельных ТВС. Результаты численного моделирования гидродинамики и теплообмена для условий эксперимента для одиночной энерговыделяющей ТВС в контуре циркуляции показали:

 при расчете возникновение пузырькового кипения теплоносителя обнаруживается несколько позднее, чем в эксперименте;

 в дальнейшем результаты расчетов не описывают полученные в эксперименте пульсации параметров высокого порядка;

 результаты расчетов удовлетворительно описывают изменение во времени средних значений температуры теплоносителя и оболочки имитаторов твэлов, а также изменение расхода теплоносителя в течение всего переходного процесса до момента отключения мощности.



*Рис. 5.* Сравнение расчетных и экспериментальных распределений во времени температуры поверхности имитаторов твэлов (а), температуры теплоносителя (б) и расхода теплоносителя (в) в левой ТВС при параллельной работе ТВС с одинаковым энерговыделением

Результаты расчетных исследований для системы параллельных ТВС (рис. 5):

 воспроизводят ход температуры, развитие режимов течения однофазного потока (пузырькового, снарядного), пульсации расхода жидкого металла;

– демонстрируют противофазные пульсации расхода теплоносителя в параллельных ТВС, межканальную неустойчивость, характеризующиеся значительным возрастанием амплитуды пульсаций расхода теплоносителя в параллельных ТВС по сравнению с одиночными ТВС, периодическим падением расхода теплоносителя в ТВС практически до нуля и возможным осушением ТВС.

#### Теплообмен при кипении натрия в модельной сборке твэлов с «натриевой полостью» над участком энерговыделения

Сборка имитаторов твэлов, состоящая из 7 имитаторов тэлов диаметром около 9 мм и длиной 1200 мм, упакованных в треугольную решетку с относительным шагом 1,11 и дистанционированием проволочной навивкой с шагом 180 мм, помещена в шестигранный чехол из жаропрочной стали, который выполняет функцию корпуса модели. Над моделью активной зоны расположена «натриевая полость» длиной 430 мм. После предварительного нагрева в петлевом подогревателе прямого нагрева натрий сначала попадает во входную камеру экспериментального участка, затем в область модели активной зоны, где осуществляется его подогрев имитаторами твэлов. Далее натрий проходит через область, затесненную имитатором верхнего торцевого экрана, который вместе с корпусом участка образует узкий кольцевой зазор [10].

Вскипание теплоносителя зафиксировано в момент времени 9799 с показаниям расходомера — индикатора кипения, расходомера в однофазной области, сигналам акустической системы и пульсациям давления. В этот момент расход натрия падает до нулевого значения. Через 0,5 с зафиксирован кратковременный скачок температуры стенки центрального имитатора, который связан с остановкой расхода теплоносителя, температура жидкости в начальной области «натриевой полости» растет на 6 °C, далее расход увеличивается до 0,3 м<sup>3</sup>/ч и температура стенки имитатора снижается до 911 °C в течение 3 с. Такой процесс повторяется неоднократно в течение эксперимента и представляет собой интенсивное вскипание и затухание кипения натрия вследствие увеличения расхода. В остальное время превалирует пузырьковый режим с переменной интенсивностью, то полностью затухающий, то значительно интенсифицирующийся и сопровождающийся увеличением расхода на период до 10 с.

При увеличении теплового потока имитаторов от 120 до 135 кВт/м<sup>2</sup> (рис. 6) наступает ярко выраженный пульсационный режим течения двухфазного потока с периодом пульсаций от 3 до 14 с и амплитудой пульсаций температуры имитаторов твэлов до 55 °C. Процессу интенсивного парообразования в ТВС сопутствует конденсация паров натрия в «натриевой полости» с заливом холодной жидкости из верхней части модели. Об этом можно судить по крутому падению температуры в «натриевой полости» (до 820 °C). Одновременно с конденсацией паров в «натриевой полости» увеличивается расход теплоносителя, обеспечивая

приток более холодной жидкости в модель и прекращение кипения, далее процесс повторяется снова. При увеличении теплового потока до 140 кВт/м<sup>2</sup> пульсации температуры стенки начинают непрерывно развиваться. При достижении температуры стенки имитатора 985 °C питание модели автоматически отключено аварийной системой защиты.

Полученные данные для модели ТВС с «натриевой полостью» в координатах массовая скорость — массовое паросодержание (рис. 7) согласуются с данными серии экспериментов на модели ТВС без «натриевой полости» (без торцевого экрана) в контурах с естественной циркуляцией натрий-калиевого сплава. Для пузырькового режима данные расположены в области массового паросодержания (0,1–2,5) %, для снарядного режима — (2,5–9) % в диапазоне массовой скорости натрия (100–200) кг/(м<sup>2</sup>·с).

#### Теплоотдача при кипении щелочных металлов

На теплоотдачу при кипении жидкометаллических теплоносителей оказывают влияние давление, плотность теплового потока, состояние поверхности теплообмена (шероховатость), смачивание поверхности теплообмена теплоносителем, режимы течения двухфазного потока и др.

Данные по теплоотдаче жидкометаллических теплоносителей в каналах и пучках твэлов разрозненны и не систематизированы, отсутствует обобщающая зависимость, учитывающая влияние этих факторов. При вынужденном течении парожидкостной смеси металлов в трубе (при давлении около 0,1 МПа) уже при массовом паросодержании (1–5) % наступает дисперсно-кольцевой режим, характеризуемый тем, что (95–99) % жидкости находится в виде капель в центральной области потока. Коэффициент теплоотдачи в таких условиях имеет примерно такое же значение, как при кипении в большом объеме (рис. 8).

В дисперсно-кольцевом режиме фазовый переход связан с испарением с поверхности пристенной пленки жидкого металла, имеющей малую толщину и высокую теплопроводность. Влияние массовой скорости и паросодержания на теплообмен в этих условиях, по-видимому, несущественно. Эксперименты, проведенные Ю. А. Зейгарником и др. [14], подтвердили это предположение — коэффициент теплоотдачи при кипении натрия в широком диапазоне плотности теплового потока (0,2–1,1) МВт/м<sup>2</sup> оставался по существу неизменным и равным (2,5–4)·10<sup>5</sup> Вт/(м<sup>2</sup>·K).

В опытах при кипении калия в трубах данные описываются хорошо известной зависимостью для теплоотдачи при кипении  $\alpha \sim q^{0.7}$  для неметаллических жидкостей [13]. Эта зависимость близка к зависимости для теплоотдачи при кипении жидкостей в большом объеме. Совпадение зависимости  $\alpha(q)$  в опытах с кипением жидкого металла в большом объеме и в трубах не случайно. Аналогичное совпадение наблюдается при кипении воды, а именно: соотношения для теплообмена при кипении в каналах при умеренной скорости смеси соответствуют соотношениям для теплообмена при кипении воды в большом объеме. При малой скорости пароводяной смеси  $\alpha \sim q^{0.7}$ , при большой —  $\alpha \sim w^{0.8}$ , как это наблюдается при конвективном теплообмене.



«натриевой полости» и расхода при кипении натрия в диапазоне теплового потока от 120 до 135 кВт/м<sup>2</sup> Puc. 6. Изменение температуры стенки центрального имитатора (T701), температуры теплоносителя в



*Рис.* 7. Картограмма режимов течения двухфазного потока жидкометаллических теплоносителей:

1 – граница пузырькового и снарядного режимов кипения; 2 – граница снарядного и дисперсно-кольцевого режима кипения; 3 – граница перехода к закризисному теплообмену; О, □ – пузырьковый и снарядный режимы, данные по кипению натрия АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»; ▲, +, ● – первый стабильный режим, пульсационный и второй стабильный режим, соответственно, по данным Ямагучи [5]; ■, ×, △ – данные АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по кипению натрий-калиевого сплава: пузырьковый, снарядный и дисперсно-кольцевой режимы, соответственно

Сопоставление данных по теплоотдаче показывает (рис. 8), что теплоотдача при кипении натрий-калиевого сплава в сборках твэлов [6, 7] и калия в трубах [13] в диапазоне плотности теплового потока свыше 100 кВт/м<sup>2</sup> в среднем в 1,5 раза выше, чем при кипении щелочных жидких металлов в большом объеме [14].

#### Заключение

Кипение жидких металлов в стесненных каналах ТВС является сложным и динамичным высокотемпературным процессом (температура насыщения натрия при атмосферном давлении 883 °С). Динамика образования паровой фазы может быть взрывной, особенно с учетом возможного перегрева жидкого металла относительно температуры насыщения при вскипании. С учетом этих факторов оперативное управление установкой во время экспериментов осуществляется с высокой скоростью, запись и обработка данных ведутся непрерывно в реальном времени.



Рис. 8. Сравнение экспериментальных данных различных авторов по теплоотдаче при кипении жидких металлов в трубах с данными АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» для сборок твэлов:

данные по кипению калия [13]: ○ – кипение в большом объёме; ● – труба Ø10 мм (электрообогрев); ● – труба Ø10 мм (теплообменник); □ – труба Ø8,3 мм;
■ – труба Ø22 мм; ▲ – труба Ø4 мм (электрообогрев); △ – труба Ø6 мм;
данные по кипению натрий-калиевого сплава в ТВС: × – одиночные ТВС (7 элементов, длина зоны энерговыделения 420 мм) [6]; + – параллельные ТВС (7 элементов, длина зоны энерговыделения 840 мм); ● – параллельные ТВС (одинаковая мощность);
▲ – параллельные ТВС (4 включенных имитатора в левой сборке и 7 в правой) [4]; данные по кипению натрия: ▲ – одиночная ТВС (7 элементов, длина зоны энерговыделения 600 мм) [7]; — – расчёт по формуле В. М. Боришанского [13]

Результаты проведенных экспериментальных исследований кипения жидких металлов в модельных ТВС в режиме естественной конвекции показывают:

 режим устойчивого пузырькового кипения в модельных ТВС отмечается лишь в ограниченной области тепловых потоков, его переход в режим неустойчивого пульсационного снарядного кипения определяется разными факторами;

 в сборке с низкой шероховатостью поверхности имитаторов твэлов развитие неустойчивого (снарядного) режима с резкими колебаниями расхода теплоносителя и перегрева стенки имитаторов может привести к кризису теплообмена, по существу отсутствует запас до кризиса;

 для имитаторов твэлов с промышленной шероховатостью поверхности, благодаря появлению на поверхности имитаторов пленки жидкости, наблюдается переход от неустойчивого снарядного к устойчивому дисперсно-кольцевому режиму;  границы перехода от пузырькового к снарядному, дисперсно-кольцевому и дисперсному режимам течения двухфазного потока жидкого металла в пучках твэлов аппроксимируются простыми зависимостями, картограмма режимов течения двухфазного потока жидких металлов существенно отличается от картограммы для воды;

 возникновение колебательного процесса при кипении теплоносителя в одной из параллельных ТВС приводит к противофазному колебательному процессу в другой ТВС, в дальнейшем колебания в различных контурах носят противофазный характер;

– гидродинамическое взаимодействие контуров с течением времени приводит к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них («резонанс» пульсаций расхода) и возможному «запиранию» или инверсии расхода теплоносителя в контурах, росту температуры теплоносителя и оболочки тепловыделяющих элементов (эффект межканальной неустойчивости) и в конечном итоге к возникновению кризиса теплообмена;

– коэффициенты теплоотдачи имитаторов твэлов при кипении жидкого металла в моделях ТВС в одиночных контурах и при их параллельной работе согласуются между собой и находятся в том же диапазоне, что и данные по теплоотдаче при кипении жидких металлов в трубах и в большом объеме;

 успешно проведены пилотные экспериментальные исследования нового технического решения («натриевая полость» межу активной зоной и верхним торцевым экраном).

Модифицированный расчетный код SABENA-3D позволяет моделировать процесс теплообмена и устойчивость циркуляции теплоносителя при кипении жидкого металла как в одиночных TBC, так и в системе параллельных TBC в контуре с естественной циркуляцией.

#### Список литературы

- 1. Ашурко Ю.М., Андреева К.А., Бурьевский И.В., Волков А.В., Елисеев В.А., Егоров А.В., Кузнецов И.А., Коробейникова Л.В., Матвеев В.И., Соломонова Н.В., Хомяков Ю.С., Царапкина А.Н. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2014. — № 3 — С. 5–13.
- Ашурко Ю.М., Волков А.В., Раскач К.Ф., Соломонова Н.В. Влияние нейтроннофизической модели на расчет тяжелой аварии с кипением натрия в быстром реакторе // Атомная энергия. — 2017. — Т. 122. — Вып. 4. — С. 183–189.
- Sorokin G.A., Sorokin A.P. Experimental and Numerical Investigations of Liquid Metal Boiling in Fuel Subassemblies under Natural Circulation Conditions // The Progress in Nuclear Energy Journal / Special Issue: Innovative Nuclear Energy System for Sustainable Development of the World. Proceeding of the First COE-INES International Symposium, INES-1, October 31 — November 4, 2004. Tokyo, Japan. — 2005. — Vol. 47. — No 1–4. — Pp. 656–663.

- Kaizer A., Huber F. Sodium Boiling Experimental a Low Power under Natural Convection // Nuclear Engineering and Design. — 1987. — Vol. 100. — No 3. — Pp. 367–376.
- 5. Yamaguchi K. Flow Pattern and Dryout under Sodium Boiling Conditions // Nuclear Engineering and Design. 1987. Vol. 9. Pp. 247–263.
- Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov Eu.F., Bogoslovskaya G.P., Kolesnik V.P., Martsinyuk S.S., Sorokin G.A., Rymkevich K.S. An Investigation of the Heat Transfer and Stability of Liquid-Metal Coolant Boiling in a Natural Circulation Circuit // Thermal Engineering. — 2003. — Vol. 50. — No 3. — Pp. 194–201.
- Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Sorokin G.A., Bogoslovskaia G.P., Ivanov V.V., Volkov A.D., Sorokin G.A., Zueva I.R., Fedosova M.A. Heat Transfer under Natural Convection of Liquid Metal during Its Boiling in a System of Channels // Thermal Engineering. — 2007. — Vol. 54. — No 3. — Pp. 214–222.
- Сорокин Г.А., Ниноката Х, Эндо Х., Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Богословская Г.П., Иванов В.В., Волков А.Д., Зуева И.Р. Экспериментальное и расчетное моделирование теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющих сборок в режиме естественной конвекции // Ядерная энергетика. — 2005. — № 4. — С. 92–106.
- Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov Eu.F. Numerical Study of Liquid Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation // Journal of Nuclear Science and Technology. — 2006. — Vol. 43. — No 6. — Pp. 623–634.
- Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Иванов Е.Ф. Теплообмен при кипении жидкометаллических теплоносителей в ТВС быстрых реакторов в аварийных режимах // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2018. № 3. С. 176–194. https://vant.ippe.ru/year2018/3/thermal-physics-hydrodynamics/1548-17.html, https://vant.ippe.ru/en/year2018/3/thermal-physics-hydrodynamics/1527-17.html (английская версия).
- Теплофизическая стендовая база атомной энергетики России и Казахстана / Першуков В.А., Архангельский Н.В., Кононов О.Е., Сорокин А.П. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ». — 2016. — 160 с.
- Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Иванов Е.Ф. Особенности теплообмена при кипении жидкого металла в аварийных режимах в ТВС быстрых реакторов // Атомная энергия. — 2019. — Т. 126. — Вып. 2. — С. 69–76.
- 13. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. М.: Атомиздат, 1976.
- Зейгарник Ю.А., Литвинов В.Д. Кипение щелочных металлов в каналах. М.: Наука. — 1983.

### Опыт ФЭИ в области разработки и применения тепловых труб

Ю.В. Аксенов, Т.Н. Верещагина, Н.И. Логинов, А.С. Михеев

Тепловая труба является автономным теплопередающим устройством, в котором перенос тепла осуществляется за счет процессов испарения и конденсации теплоносителя в виде скрытой теплоты парообразования. Циркуляция теплоносителя в тепловой трубе осуществляется за счёт силы тяжести и капиллярных сил в порах капиллярно-пористой структуры, т. е. естественным путём, без применения насосов. Это одно из главных преимуществ тепловых труб перед другими системами и устройствами для передачи тепла, которое позволяет создавать, например, пассивные системы аварийного охлаждения различного оборудования.

Другое важное преимущество тепловой трубы состоит в том, что перенос тепла происходит в условиях, близких к изотермическим. Теоретически тепло может передаваться при сколь угодно малой разности температур между источником и потребителем тепла. Это позволяет создавать устройства, свободные от термомеханических напряжений.

Так называемые газонаполненные тепловые трубы способны поддерживать постоянную температуру теплопередающего устройства при изменении мощности источника или потребителя тепла и, наоборот, поддерживать постоянной передаваемую мощность при изменении их температуры.

Ещё одним полезным свойством тепловых труб является их способность трансформировать тепловой поток, т. е. концентрировать его или рассеивать.

Благодаря тому, что тепловая труба работает на естественных принципах, ее использование привлекательно в ядерной технологии для создания пассивных систем безопасности. Одной из них является система аварийного отвода тепла при несанкционированном повышении мощности и температуры, а также отвод остаточного тепловыделения к конечному поглотителю (обычно к воздуху), когда активные системы не могут быть задействованы, например при полном отсутствии электроэнергии.

Тепловые трубы могут быть созданы для работы при практически любой температуре. Их рабочий диапазон определяется используемыми конструкционными материалами и теплоносителями. В таблице 1 приведены ориентировочные данные о температурных диапазонах применения различных теплоносителей, взятые из [1]. Данные разбиты на пять групп: криогенные тепловые трубы (КТТ), низкотемпературные (НТТ), среднетемпературные (СТТ), высокотемпературные (ВТТ) и тугоплавкие высокотемпературные (ТВТТ). Таблица охватывает диапазон температур от –205 °C до +2400 °C.

Фундаментальные и прикладные исследования в области тепловых труб начались в ГНЦ РФ – ФЭИ в 1968 году, в лаборатории М. Н. Ивановского, и были направлены главным образом на изучение и разработку тепловых труб с жидкометаллическими теплоносителями, т.е. на ВТТ и ТВТТ. В 1970 году

опубликована первая журнальная статья [2] об исследовании тепломассопереноса в натриевой тепловой трубе. В 1978 году вышла в свет монография [3] «Физические основы тепловых труб», а в 1980 — «Технологические основы тепловых труб» [1]. В 1996 г. опубликован аналитический обзор по вопросам гидродинамики и теплообмена в испарительно-конденсационных системах передачи тепла [4].

#### Таблица 1.

Теплоноситель	Температура, °С		Теплоноситель	Температура, °С	
	нижняя	верхняя		нижняя	верхняя
KTT			СТТ		
Гелий	_	_	Даутерм-А	150	320
Кислород	—	—	Ртуть	200	500
Азот	-205	-170	Cepa	200	600
Метан	-180	-120	BTT		
Этан	-150	-30	Цезий	350	700
Фреон-13	-120	-20	Калий	400	800
Фреон-23	-120	-20	Натрий	600	1000
Фреон-22	-90	40	TBTT		
	HTT		Литий	1000	1700
Аммиак	-60	60	Кальций	1100	1800
Фреон-21	-50	90	Барий	1200	1650
Ацетон	-20	100	Свинец	1350	1900
Этанол	20	120	Индий	1500	2100
Гептан	30	160	Серебро	1600	2400
Вода	40	180			

### Температурный диапазон тепловых труб

#### Изотермический подвод тепла к двигателям Стирлинга

Практические разработки жидкометаллических тепловых труб в ГНЦ РФ – ФЭИ начались в лаборатории технологии высокотемпературных жидкометаллических теплоносителей и тепловых труб в 1979 году с целью создания универсальной системы подвода тепла к двигателю Стирлинга от различных источников: твёрдого, жидкого и газообразного топлива, ядерного реактора, солнца.

Совместно с Центральным научно-исследовательским дизельным институтом (ЦНИДИ, Ленинград) была разработана система, содержащая испаритель натрия, снабжённый капиллярно-пористой структурой (КПС) и паропроводом для подачи пара натрия к газонагревательной головке двигателя Стирлинга привода электрогенератора. Принципиальная схема системы подвода тепла, поясняющая принцип её работы, в частности при использовании твёрдого топлива, показана на рисунке 1.

Первоначальный вариант Стирлинг-генератора разработки ЦНИДИ, обогреваемого продуктами сгорания дизельного топлива, имел коэффициент полезного действия (кпд) 17%, а ресурс работы составлял всего несколько суток. Низкий кпд обусловлен тем, что температура рабочего тела, гелия, была ниже 500 °С, малый ресурс тем, что температура пламени достигала 1500 °С и более, а нагрев трубок с циркулирующим в них гелием был крайне неравномерным. Поэтому трубки очень быстро сгорали.

Разработанный в ФЭИ испаритель натрия воспринимал этот неравномерный нагрев, но его температура была равномерной и не превышала 650 °C, что обеспечивало длительный ресурс Стирлинг-генератора, исчисляемый тысячами ча-



*Рис.* 1. Принципиальная схема системы подвода тепла к двигателю Стирлинга, работающей на принципе тепловой трубы

сов. Температура пара натрия была около 600 °C. Пар конденсировался на трубках головки двигателя и равномерно нагревал каждую из них и все вместе до одной и той же температуры, а конденсат натрия самотёком возвращался в испаритель. Температура гелия составляла около 570 °C, кпд Стирлинг-генератора увеличился до 26%. Этот результат положил начало целому циклу работ.

В течение 1980–1990 годов были разработаны, изготовлены, испытаны и переданы заказчику различные теплообменники, работающие на принципе тепловых труб, в составе шести Стирлинг-генераторов с электрической мощностью от 1,5 до 6 кВт. При этом использовались различные источники тепла: органическое топливо, имитаторы солнечной энергии и имитаторы нагрева теплом ядерного реактора. Агрегат мощностью 6 кВт имеет кпд 28–32 % при давлении гелия 4 МПа и температуре 650–680 °С. Источник тепла — газообразное топливо. Электроагрегат мощностью 2,5 кВт, переменного тока напряжением 220 В предназначен для работы с солнечным концентратором, имеет кпд около 20 % при давлении гелия 2 МПа и температуре 650 °С. Агрегат передан заказчику (НПО «Астрофизика»). Результаты этих работ обобщены в [5] и докладывались на международных конференциях [6, 7].

Более того, в ГНЦ РФ – ФЭИ были разработаны и собственные конструкции двигателей Стирлинга. Это Стирлинг-генератор с электрической мощностью 1,5 кВт с кривошипно-шатунным механизмом и свободнопоршневой Стирлинггенератор мощностью до 25 кВт, обогреваемые солнечным теплом. Однако последний агрегат не был доведён до стадии испытаний. На рис. 2 представлена нагревательная головка указанного выше агрегата мощностью 6 кВт, снабжённая универсальной системой подвода тепла.

Два диаметрально противоположных патрубка соединенные с кольцевой камерой, расположенной вокруг U-образных трубок нагревательной головки двигателя, служат для входа и выхода продуктов сгорания топлива. Наружная


*Рис.* 2. Универсальная система подвода тепла к двигателю Стирлинга

поверхность кольцевой камеры снабжена капиллярно-пористой структурой, изготовленной из нескольких слоёв нержавеющей поверхности сетки. Сетка прижата К кольцевой перфорированными камеры обечайками. Капиллярно-пористая структура заполнена натрием, по технологии заполнения тепловых труб. При нагреве кольцевой камеры продуктами сгорания топлива натрий испаряется из капиллярной структуры, конденсируется на U-образных трубках и нагревает циркулирующий внутри них гелий — рабочее тело двигателя Стирлинга. Третий патрубок служит для прямого нагрева U-образных трубок паром натрия из внешнего парогенератора. Таким образом имитируется возможность подвода тепла ядерного реактора.

С октября 1991 года в ГНЦ РФ – ФЭИ проводилась научно-исследовательская работа «Исследование возможности создания многотопливных электроагрегатов на базе двигателя Стирлинга» по заказу министерства обороны. Целями НИР были:

1. Обоснование основных технических решений по созданию унифицированной серии линейных электроагрегатов на базе свободнопоршневых двигателей Стирлинга, обеспечивающих многотопливность и длительную непрерывную работу.

2. Подтверждение принципиальной возможности получения требуемых характеристик на макетном образце.

3. Разработка рекомендаций по структуре мощностного ряда линейных электроагрегатов и разработка ТЗ на ОКР.

Макетный образец должен был иметь электрическую мощность в пределах мощностного ряда 0,5; 1; 2; 4; 8 кВт, моторесурс 10000 часов, время безотказной работы 2000 часов.

В результате этой НИР выполнены расчётно-теоретические исследования, разработана рабочая документация для изготовления макетного образца шестицилиндрового свободнопоршневого двигателя Стирлинга, изготовлены все узлы и полностью смонтирован макетный образец, включая трёхфазный электрогенератор, изготовленный в ОКБ «Горизонт». Но 1 ноября 1993 года работа была прекращена из-за отсутствия финансирования. Разработанные и изготовленные две горелки, входящие в состав этого макетного образца, были испытаны отдельно на дизельном топливе. Созданный макетный образец в целом показан на рис. 3. В настоящее время он находится в ГНЦ РФ – ФЭИ.



*Рис. 3.* Макетный образец шестицилиндрового свободнопоршневого двигателя Стирлинга с трёхфазным линейным электрогенератором

## Передача тепла в установках с термоэмиссионными преобразователями

В это же время в ГНЦ РФ – ФЭИ выполнялись исследования и разработки жидкометаллических тепловых труб для термоэмиссионных преобразователей тепловой энергии в электрическую. Совместными усилиями нескольких лабораторий выполнялись работы для голландской фирмы Energy Conversion Systems B.V. с целью децентрализованного электроснабжения жилых домов за счёт сжигания бытового газа и использования термоэмиссионных преобразователей. Были разработаны и испытаны горелки для беспламенного сжигания газа и термоэмиссионные преобразователи, в которых аноды охлаждались передачей тепла натриевой или калиевой тепловой трубой на радиатор. При этом одновременно обеспечивалась изотермичность анода и межэлектродного зазора преобразователя. Кроме того, в конструкции применялся генератор паров цезия также в виде тепловой трубы. Результаты этих работ докладывались на международной конференции [8].

Совместно с Институтом атомной энергии им. И. В. Курчатова (сегодня НИЦ «Курчатовский институт») была проработана в расчётно-теоретическом плане концепция гибридной установки термоэмиссионного преобразователя со Стирлинг–генератором. Привлекательность этой концепции заключается в том, что неиспользованное в термоэмиссионном преобразователе тепло отводится с анода при температуре около 600 °С и его можно передать на двигатель Стирлинга посредством тепловой трубы с минимальной потерей температурного потенциала. Расчёты проводились применительно к космической установке ТОПАЗ-2. Было показано, что такая гибридная установка возможна, однако она имеет недостаток: тепло с двигателя Стирлинга сбрасывается при довольно низкой температуре. Это требует увеличения размеров холодильника-излучателя, если говорить об использовании такой установки в космосе. В наземных условиях этот недостаток отсутствует. Эта работа также была доложена на международной конференции [8], но дальнейшие разработки не проводились.

Другая разработка с применением тепловых труб в космической энергоустановке была выполнена совместно с РКК «Энергия». Это установка «Эльбрус», в которой предлагалось использовать высокотемпературные тепловые трубы для выноса тепла из активной зоны реактора и передачи его на термоэмиссионные преобразователи. Преобразование тепловой энергии за пределами активной зоны должно существенно увеличить ресурс работы преобразователей. Концептуальная схема установки «Эльбрус» с указанием основных параметров приведена на рисунке 4 [9].

Идея термоэмиссионного преобразования энергии за пределами активной зоны рассматривается специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ и в настоящее время. В 2002 году получен патент на изобретение [10] «Термоэмиссионный электрогенерирующий модуль для активной зоны ядерного реактора с вынесенной термоэмиссионной системой преобразования тепловой энергии в электрическую». Сущность изобретения состоит в том, что используется кольцевой твэл, внутри которого располагается зона испарения высокотемпературной литиевой тепловой трубы. Зона конденсации тепловой трубы находится за пределами активной зоны реактора и передаёт тепло эмиттеру термоэмиссионного преобразователя, или сама является эмиттером. Конструкционный материал тепловой трубы — молибден, рабочая температура — до 1600 К.

Одна из особенностей этой разработки состоит в том, что тепло от твэла может передаваться в две стороны по 50 % мощности. Вторая особенность — тепловая труба выполняется газорегулируемой. Это позволяет «перекрыть» передачу тепла в одну из сторон и держать её в подогретом состоянии, не расходуя временной ресурс. И только в форсированном режиме работы установки включается полная мощность.

В обоснование этой разработки была изготовлена и испытана в течение одной недели при температуре до 1450 °С газорегулируемая молибден-литиевая







Рис. 5. Молибден-литиевая тепловая труба после испытаний

тепловая труба. Диаметр  $\emptyset$ 20×1, длина 800 мм, переносимая мощность составляла 1 кВт и ограничивалась не тепловой трубой, а источником тепла. Тепловая труба показана на рисунке 5.

Повышению эффективности и надежности космических ЯЭУ способствует использование тепловых труб в холодильнике-излучателе (ХИ), предназначен-

ном для сброса в космическое пространство непреобразованного тепла термодинамического цикла. ХИ на тепловых трубах имеют лучшие, по сравнению с традиционными ХИ, массогабаритные характеристики. По требованиям надежности здесь также заложен принцип резервирования для компенсации потери излучающей поверхности в результате метеоритного поражения тепловых труб. На рис. 6 представлена разработанная в ГНЦ РФ – ФЭИ тепловая труба ХИ, выполненная по мембранной технологии [9]. В качестве рабочего тела в ней использовался цезий. Максимальная рабочая температура — 600 °С. Удельная мощность тепловой трубы составляет: в корпусе из нержавеющей стали — 0,94 кВт/кг, в корпусе из титана — 1.79 кВт/кг.



*Рис. 6.* Мембранная цезиевая тепловая труба

#### Тепловые трубы для солнечной энергетики

Ещё одна разработка по использованию жидкометаллических тепловых труб была выполнена в рамках научно-технического сотрудничества с Институтом Солнца Академии наук Туркмении. Целью была разработка переносного источника электроэнергии, использующего энергию Солнца, для чабанов на удалённых пастбищах. Была разработана тепловая труба, воспринимающая тепло от лёгкого, складывающегося солнечного концентратора, собирающего 2,5–3 кВт тепла, и передающая его на два плоских термоэлектрических модуля (ТЭМ), изготовленных в НПО «Квант». В зоне конденсации, за термоэлектрическими модулями по потоку пара, располагался тепловой аккумулятор, который отдавал тепло ТЭМ в ночное время. Теплоносителем в тепловой трубе служил эвтектический сплав натрий-калий. Холодные спаи ТЭМ охлаждались с помощью алюминиевого радиатора [11]. Внешний вид разработанного устройства (без



Рис. 7. Солнечный термоэлектрический модуль с тепловой трубой

теплового аккумулятора) показан на рисунке 7. Устройство было испытано и выдавало 80 Вт электроэнергии при напряжении 12 В.

С солнечной энергетикой связана ещё одна разработка тепловых труб, выполненная в ГНЦ РФ – ФЭИ в 2000–2002 гг. В лабораториях Санди (США), разрабатывалась небольшая наземная солнечная энергоустановка. Солнечный приёмник, принимающий тепло от концентратора солнечного излучения, был выполнен в виде сегмента вогнутой сферической поверхности с телесным углом 120 градусов. Этот сегмент был заключён в полусферу так, что образовывалась серповидная в разрезе герметичная камера. На внутренней поверхности этой камеры располагалась капиллярно-пористая структура, выполненная из металлического войлока. Камера соединялась трубопроводом с нагревательной головкой двигателя Стирлинга. В итоге получалась тепловая труба, у которой зона испарения была в виде солнечного приёмника, а головка Стирлинга являлась зоной конденсации. Теплоносителем этой тепловой трубы был натрий. Расчётная рабочая температура должна быть 715 °С. Конструкционный материал корпуса — железоникелевый сплав, материал капиллярной структуры — нержавеющая сталь. Специалисты Санди изготовили и испытали несколько таких солнечных приёмников. Оказалось, что только один из них проработал 1000 часов, а время работы других составляло всего десятки и даже единицы часов.

После этого они обратились к профессору М. Н. Ивановскому с письмом, в котором содержалось одиннадцать вопросов по технологии высокотемпературных тепловых труб. Американской стороне было предложено предоставить Физико-энергетическому институту экспериментальные данные Санди для анализа и понимания существа проблемы. Так был заключён (и успешно выполнен) первый контракт. Далее был заключён второй контракт, по которому ФЭИ должен продемонстрировать свою технологию, не раскрывая её. Для этого в Санди изготовили 4 небольших тепловых трубы по своей технологии и из своих материалов. Две из них были заполнены натрием в США, две других — в ФЭИ. Все трубы были поставлены на испытания в лабораториях Санди. Американские трубы вышли из строя довольно быстро, трубы ФЭИ проработали безотказно 3000 часов, после чего специалисты Санди выразили желание купить технологию. Сделка не состоялась из-за проблем межгосударственных отношений. По косвенной информации стало известно, что трубы, заполненные в ФЭИ, проработали 10000 часов. Технология ФЭИ была защищена патентом [12].

# Экспериментальные исследования крупногабаритных тепловых труб

Для доказательства возможности создания крупногабаритных систем теплопереноса на базе тепловых труб для реакторных технологий (химической и ядерной) была создана экспериментальная модель натриевой тепловой трубы высотой 10 м (~100 диаметров), с корпусом из нержавеющей стали 12X18H10T [13, 14]. Модель испытана на стенде с электрообогревом и контролируемым сбросом тепла (методом калориметрии) при температуре до 600 °C. Схематическое изображение модели с фотографией общего вида приведено на рисунке 8. Длина зоны подвода тепла составляет 1,006 м, зоны отвода тепла — 8,04 м. В зоне подвода тепла установлен фитиль из нескольких слоев нержавеющей сетки. Внутри тепловой трубы вдоль оси размещены две гильзы, в которых расположены термопары.

Для отвода тепла используется 8 водяных холодильников, установленных с радиальным зазором 3,5 мм от корпуса тепловой трубы. В зазоре между тепловой трубой и сборкой холодильников может находиться вакуум или газ. Давление контролируется мановакууметром и термопарной вакуумной лампой. Тепло подводится к тепловой трубе тепловым излучением в электрической печи с карбид-кремниевыми нагревательными элементами.

При испытаниях измеряли расход и температуру охлаждающей воды, распределение температуры вдоль тепловой трубы, температуру воздуха в помещении и давление газа в зазоре между холодильниками и тепловой трубой, напряжение и электрический ток через нагреватели.

Мощность, переносимая тепловой трубой, определялась калориметрическим методом по массовому расходу и подогреву воды. Неисключённая систематическая погрешность измерения мощности составила 1,3% (при доверительной вероятности 0,95). Сигналы термопар выводились на компьютерную измерительную систему.

В результате экспериментальных исследований получены поля температуры и характеристики теплопередачи, а также изучено поведение модели в пусковых и переходных режимах при изменении условий подвода или отвода тепла [14].

На рисунке 9 показаны изменения температуры вдоль тепловой трубы в процессе запуска из состояния с замороженным натрием. Видно, что паровой фронт достиг термопары Т9 (рис. 8), расположенной на высоте 9 метров, через 5000 секунд после включения обогрева. Стабилизация температуры наступила через 10000 секунд, за исключением температуры в газовой полости в самом конце тепловой трубы (термопара T10, рис. 8), которая стабилизировалась лишь через 14780 с (4,11 ч). С уменьшением подводимой мощности время запуска тепловой трубы увеличивается, а с повышением мощности уменьшается.



Рис. 8. Схема экспериментальной модели и ее внешний вид



*Рис.* 9. Изменение во времени температуры тепловой трубы в процессе запуска (теплоперенос в установившемся состоянии — 15,64 кВт)

На рисунке 10 приведено распределение температуры вдоль тепловой трубы в установившихся режимах работы на различной мощности. Видно, что при температуре тепловой трубы выше 450 °C перепад температуры по высоте в зоне отвода тепла не превышает 5 °C на всех уровнях мощности.



*Рис. 10.* Распределение температуры по длине тепловой трубы в установившемся режиме (в зазоре — вакуум)

Проведенные экспериментальные исследования теплопередающих характеристик модели подтвердили возможность создания крупногабаритных тепловых труб для реакторных технологий. В частности, можно создавать тепловые трубы больших размеров для передачи тепла от источника (инфракрасной горелки) к рабочей среде химического реактора для осуществления эндотермических реакций.

## Обеспечение условия изотермичности при производстве углеводородов

Благодаря свойству тепловых труб работать в режиме, близком к изотермическому, и трансформировать тепловой поток, их можно использовать в инновационных химических технологиях. Большой интерес представляют газофазные каталитические процессы с изотермическими условиями для катализатора и близкими к изобарическим — для обрабатываемой среды. При этом достигается максимальная эффективность процесса конверсии углеводородов. Синтез большинства ценных углеводородов производят при температурах не более 600 °C. Высокооктановый бензин из метанола или синтез газа получают при температуре 300– 450 °C, при этом синтез протекает с выделением тепла, которое нужно отводить.

Конверсия углеводородного сырья производится в каталитических конверторах, где происходят химические реакции с выделением или поглощением тепла.

Подвод или отвод тепла осуществляется прокачкой теплоносителя (как правило — газообразного) через реакционную зону. При этом теплоноситель либо охлаждается, либо нагревается в зоне реакции, и температура в этой зоне не одинакова по ходу реагентов. Наиболее благоприятные условия для реакций — изобарно-изотермические, т. е. при постоянном давлении и постоянной температуре во всём объёме реакционной зоны конвертора. Чтобы разность температуры на входе и выходе конвертора была небольшой, требуется большой расход теплоносителя, превышающий на порядок величины расход реагентов. Это приводит к резкому увеличению габаритов конвертора и к затрате значительной мощности на прокачку теплоносителя. Тем не менее разность температур остаётся существенной, и объем зоны с пониженной температурой используется неэффективно.

В 1998 году ООО «САПРНЕФТЕХИМ» и ФЭИ изготовили первую модель изотермического конвертора, термостатированную тепловой трубой мощностью 2 кВт. Испытания показали, что выход продукта увеличился на 30% по сравнению с традиционным конвертором. Исследования, проведенные в ОИВТ РАН на изготовленных в ФЭИ лабораторных моделях изотермических конверторов, продемонстрировали степень конверсии сырья на 30–50% больше, чем для адиабатических конверторов.

Дальнейшие исследования показали, что внутренне пространство реактора может быть собрано из отдельных тепловых панелей, работающих на принципе тепловой трубы. Вертикальный разрез одной из конструкций тепловых панелей показан на рисунке 11.

Здесь горизонтальные перегородки служат для равномерного распределения жидкого теплоносителя по стенкам панели. Пар теплоносителя отводится по круглой трубе к водяному холодильнику и конденсируется. Конденсат возвращается на верхнюю перегородку панели. Тип используемого рабочего вещества тепловой панели зависит от температуры процесса каталитического риформинга. Большинство процессов укладывается в диапазон температуры 200–450 °C. В качестве теплоносителей могут использоваться: цезий, калий, н-додекан, сера, толуол и др. [15]. Для защиты от проникновения водорода на внешней поверхности панели наносится защитное покрытие.

По заказу германской фирмы САС, совместно с ООО «САПРНЕФТЕХИМ», в ФЭИ были разработаны и изготовлены пять изотермических конверторов для производства метанола и бензина с указанными выше тепловыми панелями. Каждый конвертор содержал 24 тепловые панели. В конверторах, в пространстве между тепловыми панелями, происходили реакции с выделением тепла, которое отводилось ими из зоны реакции в охлаждаемую водой верхнюю часть конверторов. Конверторы были поставлены в Германию и успешно использовались в учебных целях, для демонстрации и для опытного производства. Устройство одного их конверторов схематически представлено на рисунках 12 и 13.

В тепловых панелях конверторов для производства метанола использовался органический теплоноситель — н-додекан ( $C_{12}H_{26}$ ). Температура катализатора в этих конверторах поддерживалась в диапазоне 230–260 °С. Неизотермичность составила 10 °С. В бензиновых конверторах, работавших при температуре 350–420 °С, в качестве теплоносителя использовалась сера как альтернатива более подходящему, но дорогому цезию. Неизотермичность зоны реакции составила 15 °С. При



*Рис. 11.* Изотермическая тепловая панель (в разрезе)

этой разработке и изготовлении технические решения, применяемые конструкционные материалы, технология сварки и др. соответствовали строгим стандартам Германии. Но технология термовакуумной обработки панелей, заполнения их теплоносителями и доводки до рабочего состояния были разработаны и выполнены в ГНЦ РФ – ФЭИ.

Для другого химического реактора, с эндотермической реакцией, был разработан и изготовлен комплект из тридцати крупногабаритных тепловых труб в форме «трезубца» [16]. Эти трубы должны подводить в зону реакции 2 МВт тепла от газовой печи и обеспечить изотермичность катализатора не хуже 15 градусов в объёме от 6 до 10 м<sup>3</sup> при температуре 570–600 °C. Зона нагрева тепловой трубы имеет диаметр 100 мм и длину 2 метра. Один метр занимает транспортная зона. Общая длина «трезубца» 9 метров. Рабочее тело — калий, капиллярная структура — пористый никель. Труба снабжена покрытием, предотвращающим диффузию водорода внутрь её, и устройством для сброса водорода, если какое-то количество его всё-таки проникнет в трубу. Мощность, передаваемая тепловой трубой, 70 кВт. Внешний вид «трезубцев» представлен на рисунке 14.



*Рис. 12.* Продольный разрез конвертора



Рис. 13. Поперечный разрез конвертора





Рис. 14. Крупногабаритная тепловая труба в форме «трезубца»

Использование изотермических тепловых панелей в нефтехимическом производстве дает следующие преимущества:

максимальную термодинамическую эффективность процесса конверсии;

 – благоприятные условия для работы катализатора (отсутствие тепловых ударов, образования сажи, разрушения катализатора);

– отсутствие обратных химических реакций.

# Термостатирование различных технологических процессов

В 1996 г., по заказу Института теплофизики УрО РАН, был разработан, изготовлен и испытан опытный образец вакуумируемой изотермической капсулы на основе высокотемпературной тепловой трубы. Изотермическая капсула является основным конструктивным элементом вакуумной электропечи, в которой производится спекание пористых материалов. Общий вид вакуумируемой изотермической капсулы представлен на рисунке 15. Она состоит из коаксиальной кольцевой тепловой трубы, водяного холодильника и разъемного фланцевого соединения, через которое осуществляется загрузка образцов. Рабочее положение изделия — горизонтальное. Водяной холодильник включен в конструкцию для удобства эксплуатации, чтобы в качестве уплотнения использовать обычную вакуумную резину. Общая длина капсулы, исключая патрубки, — 702 мм. Простой фитиль изготовлен из нержавеющей сетки саржевого плетения. Конструкционный материал корпуса изделия — сталь ЭИ-732. На рисунке 16 приведено распределение температуры внутри капсулы на разных уровнях температуры. За начало отсчета принята торцевая (дальняя от охлаждаемого фланца) часть капсулы. Измерения температуры проводились с помощью термопары кабельного типа с номинальной статической характеристикой хромель-алюмель.

Технические характеристики изотермической капсулы следующие:

- рабочее вещество натрий, рабочий диапазон температуры 700-850 °С,
- максимальное давление в тепловой трубе 100 кПа (абс.),
- рабочее давление внутри капсулы 1–10 Па,

 внутренний диаметр капсулы 40 мм, внешний диаметр по тепловой трубе 73 мм,



Рис. 15. Изотермическая капсула



Рис. 16. Распределение температуры вдоль изотермической капсулы

- длина изотермической зоны 450 мм,
- перепад температуры в изотермической зоне < 8 °C,</li>
- расход охлаждающей воды 10 л/мин.

Изотермическая капсула до сих пор эксплуатируется в Институте теплофизики УрО РАН. Средняя наработка в год составляет примерно 1000 часов.

В 2008 году по заказу ООО НПФ «СМІ Лаб» (Украина), был разработан, изготовлен и поставлен высокотемпературный термостат колодезного типа на базе тепловой трубы. Термостат используется для изотермического отжига кварцевой оснастки, применяемой при производстве полупроводниковых материалов. Внешний вид термостата показан на рисунке 17 (колодцы закрыты теплоизолирующими пробками).

Технические характеристики термостата:



*Рис. 17.* Высокотемпературный термостат колодезного типа – конструкционный материал — сталь 12Х18Н10Т,

– рабочая жидкость — калий,

– рабочая температура 450–600 °С (кратковременно до 650),

-радиальный и осевой градиент температуры в колодце (в зоне высотой 150 мм) 0,01 °С/см,

– диаметр колодца 80 мм, глубина колодца 363 мм,

– диаметр корпуса 270мм, высота — 577 мм,

- высота термостатирующей части 425 мм.

Подвод тепла к термостату осуществляется с боковой поверхности. Конструкция термостата допускает его вращение вокруг собственной оси с частотой до 1500 об/мин.

Испытания термостата производились в статических условиях. Нагрев осуществлялся с

боковой стороны электрическим нагревателем. Нижняя часть нагревателя начиналась на расстоянии 150 мм от нижнего края термостата. Мощность нагревателя при напряжении 220 В составляла 5,8 кВт. Термостат был установлен на мат из теплоизоляции марки «Суперсил» толщиной 20 мм. Боковая поверхность и верхняя часть также были покрыты одним слоем теплоизоляции из этого материала. Регулирование мощности нагревателя осуществлялось терморегулятором марки «Термодат», в котором реализован метод ПИД-регулирования. Погрешность поддержания температуры во времени — не более 0.1 °C.



*Рис. 18.* Расположение каналов измерения в колодце

Измерения проводились в колодце № 2. На дно колодца была помещена медная втулка с отверстиями. Измерения проводились в каналах № 0–7, как показано на рисунке 18. Погрешность измерения температуры составила 0,25 °C. Результаты измерения представлены на рисунке 19. Начало отсчета — дно колодца.

По заказу АО «МЕТРОПИР» (г. С.-Петербург) в 2008 г. была произведена разработка, изготовление и поставка высокотемпературного термостата для метрологических целей — модели абсолютно черного тела (АЧТ) [17]. Термостат предназначен для градуировки выпускаемых компанией пирометров. Внешний вид одного из вариантов термостата показан на рисунке 20. Технические характеристики термостата — модели АЧТ:

- рабочий диапазон температуры 450-800 °C,
- рабочая жидкость натрий,



Рис. 19. Результаты измерения поля температуры



Рис. 20. Метрологический термостат (модель АЧТ)

градиент температуры на поверхности (в середине изделия на длине 0,2 м)
 — 0,01 °C/см,

- длина изделия 550 мм,
- внутренний диаметр 71 мм,
- материал сталь ЭИ-732,
- масса 7,6 кг.

В ГНЦ РФ – ФЭИ были также разработаны изотермические прессформы для производства высококачественных изделий из стекла. Производство изделий из стекла методом прессования широко распространено, так как этот процесс является наиболее производительным. Однако его применение ограничено несколькими обстоятельствами. При производстве изделий с заданными светотехническими характеристиками (светорассеиватели навигационных огней автомобилей, воздушных и морских судов; оптические линзы и отражатели; экраны телевизионных кинескопов), а также художественных изделий из хрусталя брак достигал 90%. Существует три основных вида брака, связанных с прессформой: образование окалины в наиболее горячей части матрицы и пуансона, «посечка» (образование трещин в наиболее холодном месте прессформы) и «кованность» (волнистость поверхности изделия).

Все три вида брака можно уменьшить или устранить полностью, если обеспечить одинаковую температуру по всей рабочей поверхности матрицы и пуансона во время прессования, т. е. от момента падения капли расплава в матрицу до удаления изделия из прессформы. Опыт создания изотермических прессформ [18] показал, что применение принципа тепловой трубы позволяет:

 выровнять температуру рабочей поверхности прессформы и тем самым улучшить качество изделий (превосходная поверхность и оптические свойства);

снизить процент брака и уменьшить материалоемкость изделий;

 интенсифицировать охлаждение прессформы и, следовательно, увеличить производительность процесса прессования;

- надежно контролировать температуру прессформы в процессе формования.

В качестве примера на рисунке 21 показан комплект прессформ (матрица и пуансон), работающих на принципе тепловой трубы, для формования кастрюльки из термостойкого стекла. Комплект разработан по заказу НПО «Технология»



*Рис. 21.* Изотермическая прессформа и готовые изделия: 1 – матрица, 2 – пуансон, 3 – капиллярно-пористая структура, 4 – выталкиватель

(г. Обнинск). Аналогичные прессформы были сделаны и для производства крышек-тарелок для этих кастрюлек. Эта разработка была защищена патентом [19].

Использовавшиеся ранее неизотермические чугунные прессформы для производства этих изделий не позволяли получать толщину стенок меньше 3 мм и, кроме того, страдали указанными выше недостатками. Использование изотермических прессформ позволило уменьшить толщину стенок этих изделий до 2–2,5 мм, что увеличивает термостойкость посуды и экономит некоторое количество исходного материала. С использованием изотермических прессформ в НПО «Технология» было произведено и успешно распродано большое количество таких кастрюлек с крышками-тарелками для микроволновых печей.

# Тепловые трубы для ядерной энергетики

Применительно к ядерным энергетическим установкам в ФЭИ выполнены, кроме отмеченных выше, следующие разработки.

В 1988–97 гг. в ГНЦ РФ – ФЭИ выполнена разработка технического проекта экспериментальной реакторной установки, активная зона и внутрикорпусные элементы которой охлаждались испаряющимся натрием. Второй контур отводил тепло также испаряющимся жидким металлом — эвтектическим сплавом натрийкалий. В третьем контуре использовался газ — рабочее тело газовой турбины или двигателя Стирлинга.

Выполнено расчётное обоснование конструкции реакторной установки с тепловой мощностью 1,2 МВт. Проведены многочисленные теплогидравлические эксперименты на одиночных тепловыделяющих элементах, трёхстержневых и семистержневых тепловыделяющих сборках с электрическим обогревом, подтверждающие расчётные характеристики элементов активной зоны. Испытаны в реакторных условиях две модели тепловыделяющих элементов с нитридным топливом, охлаждаемых испаряющимся натрием. Создана и испытана трёхконтурная секторная модель, имитирующая 1/6 часть активной зоны, содержащая 72 имитатора твэл, имитаторы поглощающих стержней, отражателя, внутрикорпусной защиты и корпус реактора натуральной величины. Внешний диаметр нижней части корпуса равен 1000 мм. За пределами корпуса располагался межконтурный теплообменник со сплавом натрий-калий и теплообменник третьего (газового) контура. Установку предполагалось выполнить в виде моноблока, схематически представленного на рисунке 22.

Оболочки стержневых тепловыделяющих элементов снабжены капиллярнопористой структурой, выполненной из нержавеющей сетки в виде составного фитиля. Верхние и нижние хвостовики тепловыделяющих элементов также снабжены составным фитилём и входят, соответственно, в верхний и в нижний капиллярные коллекторы натрия. Натрий, испаряющийся при работе реактора, выходит из активной зоны в радиальном направлении, вверх и вниз, и проходит по щелям между блоками радиационной защиты в теплообменник первого-второго контуров. Конденсат натрия возвращается в верхний капиллярный коллектор по каналам, снабжённым фитилями. Образующийся в теплообменнике пар сплава натрий-калий конденсируется на трубках теплообменника второго-третьего контуров и отдаёт тепло теплоносителю третьего контура. Газообразный теплоноситель третьего контура является (по замыслу) рабочим телом двигателя Стирлинга, который в данном проекте не разрабатывался.

Активная зона реакторной установки должна была содержать 360 твэл. Расчётная мощность одного элемента составляла 3,33 кВт. При этом удельный тепловой поток с поверхности оболочки твэл равнялся 25 Вт/см<sup>2</sup>. Рабочая темпера-



Рис. 22. Схематический вид установки

тура элементов активной зоны в проекте была принята 650–680 °С. Были проведены испытания одиночных имитаторов твэлов, трёхстержневых и семистержневых сборок имитаторов с подводом жидкого натрия из верхнего и нижнего коллекторов одновременно, а также при подводе от каждого коллектора отдельно. Каждая сборка имитаторов представляла собой трёхконтурную систему передачи тепла. Натрий испаряющийся в первом контуре, передавал тепло второму контуру с испаряющимся сплавом натрий-калий, который, в свою очередь, отдавал тепло через газовый зазор воде, циркулирующей в третьем контуре. Измерялась температура оболочек имитаторов твэл, жидкого натрия, жидкого сплава натрий калий, их паров, в различных местах экспериментальных участков.

Было установлено, что капиллярная структура имитаторов твэла обеспечивает отвод тепла от 3 до 4 кВт в рабочем диапазоне температуры, т. е. удовлетворяет требованиям проекта. Межконтурный теплообменник также успешно справлялся с данной тепловой нагрузкой. Неизотермичность в первом и во втором контурах составляла около 10 градусов, а перепад температуры между натрием и сплавом натрий-калий не превышал 15 градусов. Таким образом, возможность реализации разрабатываемой установки была доказана.

Для комплексной проверки всех технических решений и для демонстрации эксплуатационных характеристик проектируемой реакторной установки была разработана и изготовлена секторная модель, представляющая собой 1/6 часть активной зоны. Модель содержала 72 имитатора тепловыделяющих элементов, один из шести межконтурных теплообменников натрий — натрий-калий и один из шести теплообменников натрий-калий — газ.

На рисунке 23 представлена фотография «активной зоны» секторной модели, а на рисунке 24 — конструктивная схема секторной модели.

К сожалению, испытания секторной модели в полном объёме выполнить не удалось. При транспортировке её к месту испытаний один жгут, содержащий 20 термопар, заделанных под капиллярную структуру имитаторов твэл, зацепился за препятствие и был выдернут. Как выяснилось при испытаниях, капиллярная структура этих имитаторов была повреждена. В результате удалось провести только частичные испытания. При номинальной рабочей температуре (600–700 °C) удалось получить только 12–15 % номинальной мощности. При дальнейшем увеличении мощности нагревателей происходило осушение поврежденной капиллярной структуры и перегорание нагревателей.

Тем не менее был получен весьма существенный практический опыт изготовления таких технически сложных устройств, их предварительной термовакуумной подготовки, заполнения жидкометаллическими теплоносителями и контроля примесей в них. В частности, был впервые опробован и отработан метод разбавления при титровании проб натрия (и сплава натрий-калий), показавший, что кислород существует в натрии не только в виде простого оксида Na<sub>2</sub>O, но и в виде сложных оксидов типа NaCrO<sub>2</sub>. Опыт этой разработки был впервые кратко представлен только в 2017 году на конференции МАГАТЭ FR-17 [20].

Одной из ключевых систем, обеспечивающих безопасную работу ядерного реактора, является система аварийного расхолаживания (САРХ). В проектах пер-



 имитаторы твэл,
 пучки термопарных проводов,
 патрубки для выхода пара натрия из «активной зоны» секторной модели,
 имитатор отражателя нейтронов,
 имитатор блоков радиационной защиты





1 – имитаторы твэл, 2 – имитатор СУЗ, 3 – имитатор отражателя нейтронов, 4 – имитаторы радиационной защиты, 5 – нижний капиллярный коллектор, 6 – верхний капиллярный коллектор, 7 – имитаторы верхней радиационной защиты, 8 – теплообменник натрий – натрий-калий, 9-теплообменник натрий-калий – газ, 10 – трубопровод жидкого сплава натрий-калий, 11 - пар сплава натрийкалий. 12 – теплоноситель третьего контура (газ)

*Рис. 24.* Конструктивная схема секторной модели

спективных быстрых реакторов эти системы стремятся сделать максимально пассивными, используя естественную циркуляцию теплоносителя. Такая система состоит из аварийного теплообменника (АТО), расположенного в баке реактора, воздушного теплообменника (ВТО), расположенного за пределами реакторного зала значительно выше АТО, в вытяжной трубе, и контура естественной циркуляции теплоносителя, соединяющего эти теплообменники. Однако, данная система не является полностью пассивной, так как для включения её в работу требуется активное воздействие на шиберы воздушных теплообменников, прикрытые при нормальной работе РУ с целью уменьшения тепловых потерь в окружающую среду.

В 1999 году, в ГНЦ РФ-ФЭИ была рассмотрена концепция полностью пассивной системы аварийного расхолаживания, использующей испарительноконденсационный принцип передачи тепла, т. е. принцип тепловой трубы (САРХ ИК) [16, 21]. Аварийный теплообменник, частично заполненный, например, натрием является зоной испарения «тепловой трубы», а воздушный теплообменник — зоной конденсации. САРХ ИК содержит, кроме паров натрия, некоторое количество инертного газа и работает в режиме газонаполненной тепловой трубы. Количество газа рассчитано так, что при нормальной температуре натрия в аварийном теплообменнике газ, при давлении насыщенного пара натрия, заполняет весь воздушный теплообменник и изолирует поверхность теплообмена от атмосферного воздуха. При повышении температуры натрия в аварийном теплообменнике газ сжимается возросшим давлением паров натрия и вытесняется из аварийного теплообменника в газовый баллон. Поверхность теплообмена воздушного теплообменника освобождается и начинается процесс теплообмена с атмосферным воздухом, который нагревается и уходит в вытяжную трубу. Пар натрия конденсируется, отдаёт воздуху теплоту конденсации, и под действием силы тяжести стекает в аварийный теплообменник. На рисунке 25 представлена схема работы САРХ ИК.

В процессе разработки данной концепции разработана специальная методика расчёта, по которой были рассчитаны различные варианты исполнения с различными теплоносителями. Основные результаты расчётов, выполненных применительно к реактору БН-1600М, представлены в виде таблицы 2. Там же приведены для сравнения данные о системе с естественной циркуляцией натрия.

Основные преимущества предлагаемой концепции следующие:

 система, выполненная на основе газорегулируемой тепловой трубы (или термосифона), является полностью пассивной, находится постоянно в готовности к работе, включается без участия обслуживающего персонала, исполнительных механизмов и без электроснабжения.

– масса натрия в предлагаемой системе примерно в 50 раз меньше, чем в системе с циркуляцией жидкого натрия. Кроме того, исключается излив натрия из системы в случае её разгерметизации, так как давление паров натрия внутри системы не выше атмосферного.

 нет необходимости высоко поднимать воздушный теплообменник по отношению к аварийному теплообменнику чтобы обеспечить достаточную циркуляцию теплоносителя. Это существенно уменьшает длину трубопроводов, соединяющих теплообменники, и необходимую высоту вытяжной трубы над крышей здания.

Предлагаемая концепция имеет и недостатки. Главный из них — большой диаметр подъёмного трубопровода и аварийного теплообменника. Это обусловлено относительно низкой температурой для работы тепловых труб с жидкометаллическими



Рис. 25. Схема САРХ ИК

Основные параметры САРХ									
Параметр	САРХ ЕЦ	САРХ ИК	САРХ ИК	САРХ ИК					
Рабочее тело	натрий	цезий	калий	натрий					
Тепловая мощность теплообменника, МВт	27,50	10,13	10,13	10,13					
Температура натрия I контура, К(°С)									
на входе;	823 (550)	833 (560)	853 (580)	943 (670)					
на выходе	673 (400)	733 (460)	753 (480)	843 (570)					
Температура рабочего тела, К(°С)									
на входе;	573 (300)	694 (421)	710 (437)	798 (525)					
на выходе	773 (500)	723 (450)	743 (470)	833 (560)					
Расход натрия I контура, кг/с	144,9	80,3	80,3	80,3					
Расход рабочего тела, кг/с	107,5	19,7	4,9	2,4					
Объём жидкого рабочего тела, м <sup>3</sup>	9,2	0,27	0,27	0,27					
Диаметр трубопроводов, мм									
подъёмного	300	1290	1470	1430					
опускного	300	96	76	66					

Таблина 2.

теплоносителями (за исключением ртути). Следствием этого является низкое давление пара, низкая скорость звука, ограничивающая перенос тепла, и необходимость увеличения проходного сечения для пара. Однако для высокотемпературного реактора типа БН-ВТ диаметры трубопровода и аварийного теплообменника могут быть существенно уменьшены.

Одной из последних разработок ГНЦ РФ – ФЭИ, связанных с применением тепловых труб в ядерной энергетике, является концепция реакторной установки сверхмалой мощности «РИФМА». Это — Реактор с Испарительным охлаждением, Фотоэлектрическим преобразованием энергии, Малой мощности, Автономный.

Разработка нацелена на решение проблемы энергообеспечения Арктики, где востребованы электрогенерирующие установки сверхмалой мощности в диапазоне от единиц до сотен киловатт. Была поставлена задача разработать и создать автономную (необслуживаемую) ядерную электрогенерирующую установку с тепловой мощностью до 100 кВт при электрической мощности не менее 10 кВт.

Известные космические ЯЭУ БУК и ТОПАЗ могли бы претендовать на эту роль, однако у них весьма низкий кпд (до 7%) и малый подтвержденный ресурс (до 1 года). Были предложены следующие инновационные технические решения:

1. Отвод тепла от реактора высокотемпературными тепловыми трубами. Это решение исключает необходимость применения насосов и других механизмов, электроснабжения и обслуживания.

2. Высокотемпературный реактор бассейнового типа с компоновкой активной зоны в виде автономных модулей — электрогенерирующих секций. Высокотемпературный реактор обеспечит эффективную работу тепловых труб, а вода бассейна будет выполнять роль замедлителя нейтронов, радиационной защиты и поглотителя тепловых потерь реактора.

3. Преобразование тепловой энергии в электрическую с помощью термофотоэлектрических (термофотовольтаических) элементов. Термофотоэлектрические преобразователи на основе полупроводников GaSb и InGaAsSb работают с кпд преобразования 20–25 % в инфракрасной области спектра при температуре излучателя 1200 °C. Таким образом, системный кпд не менее 10 % представляется реальным.

4. Полностью пассивная система охлаждения установки низкотемпературными тепловыми трубами. Поскольку средняя температура атмосферного воздуха в Арктике летом + 5 °C, зимой минус 40 °C, то низкотемпературные тепловые трубы смогут передать неиспользованное тепло атмосферному воздуху пассивным способом (при температуре термофотоэлектрических элементов не выше +60 °C).

На рисунке 26 представлена схематическая компоновка реактора. Реактор бассейнового типа, в шахте диаметром 2,5 м, глубиной 8 м, с наружной температурой не выше 0 °C. Активная зона выполнена в виде автономных модулей — электрогенерирующих секций (аналог ЭГК ТОПАЗ). В модуле несколько твэл, тепловая труба, контактный слой жидкого лития, теплоизоляция. Температура чехла модуля < 60 °C. Оболочка твэл и тепловой трубы — молибден, T < 1230 °C.



Рис. 26. Схематическая компоновка реактора (размеры указаны в см)

Топливо — UO<sub>2</sub>, обогащение 19,5 %, температура <1600 °C. Теплоноситель — литий, T = 1200 °C.

Разработано несколько вариантов конструкции активной зоны, модулей, тепловыделяющих элементов, высокотемпературных и низкотемпературных тепловых труб, компоновок термофотопреобразователей. Разработана также концепция более мощной энергоустановки РИФМА с тепловой мощностью 1,2 МВт и ожидаемой электрической мощностью не менее 120 кВт. Основные технические решения по энергоустановке защищены патентами [22–25].

#### Заключение

Изложенное выше свидетельствует, что тепловые трубы могут решать широкий круг вопросов, связанных с пассивной передачей достаточно высоких удельных тепловых потоков при минимальной разности температур источника тепла и его потребителя, и достаточно широко используются в неядерных технологиях. В мировой литературе имеется целый ряд технических решений по использованию тепловых труб в ядерной энергетике [26]. Практическое же применение тепловых труб в ядерных энергетических установках практически отсутствует или находится в стадии технических предложений и разработок. Очевидно, что это обусловлено существующими традициями обеспечения безопасности ЯЭУ за счёт применения консервативных опробованных технических решений. Однако и эти решения были когда-то прогрессивными. Видимо, следует начинать применение тепловых труб хотя бы в экспериментальных ЯЭУ сверхмалой мощности. И движение в этом направлении уже начато: в Соединённых Штатах разработана и в истекающем году испытана экспериментальная ядерная установка Kilopower с тепловой мощностью от 1 до 10 кВт, с отводом тепла от активной зоны тепловыми трубами.

# Список литературы

- 1. М.Н. Ивановский, В.П. Сорокин, Б.А. Чулков, И.В. Ягодкин Технологические основы тепловых труб. М.: Атомиздат, 1980.
- 2. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Субботин В.И., Шустов М.В. Исследование тепло- и массопереноса в тепловой трубе с натриевым теплоносителем // Теплофизика высоких температур. 1970. Т. 8, № 2, С. 319–325.
- Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Ягодкин И.В. Физические основы тепловых труб. — М.: Атомиздат, 1978, 256 с.
- Михеев А.С., Логинов Н.И., Снежко Л.Л. Гидродинамика и теплообмен в испарительно-конденсационных системах передачи тепла. Обзор ФЭИ-0281. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1996.
- Гоннов И.В., Логинов Н.И., Локтионов Ю.В., Столяров С.П., Чулков Б.А. Теплообменники с жидкометаллическим теплоносителем в двигателях Стирлинга. Аналитический обзор ФЭИ-0235. — Обнинск: ФЭИ, 1989.
- 6. Gonnov I.V., Ivanovsky M.N., Loktionov Yu.V., Loginov N.I., Stolyarov S.P., Tchulkov B.A. Design and Testing of Heat Exchangers with Liquid Metal Heat

Pipes for Sterling Engines // Proceedings of the 26th Intersociety Energy Conversion Engineering Conference. — Boston, MA, 1991.

- Ивановский М.Н., Логинов Н.И., Михеев А.С., Шимкевич А.Л., Морозов В.А., Пономарев-Степной Н.Н. Space Thermoionic Reactor+Sterling Engine // Proc.7th Int. Conf. on Sterling Machines.– Tokyo. 1995.
- 8. Логинов Н.И., Михеев А.С., Чулков Б.А. и др. Heat Pipes for Thermionic Energy Converters (TEC) // Preprints of 8-th Int. Heat Pipe Conf. China. 1992.
- 9. Михеев A.C., Логинов Н.И., Тихомиров A.A., Д.В. Рогов Жидкометаллические тепловые трубы для космических ЯЭУ // Тр. 11-го рабочей группы Международного совещания по теплогидравлике усовершенствованных ядерных реакторов. — Обнинск, 5-9 июля 2004.
- Термоэмиссионный электрогенерирующий модуль для активной зоны ядерного реактора с вынесенной термоэмиссионной системой преобразования тепловой энергии в электрическую (варианты): Патент РФ на изобретение №2187156. Заявл. 29.06.2000. опубл. 10.08.2002.
- 11. Брустило Г.П., Визгалов А.В., Купцов Г.А., Курочкин Н.Ф., Логинов Н.И., Локтионов Ю.В., Тоцкая М.Г., Ярыгин В.И. Солнечная энергетическая установка. Патент РФ на изобретение № 2013715, 1994, приоритет: 05.05.1991
- Засорин И.И., Ивановский М.Н., Логинов Н.И., Михеев А.С., Морозов В.А., Морозов А.В., Шимкевич А.Л. Способ изготовления теплообменного оборудования с жидкометаллическим теплоносителем. Патент РФ на изобретение № 2175102, Бюл. № 29, 20.10.2001.
- 13. Логинов Н.И., Михеев А.С., Мухлынин А.А. Метод измерения расхода натрия в тепловой трубе на основе электромагнитного датчика // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2012. — № 1. — С. 109–116.
- 14. Логинов Н.И., Михеев А.С., Мухлынин А.А. Измерение расхода жидкого натрия в тепловой трубе // Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2011».
   Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ. 2013. С. 103–109.
- Логинов Н.И., Михеев А.С., Тихомиров А.А. Экспериментальное исследование двухфазного термосифона с серой в качестве рабочего вещества // Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах: Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2014», Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2015. — С. 547–551.
- 16. Аксенов Ю.В., Логинов Н.И., Михеев А.С. Разработки тепловых труб для новых промышленных технологий // Исследования в области теплофизики ядерных энергетических установок (к 60-ти летию создания теплофизического отдела): научно-техн. сборник / под общ. ред. Верещагиной Т.Н., Сорокина А.П. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2014. — С.309–317. Эл.опт диск (CD-ROM).
- Логинов Н.И., Михеев А.С., Аксенов Ю.В. Высокотемпературные термостаты для термометрии // Тепломассоперенос и свойства жидких металлов / Материалы Российской межотр. конф. «Теплофизика-2002». Т.1. Тезисы докладов. — Обнинс:, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2002. — С. 196–198.
- 18. Loginov N.I., Mikheyev A.S., Chulkov B.A. Isothermal press-moulds based on the heat pipe principle // Proceedings of the 9th IHPC, Albukerque, USA. –1995.

- Аксенов Ю.В., Логинов Н.И., Михеев А.С., Чулков Б.А. Способ изготовления стеклоформующего оборудования. Патент РФ на изобретение №2087431. — 1997, заявл. 08.08.1995.
- Логинов Н.И. Опыт разработки экспериментальной реакторной установки, охлаждаемой испаряющимся жидким металлом // Сб. докл. Конференции МАГАТЭ по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам FR-17. — Екатеринбург, 26–29 июня 2017.
- Логинов Н.И, Михеев А.С. On concept of heat-pipe emergency core cooling system for fast sodium fission reactors // Proceedings of the 12th IHPC, Москва — 2002.
- 22. Логинов Н.И., Пышко А.П., Михеев А.С., Денежкин И.А. «Ядерный реактор с прямым преобразованием энергии за пределами активной зоны». Патент РФ на изобретение № 2650885 опубл. 18.04.2018.
- 23. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. «Активная зона ядерного реактора». Патент РФ на изобретение. № 2660942 опубл. 11.07.2018.
- 24. Логинов Н.И., Литвинов В.В., Кротов А.Д. «Активная зона ядерного реактора». Патент РФ на изобретение. № 2680250 опубл.19.02.2019.
- 25. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. Активная зона ядерного реактора Патент РФ на изобретение. № 2687288 опубл. 13.05.2019.
- Верещагина Т.Н., Логинов Н.И, Тепловые трубы в атомной энергетике // Сб. докл. на научно-технической конференции «Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика — 2018)». Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, — 2018. — С. 34– 53.

# Актуальные проблемы теплофизики водоохлаждаемых реакторов нового поколения

Ю. А. Кузина, А. П. Сорокин, П. Л.Кириллов, Ю. Д. Левченко, В. М. Лощинин, А. В. Морозов

Россия наиболее подготовлена технологически и организационно к реализации двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Двухкомпонентная ядерная энергетическая система включает АЭС с легководными и быстрыми реакторами, которые вырабатывают энергию и воспроизводят топливо, и централизованный замкнутый ЯТЦ [1, 2].

Актуальные теплофизические задачи для легководных реакторов включают в первую очередь исследования в обоснование повышения технико-экономических характеристик ядерного топлива для действующих, строящихся и перспективных атомных электростанций (АЭС–2006, ВВЭР–1200, ВВЭР–ТОИ), проектных решений пассивной безопасности при использовании системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени и системы пассивного отвода тепла СПОТ) от парогенераторов, устойчивости работы воздушных теплообменников СПОТ, в том числе, при экстремальных метеорологических условиях РУ ВВЭР, влияния процессов массопереноса борной кислоты, подача которой в активную зону реактора при аварийных режимах АЭС предназначена для его останова, на ее распределение и накопление в активной зоне и ряд других проблем.

Ниже рассмотрены основные результаты, полученные по этим направлениям.

# Экспериментальные и расчетные исследования кризиса теплообмена в активной зоне в обоснование повышения технико-экономических характеристик

Проведен комплекс исследований на моделях ТВС ВВЭР с 19 имитаторами твэлов с диаметром 9,1 мм, соответствующем натурному твэлу, размещенными с шагом 12,75 мм в треугольной упаковке в шестигранном канале на стенде СВД–2 (рис. 1). Он направлен на обоснование конструкции усовершенствованных решеток-интенсификаторов (РИ) теплообмена с целью повышения критической мощности сборок и, как следствие, на увеличение выработки электроэнергии в реакторных установках ВВЭР. По результатам исследований подготовлен проект по расширению опытно-промышленной эксплуатации ТВС-2М с РИ на блоке № 4 Балаковской АЭС. Планируемое повышение тепловой мощности блока составляет 7% от номинальной.

Стационарные режимы. Результаты исследований с использованием перемешивающих решеток-интенсификаторов «вихрь» (рис. 2*a*) и «прогонка» (рис. 2*б*) показали [3, 4], что уровень критической мощности сборки зависит как от количества дополнительных решеток, их местоположения в сборке, так и от места возникновения кризиса теплоотдачи. Влияние дополнительных решеток на критическую мощность определяется тремя основными факторами:

перемешиванием теплоносителя, интенсификацией теплообмена и перераспределением потока теплоносителя по сечению модели ТВС из-за отсутствия обечайки (в полномасштабной сборке этот эффект будет значительно меньше). 4–5 дополнительных решеток, расположенных равномерно от выхода к центру сборки (рис. 3), приводит к увеличению критической мощности в среднем на 7–8 %. Если исходить из геометрии РИ, то можно отметить, что воздействие решеток типа «Вихрь» носит достаточно локальный характер фактически это местная закрутка потока в смежных ячейках без выхода за их пределы. Решетки типа «Прогонка» в принципе организуют поперечный перенос теплоносителя на более протяженном расстоянии. Тем не менее наибольшее приращение критической мощности сборки получено при установке 4–5 решеток «Вихрь» [3, 4].



*Рис. 1.* Трехконтурный водяной стенд высокого давления «СВД-2» и экспериментальная модель для исследований теплогидравлических характеристик и кризиса теплообмена



*Рис.* 2. Перемешивающие решетки-интенсификаторы типа «вихрь» (а) и «прогонка» (б)



*Рис. 3.* Расположение решеток в сборке с пятью решетками-интенсификаторами в сопоставлении с распределением тепловыделения по длине сборки:

1 – дистанционирующие решетки, 2 – решетки-интенсификаторы, 3 – термопары

В ГНЦ РФ – ФЭИ разработана эмпирическая методика учета влияния различных типов дистанционирующих и интенсифицирующих решеток на уровень критического теплового потока при произвольном их расположении [3]. Методика базируется на следующих положениях:

 возможности определения локальных параметров потока в сборках ТВС с учетом особенностей дистанционирующих решето (ДР) и решеток-интенсификаторов (РИ) (ячейковый код ВЯЗ–М);

– предположении, что наличие ДР и РИ вызывает возмущение потока теплоносителя, которое зависит от типа ДР и РИ и затухает по определенному закону (экспоненте), оказывая влияние на величину КТП;

 возможности определять КТП без влияния ДР в необходимом диапазоне режимных параметров, что в реальных условиях при наличии ДР даст запас в 6–8%.

Для верификации методики были проведены расчеты с помощью ячейкового кода ВЯЗ-2М для 15 моделей сборок УТВС и ТВС-2 с сотовыми дистанционирующими решётками и равномерным обогревом по длине. Число экспериментальных точек — 1091.

Результаты сопоставления расчётных значений критического теплового потока с экспериментальными представлены в таблице 1.

В колонках BЯЗ-EPRI, BЯЗ-EPRI-1, BЯЗ-EPRI-2 представлены величины среднего отклонения экспериментальных данных от расчетных значений Δ и суммарной среднеквадратичной погрешности σ без учета влияния дистанционирующей решётки, с учетом влияния дистанционирующей решётки и с учетом влияния стягивающих имитаторы ТВЭЛ электромагнитных сил, соответственно.

Как следует из таблицы 1, методика ГНЦ РФ – ФЭИ позволила впервые обобщить экспериментальные данные по локальным значениям критического

теплового потока для моделей сборок УТВС и ТВС-2 с сотовыми дистанционирующими решётками с равномерным обогревом по длине с погрешностью, близкой к экспериментальной. Как показал анализ, величина суммарной экспериментальной погрешности составляет ±10%.

## Таблица 1.

		υp	асчетными							
Код	ВЯЗ-	EPRI	BЯЗ-EPRI-1		ВЯЗ-ЕРКІ-2					
Модель ТВС	Δ, %	σ, %	Δ, %	σ, %	Δ, %	σ, %				
Эксперименты АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»										
TBCA-13	9,5	3,2	-3,28	3,5	-3,28	3,5				
TBCA-6	4,1	2,6	-2,2	2,9	-2,2	2,9				
TBCA-19	-0,0	3,0	-6,5	3,0	-6,5	3,0				
Эксперименты ГНЦ РФ – ФЭИ										
МК19-1	-4,3	4,6	-6,67	4,7	-2,67	4,7				
МК37-1	-1,4	5,9	-4,29	6,0	-0,29	6,0				
МК37-2	-2,6	5,5	-5,56	5,8	-1,56	5,8				
TBC2M	-1,7	5,6	-3,7	5,9	0,7	5,9				
TBC2-12	0,45	6,8	-5,	6,9	0,0	6,9				
TBC2-15	7,8	4,3	2,4	4,3	2,4	4,3				
ПО19-3В	8,2	5,0	3,4	5,1	3,4	5,1				
Эксперименты РНЦ «Курчатовский институт»										
19RU/3.5	6,0	3,2	0,12	3,2	0,12	3,2				
Эксперименты АО «ОКБ Гидропресс»										
Пучок 1	15,4	6,3	6,3	6,8	6,3	6,8				
Пучок 2	7,0	2,8	1,3	2,8	1,3	2,8				
Пучок 4	7,9	6,6	-1,3	6,6	-1,3	6,6				
Пучок 7	11,8	2,9	-0,48	2,9	-0,48	2,9				

Сравнение экспериментальных значений критического теплового потока с расчётными

В результате проведенных исследований установлено, что для принятой на сегодняшний день конфигурации ТВС–2М можно обосновать повышение мощности за счет использования дополнительных РИ только до 107%. При разработке топлива реакторов нового поколения (ВВЭР–1200, ВВЭР–ТОИ) необходим новый комплексный подход к разработке конструкции ДР и РИ, то есть включающий в себя совместное решение проблем теплогидравлики и термомеханики ТВС.

**Динамические режимы.** На стенде СВД-2 были проведены экспериментальные исследования кризиса теплообмена для наиболее неблагоприятного варианта аварийной ситуации — с отключением 4 ГЦН из 4 работающих — с использованием аналогичной модели ТВС из 19 имитаторов твэлов натурной длины (3,73 м).

Снижение расхода теплоносителя в каждой из петель представлено на рис. 4.



*Рис. 4.* Темп снижения расхода: вертикальные линии 1 и 2 соответствуют 4 и 10 секундам после отключения ГЦН

Вертикальные линии 1 и 2 соответствуют расходу теплоносителя после 4 секунд (при застревании наиболее эффективного стержня ОР СУЗ) и 20 секунд (полное введение стержней ОР СУЗ). На рисунке также указаны величины расхода теплоносителя, соответствующие этим отрезкам времени после отключения четырех ГЦН. Видно, что через 4 секунд расход теплоносителя снижается на 28 % и через 10 секунд на 35 %.

На рис. 5 приведены данные по изменению параметров в эксперименте при исходной мощности ниже критической при плавном (в соответствии с требованиями) снижении расхода до возникновения кризиса теплообмена. Одновременный рост температуры стенок имитаторов как в центральной области, так и на периферии модели зафиксирован многими термопарами, наблюдается некоторое повышение давления на выходе. Наступление кризиса теплообмена зафиксировано на 7-й секунде после начала снижения расхода. При резком повышении температуры стенок имитаторов на 40 °С мощность, подводимая к модели ТВС, сбрасывалась системой зашиты до безопасного уровня. Снижение мощности привело к снижению паросодержания на выходе, снижению гидравлического сопротивления и, соответственно, к некоторому восстановлению расхода.

Сравнение критических тепловых потоков в указанных нестационарных режимах при снижении расхода теплоносителя с данными, полученными при стационарном режиме, давлении и массовой скорости, показывает, что критические потоки в нестационарных режимах при таком сравнении в среднем на 4 % выше. Таким образом, корреляция для стационарных режимов является консервативной оценкой при расчёте запасов до кризиса при отключении ГЦН [4].

База экспериментальных теплогидравлических данных ФЭИ для ТВС ВВЭР. Расширена база экспериментальных данных ФЭИ за счет новых оцененных экспериментальных данных по кризису теплоотдачи, перепадам давления, распределений подогрева и массовой скорости по ячейкам в моделях ТВС ВВЭР.



Рис. 5. Изменение режимных параметров при близком к реальному темпу снижения расхода:
 черная линия – изменение расхода; зеленые – изменение давления; красная – изменение мощности; многочисленные плавные линии – изменение температуры стенок имитаторов твэлов

В нее включены данные по ТВС новых конструкций и модернизирована структура управляющего программного комплекса [5].

При создании базы данных была проведена экспертиза полноты и соответствия информации об экспериментах в базе данных требованиям нормативного документа РД 03-34-2000 Ростехнадзора. Уточнены описания характеристик экспериментальных моделей ТВС и условий проведения опытов. Кроме того, была выполнена статистическая обработка экспериментальных данных с целью отбраковки некорректных значений, а также проведено сопоставление наборов экспериментальных данных по критическим тепловым потокам для различных моделей ТВС. В результате впервые создана дополненная функциями анализа данных (проверка соответствия выходных параметров исходным данным, сопоставление данных по критическим тепловым потокам с расчетом по эмпирическим корреляциям) база оцененных экспериментальных данных по критическим тепловым потокам в моделях ТВС новых конструкций, предназначенная для разработки, верификации и совершенствования расчетных методов.

Созданная база включает в себе данные 5089 экспериментальных режимов, полученных на 60 моделях ТВС различных конструкций в следующем диапазоне параметров: обогреваемая длина 1,25–4,2 м, давление 0,1–8,3 МПа, массовая скорость 23–5131 кг/м<sup>2</sup>с, температура воды на входе в модель ТВС 56–347 °C, критический тепловой поток 415–5014 кВт/м<sup>2</sup>.

# Экспериментальные исследования на интегральных стендах совместной работы пассивных систем безопасности АЭС

Водоохлаждаемые реакторы нового поколения («АЭС–2006» и ВВЭР–ТОИ) характеризуются более высоким уровнем безопасности по сравнению с действующими. Повышение безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР осуществляется в результате реализации принципа технологического разнообразия, заключающегося в сочетании активных и пассивных систем безопасности.

К числу новых пассивных систем охлаждения активной зоны, предусмотренных в проекте «АЭС–2006» с реактором ВВЭР–1200 (6-й блок НВАЭС), относятся система пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (СПЗАЗ ГЕ–2) и система пассивного отвода тепла (СПОТ) от парогенераторов (ПГ). В соответствии с требованиями проекта, данные системы должны обеспечить отвод остаточного энерговыделения от активной зоны в течение не менее 24 часов. Включение новых систем безопасности в проект реакторной установки (РУ) требует обязательного проведения экспериментальных работ по обоснованию их работоспособности [6].

На введенном в эксплуатацию в 2015 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» крупномасштабном теплогидравлическом стенде «РУ-ЗО» с моделями РУ и защитной оболочки (ЗО) (рис. 6), предназначенном для исследования совместной работы пассивных систем безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР, были выполнены суточные интегральные эксперименты для определения влияния неконденсирую-



Рис. 6. Модель защитной оболочки стенда «РУ-ЗО» с размещенным в ней рабочим участком — моделью реактора

щихся газов, генерируемых в первом контуре, и газов, поступающих за счет массообменных процессов из защитной оболочки, на эффективность теплоотвода от реактора через парогенератор и систему пассивного отвода тепла при запроектных авариях [6, 7]. Эксперименты проводились с целью дополнения ПООБ второй очереди НВАЭС апробацией технических решений, касающихся совместной работы пассивных систем безопасности ГЕ–2 и СПОТ.

В экспериментах было проведено моделирование аварий «Разрыв ГЦТ полным сечением» в условиях потери всех источников переменного тока с разрывом ГЦТ на входе и выходе из реактора.

Эксперименты на стенде проводились при начальном давлении 0,35– 0,39 МПа, соответствующем давлению в реакторной установке и защитной оболочке в моделируемых авариях. Паропроизводительность рабочего участка стенда моделировала снижение мощности остаточных тепловыделений активной зоны в течение аварии. Мощностная характеристика модели теплообменника СПОТ стенда соответствовала зависимости мощности воздухоохлаждаемого СПОТ от давления пара во втором контуре.

На рис. 7 представлено изменение давлений в основных элементах стенда в эксперименте с моделированием аварии с разрывом ГЦТ на входе в реактор, на рис. 8 — изменение конденсационной мощности модели парогенератора на стенде «РУ–ЗО» в том же опыте.

В результате анализа полученных экспериментальных данных было установлено, что снижение конденсационной мощности парогенератора составляет ~30% относительно мощности на начало возникновения конденсационного режима в ПГ при обоих сценариях аварии. Однако оставшийся уровень мощности достаточен для обеспечения надежного охлаждения активной зоны реактора ВВЭР– 1200 в течение не менее 24 часов при совместной работе систем ГЕ–2 и СПОТ.





*Рис.* 7. Изменение давлений в модели
3O (P2), сред первого контура на входе
в модель ПГ (P10) и второго контура на выходе из ПГ (P3) в эксперименте:
■ — P2; ● — P3; ▲ — P10

Рис. 8. Изменение конденсационной мощности модели ПГ стенда «РУ-3О» в эксперименте

# Исследования внешней аэродинамики главного здания HBAЭC-2 по обеспечению независимости работы СПОТ от ветра

Проведенные на стенде «СГДИ» на аэродинамической модели главного корпуса НВАЭС-2 (рис. 9) экспериментальные исследования внешней аэродинамики главного здания Нововоронежской АЭС–2 по обеспечению независимости работы СПОТ от ветра показали [8]:

 в связи с конфигурацией главного здания АЭС Нововоронежской АЭС–2 сферическая оболочка реактора, воздухозаборы ТО СПОТ, верхние части воздуховодов ТО СПОТ находятся в зоне разрежения практически при всех направлениях ветра;

в некотором диапазоне углов обтекания потоком воздуха уровень разрежения при скоростях ветра, больших 18 м/с, сопоставимы с проектным тяговым напором естественной конвекции в воздуховодах ТО СПОТ;

 дефлектор, установленный в верхней точке защитной оболочки, не создает ет заметного запаса по перепаду давления на длине воздуховодов теплообменников СПОТ.

На рис. 10 в качестве примера дано опытное распределение давления (вернее, отличия от атмосферного)  $h_3$  в точке 3 оболочки реакторного здания при различных направлениях ветра. В качестве масштаба используется скоростной напор ветра  $h_V$  перед моделью АЭС,  $\beta$  — угол поворота относительно продольной оси модели АЭС. Конструкция теплообменника СПОТ с ребристыми трубками описана в статье [8].

В результате были экспериментально обоснованы технические решения по системе коллектора воздухозаборов СПОТ — вытяжного дефлектора, при которых уменьшение тепловой мощности ТО СПОТ ВВЭР НВАЭС–2 не происходит при всех направлениях ветра.



*Рис.* 9. Экспериментальная модель главного здания НВАЭС–2 в масштабе М 1:200 на поворотном круге аэродинамической трубы



*Рис. 10.* Избыточное давление в точке 3 сферической оболочки модели реакторного здания при различных направлениях ветра  $(h_3/<h_v>=f(\beta)$  (a), 1, 2 и 3 — отборы давления (б)

Таким образом, экстремальные метеорологические условия (сильные, включая ураганные, ветры, пылевые бури) могут проявиться в снижении мощности части воздушных теплообменников СПОТ. Обоснование устойчивости работы воздушных теплообменников СПОТ при воздействии этого внешнего фактора является одним из необходимых условий достаточности 72 часов для аварийного расхолаживания ВВЭР–ТОИ.

#### Проект реактора с водой при сверхкритическом давлении

Работа над проектом реактора, охлаждаемого водой при сверхкритическом давлении (ВВЭР–СКД), обусловлена огромным опытом разработки и эксплуатации установок с водой сверхкритических параметров в традиционной энергетике [10, 11]. В настоящее время разработки по данной тематике ведутся более чем в 15 странах (Япония, Корея, Канада, Европейское сообщество, Китай и др.) [12–15]. Реализуется проект Международной программы основных направлений НИОКР в этой области, ход которого регулярно обсуждается на заседаниях рабочих групп МАГАТЭ. В 2011 г. Россия вступила в эту программу Международный форум «Поколение IV» (GIF the Generation-IV International Forum) [12].

Еще ранее ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ – ФЭИ и РНЦ КИ разработали основы концепции коммерческого реактора для АЭС мощностью 1700 МВт эл. с одноконтурной РУ с реактором ВВЭР-СКД с двухзаходной циркуляцией теплоносителя через активную зону [16, 17] (рис. 11, 12). ГНЦ РФ – ФЭИ совместно с ОКБ «Гидропресс» выполнили комплекс расчетных исследований в обоснование этого проекта.

Для экспериментальной РУ мощностью 30 МВт тепл. на сверхкритических параметрах воды определена тепловая схема, проведены расчеты теплогидравлических параметров, сделаны оценки теплообменного оборудования, имеющегося в ГНЦ РФ – ФЭИ [18].

Основные особенности теплогидравлических процессов в таком реакторе — значительное изменение плотности и теплоемкости воды при сверхкритических параметрах ( $T_{\kappa}$  = 374,096 °C,  $P_{\kappa}$  = 22,064 МПа,  $\rho_{\kappa}$  = 322 кг/м<sup>3</sup>), рис. 13. При  $P < P_{\kappa}$  и  $P > P_{\kappa}$  характер зависимостей коэффициентов теплоотдачи и гидравлического сопротивления хорошо исследован применительно к каналам разной формы. При околокритических параметрах эти характеристики измерить труднее. В настоящее



Рис. 11. Одноконтурная ЯЭУ с реактором ВВЭР-СКД с двухзаходной циркуляцией через активную зону

*Рис. 12.* Двухзаходная схема циркуляции в реакторе ВВЭР-СКД


*Рис. 13.* Изменение свойств воды при сверхкритических параметрах:  $\lambda$  – теплопроводность;  $\rho$  – плотность;  $\mu$  – динамическая вязкость; h – энтальпия;  $C_p$  – удельная теплоемкость

время неопределенность (погрешность) в расчетах коэффициентов теплоотдачи для каналов простой формы (круглая труба, плоская щель) составляет около ±15 %.

Впервые обнаружена зависимость протяженности зоны ухудшения теплообмена от массовой скорости и плотности теплового потока, предложена эмпирическая зависимость для расчета протяженности зоны с локальным ухудшением теплообмена [19]. Для начального этапа разработок такая неопределенность (точность) достаточна, но необходимо проведение дополнительных экспериментов в каналах простой и сложных форм, в первую очередь на пучках стержней с тесной упаковкой (например, с шагом 1,1–1,15). В результате обработки и анализа экспериментальных данных, полученных на воде, разработаны рекомендации по расчету коэффициентов гидравлического сопротивления и теплообмена для труб и пучков стержней [20, 21].

Таким образом, первоочередными исследованиями в области теплогидравлики реактора ВВЭР–СКД являются: экспериментальные исследования теплообмена на модели сборки твэлов при СКД с целью создания более совершенных методик расчетов, поиск приемлемых методов интенсификации теплообмена (закрутка потока, дистанционирующие решетки и т. д.), верификация программы МИФ–СКД, исследование массопереноса и водно-химического режима в ТВС ВВЭР–СКД и процессов радиолиза. Другая важная проблема — выбор и обоснование работоспособности конструкционных материалов под облучением [11].

#### Заключение

В результате комплекса исследований на стенде «СВД-2» на моделях ТВС ВВЭР по обоснованию конструкции усовершенствованных решеток-интенсификаторов теплообмена с целью повышения критической мощности и, как

следствие, выработки электроэнергии в реакторных установках типа ВВЭР показано, что хотя решетки «Прогонка», организующие протяженный поперечный перенос теплоносителя, должны улучшать перемешивание потока теплоносителя и интенсификацию теплообмена в сборке по сравнению с решетками типа «Вихрь», обеспечивающими лишь местную закрутку потока в ячейках без выхода за их пределы, наибольшее увеличение критической мощности на 7–8 % получено при установке 4–5 решеток «Вихрь» равномерно от выхода к центру сборки.

В результате экспериментальных исследований на стенде «РУ-3О» для обоснования работоспособности новых пассивных систем охлаждения активной зоны, включенных в проект «АЭС–2006» с реактором ВВЭР–1200 (6-й блок НВАЭС) относятся система пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (СПЗАЗ ГЕ–2) и система пассивного отвода тепла (СПОТ) от парогенераторов (ПГ), установлено, что снижение конденсационной мощности парогенератора составляет ~30 % относительно мощности на начало возникновения конденсационного режима в ПГ при обоих сценариях аварии. Оставшийся уровень мощности достаточен для обеспечения надежного охлаждения активной зоны реактора ВВЭР– 1200 в течение не менее 24 часов при совместной работе систем ГЕ–2 и СПОТ.

Проведенные на стенде «СГДИ» экспериментальные исследования внешней аэродинамики главного здания НВАЭС–2 по обеспечению независимости работы СПОТ от ветра показали, что в связи с конфигурацией главного здания АЭС НВАЭС–2 сферическая оболочка реактора, воздухозаборы ТО СПОТ, верхние части воздуховодов ТО СПОТ находятся в зоне разрежения практически при всех направлениях ветра. Экспериментально обоснованы технические решения по системе коллектора воздухозаборов СПОТ — вытяжного дефлектора, при которых уменьшения тепловой мощности ТО СПОТ ВВЭР НВАЭС–2 не происходит при всех направлениях ветра. Обоснование устойчивости работы воздушных теплообменников СПОТ при воздействии этого внешнего фактора является одним из необходимых условий достаточности 72 часов для аварийного расхолаживания ВВЭР–ТОИ.

Работа над проектом ВВЭР–СКД обусловлена огромным опытом разработки и эксплуатации установок с водой сверхкритических параметров в традиционной энергетике. В ГНЦ РФ – ФЭИ совместно с ОКБ «Гидропресс» выполнен комплекс расчетных исследований в обоснование проекта ВВЭР-СКД с электрической мощностью 1700 МВт и экспериментального реактора ВВЭР–СКД–30 с тепловой мощностью 30 МВт. Первоочередными НИОКР в области теплогидравлики реактора ВВЭР–СКД являются: экспериментальные исследования теплообмена на модели сборки с тесной решеткой твэлов при СКД, поиск методов интенсификации теплообмена, верификация программы МИФ–СКД, исследование массопереноса, водно-химического режима в ТВС ВВЭР–СКД и процессов радиолиза. Другая важная проблема — выбор и обоснование работоспособности конструкционных материалов под облучением.

#### Список литературы

- 1. Пономарев-Степной Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР // Атомная энергия. 2016. Т. 120. Вып. 4. С. 183–191.
- Аминов Р.З., Щкрет А.Ф., Гариевский М.В. Тепловые и атомные станции: конкурентность в новых экономических условиях // Теплоэнергетика. —2017. — №5. — С. 5–15.
- Калякин С.Г., Сорокин А.П., Пивоваров В.А., Пометько Р.С., Селиванов Ю.Ф. Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальные исследования теплофизических процессов в обоснование безопасности реакторов ВВЭР нового поколения // Атомная энергия. — 2014. — Т. 116. — Вып. 4. —С. 241-247.
- Пометько Р.С., Смирнов А.М., Василенко И.Н., Вьялицин В.В., Галкин И.Ю., Волков С.Е. Экспериментальные исследования кризиса теплообмена на модели ТВС ВВЭР с перемешивающими решетками при отключении ГЦН // Итоги научно-технической деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2014 год / Под общ. ред. А.А. Труфанова, А.П. Сорокина, Т.Н. Верещагиной. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2015. — С. 264–270. ISBN 978-5-906512-69-7.
- Артамонов С.Н., Сергеев В.В., Гальченко Э.Ф. Создание базы оцененных экспериментальных данных по кризису теплоотдачи в моделях ТВС ВВЭР // Итоги научно-технической деятельности отделения безопасности ядерноэнергетических установок за 2015 год / Под общ. ред. А.А. Труфанова, А.П. Сорокина. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2016. — С. 203–211. ISBN 978-5-906512-81-3.
- Морозов А.В., Калякин Д.С., Шлепкин А.С., Рагулин С.В., Сахипгареев А.Р. Экспериментальное исследование совместной работы пассивных систем безопасности Нововоронежской АЭС-2 на крупномасштабном стенде // Там же — С. 166–176.
- 7. Морозов А.В., Шлепкин А.С., Калякин Д.С., Сошкина А.С. Исследование работы модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при различных параметрах аварийного процесса // Теплоэнергетика. 2017. №5. С. 16–23.
- Коломиец Д.О., Левченко Ю.Д., Тереник Л.В., Мальцев М.Б., Таранов Г.С. Исследование главного здания АЭС с ВВЭР, оснащенной СПОТ // Итоги научнотехнической деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2012 год / Под общ. ред. С.Г. Калякина, О.Ф. Кухарчука, А.П. Сорокина. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2013. — С. 178–190. ISBN 978-5-906512-26-0.
- Морозов А.В., Сорокин А.П., Рагулин С.В., Питык А.В., Сахипга-реев А.Р., Сошкина А.С., Шлепкин А.С. Влияние процессов массопереноса борной кислоты на ее накопление в активной зоне при аварийных режимах АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. — 2017. — №7. — С. 33–38.
- Кириллов П.Л. Переход на сверхкритические параметры путь совершенствования АЭС с водоохлаждаемыми реакторами // Теплоэнергетика. — 2003. — №9. — С. 3–9.
- Дуб А.В., Демешко М.П., Парамонов Д.В., Веселов Д.О., Махин В.М., Кириллов П.Л., Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П. Концепция энергоблока с водоохлаждаемой реакторной установкой со

сверхкритическими параметрами теплоносителя и быстро-резонансным спектром нейтронов (ВВЭР-СКД) // Доклад на 10-й межд. НТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (МНТК-2017), г. Подольск, АО «ОКБ «Гидропресс», 16–19 мая 2017.

- 12. Beils S. et al. Safety Approach and R&D Program for Future French Sodium-cooled Reactors. Journal of Nuclear Science and Technology. 2011. Vol.48. No. 4.
- Schulenberg T. Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR). Report on the Working Group IAEA on SCWR Programme. — Mississauga. Toronto. Canada. 19–23 September. 2011.
- Ingersoll D.T. Status of Physics and Safety Analyses for the Liquid-salt-cooled, Very High — Temperature Reactor (LS — VHTR). ORNL/TM — 2005/218 (Dec. 2005). (Cit. by [7]).
- Aoto K. Uto N., Sakamoto Y. et al. Design Study and R&D Progress on Japan Sodiumcooled Fast Reactor. Journal of Nuclear Science and Technology. 2011. V.48. Pp. 463-471.
- 16. Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б., Никитенко М.П. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР-СКД) — перспективные реакторы 4го поколения // Доклад на 8-й конф. по реакторному материаловедению. — НИИАР. Димитровград. 2007.
- 17. Калякин С.Г., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Богословская Г.П., Никитенко М.П., Махин В.М., Чуркин А.Н. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Теплоэнергетика. — 2014. — № 8. — с. 13–19.
- Мохов В.А., Беркович В.Я., Никитенко М.П., Махин В.М., Чуркин А.Н., Лапин А.В., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П. Концептуальные предложения по стенду-прототипу реактора ВВЭР-СКД // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. — 2014. — № 34. — С. 84–92.
- Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен в трубах и пучках стержней при течении воды сверхкритического давления // Атомная энергия. —2004. — Т. 96. — Вып. 5. — С. 387–393.
- Карташов К.В., Сорокин А.П., Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Расчетные и экспериментальные исследования в области теплогидравлики ЯЭУ с водяным теплоносителем при сверхкритическом давлении // Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2014 год / Под общ. ред. А.А. Труфанова, А.П. Сорокина, Т.Н. Верещагиной. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2015. — С. 82–99.
- Сорокин А.П., Кириллов П.Л., Кузина Ю.А., Грабежная В.А., Лощинин В.М. Исследования теплообмена в пучках твэлов при сверхкритическом давлении воды // ВАНТ. Серия: «Ядерно-реакторные константы. — 2019. — Выпуск 3. — С. 207–209.

# Комплексные исследования актуальных проблем теплофизики быстрых реакторов

Ю. А. Кузина, А. П. Сорокин, В. В. Алексеев, В. А. Грабежная, Ю. И. Загорулько, А. А. Камаев, Ю. И. Орлов

В России имеются все предпосылки (технологические и организационные) для реализации ресурсонезависимой энергетики, а именно двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ядерного топливного цикла (ЯТЦ) [1–5], включающей в себя АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем, которые вырабатывают энергию и воспроизводят топливо, и централизованный замкнутый ЯТЦ. Разработка двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ЯТЦ создает базу для атомно-во-дородной энергетики, когда атомные станции будут производить электроэнергию, ядерное топливо и водород [6].

В целях повышения безопасности, экономичности, экологичности и обоснования надежности быстрых реакторов нового поколения с натриевым и свинцовым теплоносителями, реализуемых в различных проектах [7, 8], проведены обширные исследования, основные результаты которых кратко изложены в этой статье.

#### Теплофизические исследования реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем

В проекте перспективного быстрого реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем использованы ряд принципиально новых технических решений, обеспечивающих существенное улучшение технических характеристик энергоблока, в том числе [7]:

усовершенствованная конструкция реактора и парогенератора (снижение материалоемкости);

 система аварийного отвода тепла со встроенными в корпус реактора автономными теплообменниками (повышение надежности);

 внутриреакторная система очистки натрия первого контура (исключение трубопроводов с радиоактивным натрием и обслуживающих их систем);

внутриреакторная система контроля натрия.

В результате возникла необходимость решения комплекса задач расчетноэкспериментального обоснования указанных выше новых технических решений.

### Исследования полей температуры и скорости теплоносителя на интегральной модели реактора на быстрых нейтронах при различных режимах

Контур циркуляции теплоносителя быстрого реактора представляет собой сложное сочетание последовательно и параллельно соединенных элементов с различной ориентацией в поле силы тяжести, геометрические характеристики проходных сечений которых резко меняются по ходу движения теплоносителя. Погрешности моделирования теплогидравлических процессов на фрагментарных секторных моделях с изотермическим потоком во многом связаны с неучетом пространственных трехмерных эффектов и температурной неоднородности потока. Теплоноситель в ядерных энергетических установках (ЯЭУ) всегда неизотермичен из-за неравномерности энерговыделения, перепада температуры между узлами контура циркуляции, особенностей теплосъема в переходных и аварийных режимах работы.

Результаты экспериментальных исследований ГНЦ РФ – ФЭИ, НИУ МЭИ и ОИВТ РАН на интегральной водяной модели быстрого реактора (рис. 1) показали, что термогравитационные силы приводят к температурному расслоению с возникновением застойных и рециркуляционных образований, перестройке режима течения и температурного поля. Моделирование теплогидравлических процессов в баке реактора с натриевым охлаждениеи с использованием мелкомасштабных водяных моделей рассмотрено в [9, 10].

На стратифицированных границах раздела областей теплоносителя с различной температурой возникают внутренние волны, которые вызывают пульсации температуры на стенках реакторного оборудования [11] (рис. 2). Это приводит к термической усталости конструкционных материалов и снижению сроков эксплуатации реакторного оборудования. Установившийся режим естественной циркуляции характеризуется значительно меньшими градиентами температуры в вертикальном направлении над боковыми экранами (рис. 3).

Данные получены для различных условий экспериментов с помощью разработанной и внедренной на стенде системы измерений, обеспечивающей высокие точность и скорость регистрации сигналов. Данные могут быть использованы для верификации теплогидравлических кодов, предназначенных для обоснования проектных характеристик и безопасности реактора на быстрых нейтронах большой мощности. В частности, это проектные коды DINROS, GRIF и коды нового поколения ЛОГОС, HYDRA, COKPAT–БН.



*Рис.* 1. Общий вид баковой модели реактора с интегральной компоновкой оборудования (а), вид сверху на имитаторы ТВС активной зоны (б), основные элементы водяной модели (в):

1, 6 – промежуточные теплообменники (ПТО); 2 – элеваторная выгородка;

3 – элементы внутрибаковой защиты; 4 – активная зона (имитаторы ТВС);

5 – напорная камера; 7 – имитатор ГЦН-1; 8 – автономный теплообменник (АТО)



*Рис.* 2. Распределения осредненной температуры теплоносителя (слева) и интенсивности пульсаций температуры (справа) по высоте верхней камеры, полученные при перемещении подвижных термозондов по высоте верхней камеры, в номинальном режиме работы установки



*Рис. 3.* Поле осредненной температуры по высоте верхней камеры в установившемся режиме расхолаживания естественной конвекцией

#### Теплогидравлические исследования однотрубной модели парогенератора в пусковых, переходных режимах работы и режимах на неполной мощности

В результате проведенных в ГНЦ РФ – ФЭИ исследований получены данные по теплогидравлике на однотрубной модели на стенде СПРУТ (рис. 4) в обоснование проектных параметров крупномодульного парогенератора быстрого реактора большой мощности новой конструкции, в котором в одном корпусе совмещены процессы испарения и перегрева пара.

Особое внимание было обращено на кризис теплообмена и связанные с ним пульсации температуры теплопередающей стенки. Следует отметить, что в настоящее время экспериментальные данные о критических паросодержаниях и соответствующих им тепловых потоках, полученные при давлении 17–18 МПа и массовой скорости 1100–1400 кг/(м<sup>2</sup>·с), отсутствуют.

Переносить данные о пульсациях температуры теплопередающей стенки, полученные на электрообогреваемых трубах, на трубы с жидкометаллическим обогревом в корне неверно в силу следующих причин. Во-первых, при равномерном электрообогреве (как известно, большинство данных получено именно на электрообогреваемых трубах с равномерным тепловыделением), кризис теплообмена достигается всегда на выходе пароводяного потока из трубы. По-



*Рис. 4.* Однотрубная модель парогенератора на стенде СПРУТ

этому невозможно определить протяженность зоны пульсаций температуры. Вовторых, при электрообогреве температура стенки в зоне кризиса теплообмена резко возрастает и может достигать высоких значений, вплоть до пережога стенки, а при обогреве жидким металлом она ограничена температурой жидкого металла. Именно истинное знание протяженности зоны пульсаций температуры, их амплитуды и частоты необходимо для оценки долговечности парогенерирующей трубы.

Полученные экспериментальные данные о критическом тепловом потоке при давлении ниже 15 МПа удовлетворительно совпадают с данными скелетных таблиц по расчету критического теплового потока в трубе. С ростом давления отмечаются увеличение плотности теплового потока и снижение критического (граничного) паросодержания. Во всех режимах (пусковых, нормальных и переходных) наблюдался нестационарный кризис теплообмена, характеризующийся смещением зоны кризиса либо к выходу из парогенерирующего канала, либо ко

входу в него. По значениям пульсаций температуры стенки был определен максимальный размах пульсаций температуры в зависимости от расхода питательной воды (рис. 5). Для подтверждения надежной работы натурного парогенератора необходимо проведение исследований на его многотрубной модели при нормальных и переходных режимах эксплуатации.



*Рис. 5.* Зависимость максимального размаха пульсаций температуры стенки в зоне кризиса теплообмена от расхода питательной воды

#### Экспериментальные исследования деградации модельных тепловыделяющих сборок при авариях с неконтролируемой потерей расхода натрия

В ГНЦ РФ – ФЭИ [12] проведены исследования 19-стержневой модельной тепловыделяющей сборки (ТВС) на стенде «Плутон» в условиях, моделирующих аварию с неконтролируемой потерей расхода натрия. Энерговыделение в эксперименте обеспечивалось реакцией термитной смеси Al + Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> со стехиометрическим составом (рабочая теплота сгорания смеси  $Q_p = 1,6$  МДж/кг). По экспериментальным оценкам кинетики распространения фронта термитной реакции в каналах аналогичной формы время перехода всей массы исходной термитной смеси в расплав Fe + Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (T = 3100 K) не превышает 1 с.

Главные задачи эксперимента — идентификация основных механизмов деградации оболочек имитаторов твэлов, оценка распределения материалов-маркеров (Cu, Mo, Mg) по высоте сборки в ее конечном состоянии, изучение явлений блокировки проходных сечений модельной сборки, выброса материалов-маркеров за пределы объема сборки. Введение в состав термитной смеси этих материалов, которые в исходном состоянии локализованы в строго определенном месте по высоте индивидуальных имитаторов твэлов, позволило на основании данных об их конечном распределении оценить, как перемещается расплав внутри модельной сборки.

При проведении экспериментов в условиях, моделирующих неконтролируемую потерю расхода натрия, область глобальной деградации оболочек имитаторов твэлов составила около 65% ее высоты и была преимущественно локализована в части стержневого пучка с повышенной плотностью термитного заряда. По результатам экспериментальных исследований идентифицированы три основные причины деградации оболочек: температурные напряжения в материале оболочек; плавление оболочек; динамические эффекты, обусловленные быстрым превращением тепловой энергии расплава имитатора кориума в механическую работу при тепловом взаимодействии расплава с натрием. Расчетное значение коэффициента конверсии (перехода тепловой энергии в механическую работу) составило 0,115% при мощности энерговыделения 4,85 кВт.

В результате анализа распределения материалов-маркеров по высоте сборки были обнаружены фрагменты оболочек имитаторов твэлов, домены отвердевших расплавов стали и железа, конгломераты продуктов термитной реакции, порошкообразные продукты термического взаимодействия расплава имитатора кориума с натрием, затвердевшие наплывы стали (рис. 6).

Наличие заметных концентраций материалов-маркеров (Си и Мо) в пробах по всей высоте сборки свидетельствует об интенсивном перемешивании расплава внутри имитаторов твэлов до разрушения их оболочки. Порошкообразные маркеры распределены однородно по высоте сборки с некоторым превышением концентрации молибдена в нижней ее части и меди — в верхней части. Общее количество продуктов термитной реакции, выброшенных за пределы объема сборки, составило 75–80% исходной массы термитной смеси. Была обнаружена практически полная блокировка проходного сечения модельной сборки в ее нижней части.





*Рис.* 6. Начало зоны глобальной деградации (а), признаки хрупкого разрушения оболочек имитаторов твэлов (б), плавления материала оболочек имитаторов твэлов (в)

В [13] были разработаны модели, реализованные в расчетном коде БРУТ, и впервые показано, что время до проплавления оболочки составляет 10 с. Полученные результаты позволяют провести верификацию расчетных кодов в обоснование сценариев аварий типа ULOF (Unprotected Loss of Flow — прекращение расхода теплоносителя через реактор).

в)

### Исследования физико-химических процессов и технологии натриевого теплоносителя

Задачи натриевой технологии: очистка натрия от примесей и контроль за их содержанием, безопасная эксплуатация реакторной установки в рабочих режимах и при проведении ремонтных работ — успешно решались при создании отечественных установок БР-5, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800 [14–16]. Поскольку в целях повышения безопасности перспективного быстрого реактора большой мощности принято решение о размещении всех систем с радиоактивным натрием в баке реактора [7], габариты системы очистки I контура, следовательно, и их производительность и емкость по примесям оказываются ограниченными.

Необходимое качество натриевого теплоносителя поддерживается специальными средствами очистки с использованием различных физических методов: отстаивания, дистилляции, фильтрации, очистки холодными и горячими ловушками (ХЛ и ГЛ). С учетом результатов проведенных исследований были выбраны два последних метода. Для обоснования этого выбора был проведен значительный объем как экспериментальных, так и расчетно-теоретических работ. Практическая апробация подтвердила оптимальность принятого решения [14–16].

Результаты исследований определили отечественный подход к конструированию холодной ловушки, которая имеет три последовательно расположенные зоны: охлаждаемый отстойник, зону окончательного охлаждения и изотермический фильтр. Испытания ХЛ показали, что в ней натрий от кислорода и водорода очищается эффективно (при времени пребывания натрия в ловушке более 15 мин коэффициент удержания примесей близок к единице). Очистка натрия от продуктов коррозии, особенно от углерода, менее эффективна.

Для увеличения емкости XЛ по примесям необходимо, чтобы распределение отложений в ловушке было равномерным. Это в настоящее время является главным критерием, по которому проводится расчетное моделирование накопления примесей внутри ловушки.

Размещение ХЛ в баке реактора приводит к возникновению опасностей, связанных с накоплением в ней водорода, использованием для охлаждения ХЛ ар-





Рис. 7. Экспериментальная модель ХЛ на стенде «Протва-1» (а) и расчетная модель (б)

гона под давлением 1,5 МПа и возможностью ее разогрева натрием, находящимся в баке реактора. Для устранения этих недостатков специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ предложено на выходе I и II контуров обеспечивать температуру 150 и 120 °C соответственно, что позволит исключить накопление водорода в холодной ловушке I контура. Расчеты подтвердили возможность реализации таких режимов [15].

Согласно выполненным на моделях экспериментальным и расчетным исследованиям (рис. 7) имеется принципиальная возможность создания ХЛ с емкостью по примесям, в несколько раз превышающей заложенную в предыдущие проекты. Для этого проектные теплогидравлические и массообменные характеристики ХЛ оптимизируются с использованием кодов TURBOFLOW и MASKA–LM [16].

Использование встроенной в бак реактора холодной ловушки с натриевой системой охлаждения позволяет увеличить емкость ХЛ по примесям, скорость очистки и повысить безопасность по сравнению с вариантом газового охлаждения.

Уровень температуры теплоносителя в современных установках позволяет для очистки натрия от примесей использовать геттеры [17]. Геттерная (горячая) очистка натрия I контура от примесей в некоторых случаях может конкурировать с холодной очисткой. В [17] показано, что ГЛ массой 400 кг, содержащая цирконий в виде фольги толщиной 0,15 мм, при работе на номинальных параметрах обеспечивает необходимую концентрацию кислорода в натрии.

Эти результаты свидетельствуют о целесообразности проработки варианта комбинированной системы очистки, при котором ХЛ является обязательным элементом системы очистки, встроенной в бак реактора, а в ГЛ может проводиться ускоренная очистка от кислорода при работе АЭС на номинальном режиме.

Среди оперативных методов контроля количества примесей в натрии основное внимание уделяется применению пробковых индикаторов (ПИ), датчиков с диффузионными мембранами и электрохимическим методам [18]. Экспериментально специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ были определены значения параметров, гарантирующих достоверность показаний ПИ [18]. Градуировка ПИ проводилась по кислороду, водороду и продуктам взаимодействия натрия с водой. В настоящее время разработчиками ГНЦ РФ – ФЭИ решается задача создания встроенного в бак реактора пробкового индикатора, аналогичного французскому с азотным охлаждением [19]. Новая разработка малогабаритного прибора ИВА-М с водородопроницаемой мембраной для контроля водорода в натрии выполнена по схеме, аналогичной прибору ИВА-IV, и обеспечивает все функции последнего, включая возможность оперативной проверки чувствительности с помощью дозировки водорода.

В настоящее время на атомных станциях внедряется электрохимический датчик контроля водорода с никелевой мембраной на основе стабилизированного диоксида циркония. Этот электролит хорошо изучен, имеется большой опыт использования его в гальванических концентрационных элементах, налажено промышленное производство. С использованием моделей гомогенного и гетерогенного массопереноса примесей в натриевых контурах разработаны компьютерные коды для расчета интегрального массопереноса водорода и трития, а также продуктов коррозии конструкционных материалов [20]. Модель массопереноса трития в трехконтурной ЯЭУ с натриевым теплоносителем базируется на сведении баланса трития и водорода в натрии I и II контуров. Расчеты показали, что основное количество трития, образующегося в быстром реакторе, поступает в холодные ловушки I и II контуров. При этом в холодной ловушке I контура установки типа БН-600 его накапливается примерно в 1,5 раза больше. В III контур выносится через парогенераторы трития примерно в 100 раз меньше, чем накапливается в ХЛ.

#### Основные задачи дальнейшего развития теплогидравлических, физико-химических и технологических исследований применительно к реакторам на быстрых нейтронах

#### Теплогидравлические исследования:

разработка методов моделирования физико-химических, термогидравлических и технологических процессов во всех участках гидродинамического тракта (АЗ, ПТО, ВРХ, САРХ) с учётом их нестационарности;

 получение базовых констант по теплоотдаче и полям температуры твэлов для всех условий и режимов работы (изменение геометрии, всплески энерговыделения, статистическое распределение параметров, факторы перегрева и т. д.);  совершенствование методов расчета локальных теплогидравлических турбулентных характеристик для однофазных и двухфазных потоков жидкого металла в каналах и больших объемах с учетом крупномасштабных вихревых течений, стратификации теплоносителей.

Исследований в области физической химии, массопереноса и технологии теплоносителя:

 получение данных по растворимости, диффузионным характеристикам и дисперсности сложных жидкометаллических гетерогенных систем, поведение таких систем с учётом спонтанного образования зародышей кристаллической фазы из пересыщенных растворов;

 изучение влияния процессов коагуляции в циркуляционных контурах (скорость коагуляции определяется гидродинамикой циркулирующего теплоносителя), и перегонки в осадках (определяется процессами растворения мелкодисперсной фазы, молекулярной диффузии в растворе и последующей кристаллизации из раствора на частицах большего размера) на изменение дисперсного состава;

 изучение механизма и кинетики образования и распада сложных оксидов и углеродных соединений в условиях неизотермического контура;

 определение минимальных концентраций кислорода и других примесей в натрии, при которых сохраняется работоспособность конструкционных материалов;

 получение фундаментальных данных о физико-химических процессах для тройных (например, натрий–железо–кислород, натрий–хром–кислород) и более сложных систем в натрии, необходимых для обоснования моделей, закладываемых в коды, и проведение опытов для верификации кодов;

 разработка верифицированного комплекса кодов, учитывающих взаимосвязь ядерно-физических, физико-химических, гидродинамических, тепло- и массообменных, термомеханических и технологических процессов для обоснования ресурса ЯЭУ с учетом всей совокупности процессов и режимов ее эксплуатации;

 создание комбинированной системы очистки натрия от примесей, включая радионуклиды и взвеси, встроенной в бак реактора;

- усовершенствование приборов контроля содержания примесей в натрии;

 исследование процессов массопереноса и накопления трития в контурах ЯЭУ, разработка методов улавливания и надежной локализации трития, выделяющегося при проведении различных технологических операций.

#### Исследования в области безопасности:

– с использованием комплекса кодов проведение анализа особенностей гомогенного (водород, тритий) и гетерогенного (примеси с низкой растворимостью: продукты коррозии, углерод, топливо, продукты деления) массопереноса примесей и разработка мероприятий по минимизации их накопления в застойных зонах, исключению возникновения аномальных ситуаций: задача максимум исключить возможность образования «депо» примесей в жидкометаллических системах;  обоснование оптимального решения по системам очистки натрия первого контура: холодные или горячие ловушки, размещение их в баке реактора или вне его, или сочетание встроенных в бак реактора и внешних устройств очистки;

 совершенствование методов и систем очистки натрия от взвеси, радиоактивных примесей;

 – разработка методов улавливания и надежной локализации трития, выделяющегося при проведении различных технологических операций;

 обоснование номинальных режимов, исключающих образование вихрей в коллекторе активной зоны и на поверхности натрия (захват газа), зон пассивной циркуляции;

 проведение анализа последствий возможных нестандартных режимов (блокировки, аварийное расхолаживание, кипение) и разработка мероприятий, исключающих их переход в аварии;

– оптимизация характеристик воздушного теплообменника системы аварийного отвода тепла в быстрых реакторах: обоснование распределения потока воздуха на входе в трубный пучок, проверка устойчивости циркуляции натрия в системе параллельных контуров, изучение процессов теплообмена и термопрочности пучка витых труб в нестационарных режимах;

 проверка нового технического решения охлаждения активной зоны в режимах с кипением натрия (натриевой полости над активной зоной реактора): требуется определить границы неустойчивой работы, изучить динамику распространения области кипения в реальной ТВС;

 для повышения безопасности крупноблочного парогенератора разработка материалов и конструкций, обеспечивающих замедление процессов саморазвития и развития течей и оперативный ремонт ПГ после течи воды в натрий;

 продолжение работы по совершенствованию систем обнаружения течей: концентрационных (электрохимическая ячейка, малогабаритная ИВА), виброакустического и других методов.

#### Теплогидравлические исследования в обоснование энергоблока с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем

## Экспериментальные исследования теплогидравлики ТВС и парогенератора

Исследования теплофизических характеристик активной зоны реакторной установки с тяжелым теплоносителем на модельной тепловыделяющей сборке с дистанционирующими решетками периферийной подзоны активной зоны показали, что при числах Пекле 200 < Pe < 1200 влияние этих решеток на теплоотдачу несущественно. В результате были получены экспериментальные данные по теплоотдаче примерно такие же, как и для расположения твэлов с относительным шагом s/d = 1,28 (s — расстояние между твэлами, d — диаметр твэла) без дистанционирующих решеток. Отличие составило при Pe = 1190 примерно 13 %, а при Pe = 200 — около 23 %. Однако в [21, 22] предложена новая формула для более точных расчетов теплоотдачи твэлов, дистанционируемых поперечными решет-ками с s/d = 1,28.

В распределении температуры для центрального измерительного имитатора твэла внутри дистанционирующей решетки отмечаются три локальных максимума, которые приходятся на места соприкосновения стержня и дистанционирующей решетки. Для использования в расчетах данных по подъемам температуры они обезразмерены и представлены в виде формул. В [22] показано, что значения периодических неравномерностей температуры находятся в допустимых пределах для реактора.

Работы в обоснование парогенератора реакторной установки БРЕСТ начались в 2011 г. на стенде СПРУТ на трехтрубной модели парогенератора (рис. 8).

Позднее на том же стенде были проведены испытания фрагментной теплогидравлической модели парогенератора с тяжелым теплоносителем (конструкция ОАО «ИК ЗиОМАР»), состоящей из 18 витых парогенерирующих труб, размещенных поровну в двух коллекторах. В процессе испытаний было установлено, что выходные температуры пара в обоих коллекторах совпадают. Пульсации расхода питательной воды и давления в контурах обнаружены не были, что свидетельствует об устойчивых режимах при работе на частичных параметрах, то есть не на 100 %, а, например, на 30 и 50 % номинальной мощности.

Ранее на этом же свинцовом контуре были проведены эксперименты по определению коэффициентов теплоотдачи со стороны свинца при поперечном течении теплоносителя, которые частично охватывали диапазон скоростей теплоносителя, характерный для пусковых режимов (рис. 9). Скорость свинца ограничивалась параметрами насоса. В дальнейших исследованиях необходимо расширить диапазон скоростей теплоносителя для обоснования расчетных соотношений для всех режимов работы парогенератора.



*Рис.* 8. Экспериментальная модель парогенератора реакторной установки с витыми трубами на петле стенда СПРУТ со свинцовым теплоносителем

266



Рис. 9. Зависимость от числа Пекле безразмерных коэффициентов теплоотдачи со стороны свинца при поперечном течении теплоносителя в модели парогенератора: 1 – расчет по формуле ЦКТИ; 2 – расчет по формуле ФЭИ; 3 – при обогреве свинцом; 4 – при обогреве сплавом свинца с висмутом

### Состояние и перспективы развития технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей

Учитывая имеющийся положительный опыт эксплуатации реакторных установок транспортного типа (атомные подводные лодки и др.), на сегодняшний день можно выделить три основные задачи, которые могут быть решены с помощью технологии теплоносителя (Pb-Bi, Pb) в гражданских реакторных установках [19, 23]:

 обеспечение чистоты теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура для поддержания проектных теплогидравлических характеристик при больших ресурсах работы;

 предотвращение коррозии и эрозии конструкционных материалов при длительной эксплуатации;

 обеспечение современных требований безопасности на различных этапах эксплуатации реакторной установки (подготовка теплоносителя, пуск, текущая эксплуатация, ремонты и перегрузки, разгерметизация, режимы отклонения от условий нормальной эксплуатации).

– Для решения этих задач разрабатываются методы и средства технологии теплоносителя, которые включают в себя:

 водородную очистку теплоносителя и контура от шлакообразующих примесей;

 – регулирование растворенного кислорода в теплоносителе для противокоррозионной защиты стали от коррозии;

фильтрацию теплоносителя и защитного газа;

– контроль теплоносителя как в реакторных, так и во внереакторных условиях.

Разрабатываемые средства технологии теплоносителя процессы предусматривают тщательную подготовку теплоносителей до загрузки в реакторную установку и при подаче в циркуляционный контур, мероприятия в пусковых режимах и минимальное отвлечение обслуживающего персонала от основной работы. Создаваемое с учетом современных требований оборудование обеспечивает проведение всех необходимых технологических мероприятий и станет важной составной частью общей системы безопасности при эксплуатации реакторных установок на всех этапах их жизненного цикла.

#### Инновационный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода и других инновационных применений

В результате проведенных нейтронно-физических и теплофизических исследований реакторной установки с натриевым теплоносителем (БН–ВТ) тепловой мощностью 600 МВт в показано, что имеется принципиальная возможность обеспечить требуемые параметры высокотемпературного быстрого реактора для производства большого количества водорода, например, на основе одного из термохимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования электроэнергии [6]. Требования безопасности при этом будут соблюдены. Относительно небольшие габариты, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с повышенной ядерной и радиационной безопасностью.

Расчеты показали, что реакторной установки БН–ВТ с использованием для производства электроэнергии и водорода технологии твердооксидного электролиза воды ее КПД составляет примерно 40 %, объем производимого водорода 2,8×10<sup>4</sup> дм<sup>3</sup>/с (при нормальных условиях). Система очистки высокотемпературного натрия от водорода основывается на принципиально новом методе — вакуумировании через специальные мембраны, при этом коэффициент проницаемости системы очистки II контура от трития должен превышать 140 кг/с.

Для I контура БН–ВТ количество продуктов коррозии, образующихся при концентрации кислорода в натрии 1 млн<sup>-1</sup>, превышает 900 кг/год, если оболочки твэлов изготовлены из стали ЭП-912ВД, и 464 кг/год при оболочках из молибденового сплава. Для II контура количество продуктов коррозии составляет 263 кг в год на каждую петлю. Опыты, проведенные при высоких температурах, свидетельствуют об эффективности удержания взвесей продуктов коррозии на фильтрах, установленных в низкотемпературной зоне. Специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ предложено использовать для очистки высокотемпературного натрия от примесей принцип работы холодной ловушки: охлаждать натрий до необходимой температуры с одновременным удержанием продуктов коррозии на поверхностях массообмена, включая фильтры. Дальнейшего изучения требуют процессы, происходящие в высокотемпературных жаропрочных материалах при их облучении [6].

Представленные в данной статье результаты не исчерпывают круг научнотехнических проблем, которые нужно решить при создании быстрых реакторов нового поколения на жидких металлах.

#### Франко-российское сотрудничество в области теплофизики быстрых реакторов

Двустороннее франко-российское научно-техническое сотрудничество в области теплофизики быстрых реакторов с натриевым теплоносителем плодотворно осуществляется с начала 1990-х годов, начиная с 2011 года проводится в соответствии с Соглашением от 08 июня 2010 года между Госкорпорацией «Росатом» и Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (КАЭ) Франции о мирном использовании атомной энергии в рамках Рабочей группы № 3 «Технология» (РГ-3).

Цель сотрудничества — повышение уровня научно-технического обоснования конструкторских решений и характеристик реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, повышение эффективности и безопасности их работы. В числе важнейших задач сотрудничества — совершенствование понимания теплофизических явлений и обоснования реакторных систем и компонентов. Итоги работы подводятся ежегодно на заседании Координационного Комитета (КК) по сотрудничеству между Госкорпорацией «Росатом» и КАЭ Франции.

На ежегодных заседаниях Рабочей группы (рис. 10) обсуждается широкий круг проблем, включая экспериментальные и расчетные исследования теплогидравлических процессов в первом и втором циркуляционных контурах для различных компонентов оборудования (активная зона, промежуточный теплообменник, парогенератор, камеры смешения, натриевая полость реактора и т. д.), в номинальных, переходных и аварийных режимах с кипением натрия, физико-химических процессы в натриевом теплоносителе и технологию теплоносителя, разработку численных моделей процессов и их константное обеспечение, разработку средств диагностики и аварийной защиты [24].

#### Заключение

В результате проведенных исследований гидродинамики, тепло- и массообмена в жидкометаллических теплоносителях применительно к теплофизическому



Рис. 10. Идет заседание Рабочей группы № 3 «Технология»

обоснованию быстрых реакторах выяснен механизм теплообмена в жидких металлах, исследованы закономерности гидродинамики и теплообмена в каналах сложной формы и элементах оборудования, фундаментальные физико-химические закономерности системы теплоноситель-примеси-конструкционные материалы-защитный газ, научно обоснованы теплогидравлические параметры и высокоэффективные технологические процессы, разработаны и практически реализованы аппараты и системы, обеспечивающие успешную эксплуатацию быстрых реакторов с оригинальными техническими решениями, не имеющими аналога в мировой практике.

Несмотря на широкий спектр выполненных исследований гидродинамики, тепло- и массообмена в жидкометаллических теплоносителях применительно к теплофизическому обоснованию реакторов на быстрых нейтронах, такое обоснование нельзя считать исчерпанным. Это связано прежде всего с тем, что к безопасности реакторов предъявляются повышенные требования. Кроме этого, появились новые экспериментальные и расчетные возможности для решения проблем теплофизического обоснования быстрых реакторов.

Фундамент научно-технического обоснования быстрых реакторов нового поколения — расчетно-теоретические исследования закономерностей теплогидравлических, физико-химических и массообменных процессов. Только на их базе возможно создание верифицированного комплекса кодов, учитывающих взаимосвязь ядерно-физических, теплогидравлических, физико-химических, термомеханических, массообменных и технологических процессов, для обоснования ресурса ЯЭУ с учётом всех режимов её эксплуатации. Такой комплекс кодов не только позволит предсказать возможные аномалии, но и понять их причины и определить возможные пути минимизации их последствий.

#### Список литературы

- 1. Асмолов В.Г., Зродников А.В., Солонин М.И. Инновационное развитие ядерной энергетики России // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып. 3. С. 147–155.
- 2. Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И. Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI в. // Теплоэнергетика. 2014. —№ 5. С. 3–10. doi: 10.1134/S004036361405004X
- 3. Пономарев-Степной Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР // Атомная энергия. 2016. Т. 120. Вып. 4. С. 183–191.
- Клинов Д.А., Гулевич А.В., Каграманян В.С., Декуссар В.М., Усанов В.И. Вызовы и стимулы развития натриевых быстрых реакторов в современных условиях // Атомная энергия. 2018. Т. 125. Вып. 3. С. 131–136.
- Использование жидких металлов в ядерной, термоядерной энергетике и других инновационных технологиях / В.И. Рачков, М.Н. Арнольдов, А.Д. Ефанов, С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, Н.И. Логинов, Ю.И. Орлов, А.П. Сорокин // Теплоэнергетика. — 2014. — № 5. — С. 20–30. doi: 10.1134/S0040363614050087.

- 6. Нейтронно-физические и теплофизические исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода / С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, Г.П. Богословская, А.П. Иванов, М.А. Коновалов, А.В. Морозов, В.Ю. Стогов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2016. — № 3. — С. 104–115.
- Концепция перспективного энергоблока с быстрым реактором БН-1200 / В.И. Рачков, В.М. Поплавский, А.М. Цибуля, Ю.Е. Багдасаров, Б.А. Васильев, Ю.Л. Каманин, С.Л. Осипов, Н.Г. Кузавков, Б.Н. Ершов, Н.Р. Амирметов // Атомная энергия. — 2010. — Т. 108. — Вып. 4. —С. 201–205.
- 8. Поплавский В.М. Состояние и тенденции развития технологии быстрых реакторов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2011. — № 1. — С. 5–15.
- 8. Ушаков П.А., Сорокин А.П. Роль гидравлических сопротивлений при моделировании на воде естественной конвекции в баках быстрых реакторов // Теплоэнергетика. — 2000. — № 5. — С. 9–14.
- 9 Ushakov P.A., Sorokin A.P. Modeling problems of emergency natural convection heat removal in the upper plenum of LMR using water // Proc. of 8th Intern. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-8). Baltimore, USA, 2–6 April 2000. ICONE-8078.
- Экспериментальные исследования полей температуры и скорости на интегральной водяной модели быстрого реактора в различных режимах работы / А.Н. Опанасенко, А.П. Сорокин, А.А. Труфанов, Н.А. Денисова, Е.В. Свиридов, Н.Г. Разуванов, В.Г. Загорский, И.А. Беляев // Атомная энергия. 2017. Т. 123. Вып. 1. С. 28–35.
- Загорулько Ю.И., Кащеев М.В., Ганичев Н.С. Механизмы начальной деградации твэлов ТВС быстрых реакторов // Атомная энергия. — 2015. — Т. 119. — Вып. 2. — С. 75–79.
- 12. Кащеев М.В., Сорокин А.П. Расчетное исследование тяжелых аварий в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем // ВАНТ Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2017. Вып. 4. С. 24–36.
- Liquid metal coolants technology for fast reactors / V.M. Poplavsky, F.A. Kozlov, Yu.I. Orlov, A.P. Sorokin, A.S. Korolkov, Yu.Ye. Shtynda // Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities, FR-09. Kyoto, Japan, 7–11 Dec. 2009. IAEA-CN-176/FR09P1105.
- Козлов Ф.А., Сорокин А.П., Коновалов М.А. Системы очистки натрия как теплоносителя АЭС с реакторами на быстрых нейтронах (ретроспективноперспективный взгляд) // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2015. — № 3. — С. 5–19.
- Системы очистки натриевого теплоносителя АЭС с реактором БН-1200 / В.В. Алексеев, Ю.П. Ковалев, С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, В.Я. Кумаев, А.С. Кондратьев, В.В. Матюхин, Э.К. Пирогов, Г.П. Сергеев, А.П. Сорокин // Теплоэнергетика. 2013. № 5. С. 9–20. doi: 10.1134/S0040363613050019.
- 16. Козлов Ф.А., Коновалов М.А., Сорокин А.П. Очистка геттерами жидкометаллических систем с натриевым теплоносителем от кислорода // Теплоэнергетика. — 2016. — № 5. — С. 63–69. doi: 10.1134/S0040363616050040.

- Козлов Ф.А., Сорокин А.П., Коновалов М.А. Системы очистки натрия АЭС с реакторами на быстрых нейтронах // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2015. — № 3. — С. 5–15.
- Latge C. Sodium quality control: French developments from Rapsodie to EFR // Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities, FR09. Kyoto, Japan, 7–11 Dec. 2009. IAEA-CN-176/02-08P. Pp. 104–105.
- Расчеты массопереноса примесей в холодных ловушках с натриевым охлаждением / В.В. Алексеев, Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, Е.В. Варсеев, В.Я. Кумаев, А.С. Кондратьев // Атомная энергия. — 2015. — Т. 118. — Вып. 5. — С. 257–261.
- Температурные поля и теплоотдача в раздвинутых решетках твэлов, охлаждаемых тяжелым жидкометаллическим теплоносителем / А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин, В.В. Привезенцев // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2015. — № 4. — С. 90–100.
- Исследования температурных полей и теплоотдачи в модельных ТВС реактора с тяжелым теплоносителем (однородная геометрия) / Ю.А. Кузина, В.В. Привезенцев, А.П. Сорокин, К.С. Рымкевич // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2017. Вып. 4. С. 15–23. [Обнинск.]
- Мартынов П.Н., Орлов Ю.И. Современные подходы к технологии тяжелых теплоносителей // Новые промышленные технологии. — 2011. — № 1. — С. 3–6.
- 23. Сорокин А.П., Поплавский В.М., Труфанов А.А., Козлов Ф.А., Кузина Ю.А., Алексеев В.В., Латже К. Сотрудничество с французскими специалистами в области теплофизики быстрых реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2017. — Вып. 2. — С. 148–156. Доступен на https://vant.ippe.ru/year2017/2.html (дата посещения 18.03.2021).

### Исследование термического взаимодействия кориума с теплоносителями (натрий, вода). Проблемы экспериментального моделирования гипотетических тяжелых аварий на реакторных установках

Ю. И. Загорулько, К. Ф. Раскач, Н. С. Ганичев, В. Г. Жмурин, М. А. Коновалов

Развитие экспериментальных и расчетно-теоретических исследований термического взаимодействия (ТВ) имитаторов кориума с теплоносителями (натрий, вода), начатое в 80-х годах прошлого столетия, в основном следовало направлениям, развиваемым во всем мире:

исследования феноменологии ТВ и разработка фундаментальных моделей явления;

- исследование механизмов и характеристик отдельных стадий TB;

 – экспериментальные оценки энергетических эффектов ТВ в зависимости от условий, определяющих исходные параметры состояния теплоносителя, способов осуществления первоначального контакта;

 – экспериментальное моделирование процессов развития тяжелых аварий на реакторах БН;

 исследования воздействия имитаторов кориума на конструкционные материалы и физико-химические процессы на границах раздела расплава и в объеме бассейна расплава в ходе его отвердевания.

Исходная мотивация постановки этих исследований, применительно к задачам анализа гипотетических тяжелых аварий на реакторных установках (РУ), основывалась на аналогиях с аварийными ситуациями, зарегистрированными в различных отраслях промышленности, высокоэнергетическими эффектами при аварии на установках SPERT-I, SL-1, BORAX-1 (ТВ между расплавом алюминия и водой) [1]. Кроме того, возможность высокоэнергетического ТВ между кориумом и натрием следовала из предельных термодинамических оценок [2, 3].

Термическое взаимодействие возникает при контакте и прогрессирующем перемешивании двух жидкостей с существенно различающимися начальными температурами при более высокой летучести менее нагретой жидкости. В условиях тяжелой аварии на реакторной установке высокотемпературной жидкостью является кориум (расплав топлива и конструкционных материалов) активной зоны (АЗ), а низкотемпературной жидкостью — теплоноситель (вода, натрий).

Условием быстрой передачи тепловой энергии кориума теплоносителю является тонкое диспергирование (фрагментация) кориума и обеспечение совершенного контакта (полное смачивание). Расширение образующейся паровой фазы сопровождается совершением работы против внешних инерционных ограничений при одновременном протекании процессов конденсации на границе раздела с теплоносителем. Энергетический эффект ТВ характеризуется величиной коэффициента конверсии, определяемого в виде процентного отношения работы расширения к исходной тепловой энергии кориума. В зависимости от временных масштабов ТВ подразделяются на высокоэнергетические и низкоэнергетические. При временном масштабе  $10^{-4}$ – $10^{-3}$  с и увеличении (за счет фрагментации) поверхности контакта в  $10^3$  раз процесс парообразования в некоторых системах имеет взрывной характер и носит название парового взрыва.

Феноменология ТВ формировалась как синтез экспериментальных измерений его протекания в различных жидкостных системах и фундаментальных теорий, определяющих условия быстрой передачи тепловой энергии кориума теплоносителю [4] и условий распространения и энергетической накачки локально возникающей волны давления в масштабах всей системы [5].

Не останавливаясь здесь на критическом анализе этих теорий, согласно [5] ТВ подразделяется на следующие стадии:

 предварительное грубое перемешивание (премиксинг) кориума с теплоносителем;

 триггеринг-процесс, представляющий собой локальное возмущение квазистационарного состояния системы «кориум — теплоноситель» или импульсное воздействие на систему в целом (импульс давления, ударное воздействие при контакте со стенкой и т. д.);

 распространение возмущения, инициированного триггеринг-процессом в грубо перемешанной системе;

 эскалация возмущения за счет процессов тонкой фрагментации кориума и энергетической подкачки волны давления.

При анализе результатов экспериментальных исследований стадия премиксинга идентифицируется со временем задержки — промежутком времени между моментом достижения полного контакта между кориумом и теплоносителем и началом активной фазы, включающей последующие стадии ТВ.

Исследование ТВ и смежных задач анализа гипотетических тяжелых аварий на РУ осуществляется методами экспериментального моделирования с использованием разнообразных сред в качестве теплоносителя и кориума. Разработка методологии экспериментальных исследований предполагает детальное изучение свойств расплавов веществ имитаторов кориума с точки зрения их соответствия характеристикам «реального» кориума (температура, теплопроводность, состав). Целевая направленность этих исследований определяется достижением набора характеристик имитаторов кориума, обеспечивающих их использование для экспериментальной верификации расчетных моделей и кодов безопасности РУ.

В данной работе приведен ретроспективный анализ исследований ТВ и свойств имитаторов кориума, проводимых в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в течение длительного периода времени. Основной целью этого анализа является рассмотрение проблемных вопросов связанных с методологией моделирования ТВ на основе термитных имитаторов кориума. В изложенном контексте, детальное описание экспериментальных исследований, которое отражено в [6–25], не приводится.

#### Методология исследований ТВ и экспериментальные установки

Экспериментальные исследования ТВ отличаются рядом специфических особенностей, которые обусловлены статистической природой явления и проявляются в высокой чувствительности измеряемых характеристик по отношению к неопределенностям в начальных условиях. Длительность активной фазы ТВ при прочих равных условиях априорно неизвестна и может составлять от 0,001 с до 1 с. В некоторых случаях ТВ осуществляется в виде нескольких последовательных стадий с интервалом, величина которого для серии экспериментов с аналогичными начальными условиями является случайной величиной.

Измеряемыми параметрами ТВ являются: исходные характеристики расплава имитатора кориума и теплоносителя (масса, температура); параметры режима истечения (геометрические и кинематические); параметры изменения состояния системы кориум-теплоноситель в процессе взаимодействия (характеристики пиков давления в объеме теплоносителя и в газовой полости над его уровнем: скорость нарастания, длительность, амплитудно-частотные характеристики).

Для оценки скорости истечения расплава из камеры плавления применялись проволочные датчики пролетного типа (прерывание токового сигнала в электрической цепи датчика при разрушении его проволочного элемента в результате контакта с расплавом).

В экспериментах более позднего периода использовались специальные устройства для определения аксиальных динамических нагрузок, вызываемых перемещением столба теплоносителя. Эти устройства представляли собой розетки пластинчатых образцов (медь, нержавеющая сталь), располагаемые вблизи уровня теплоносителя. Мерой динамической нагрузки являлась остаточная деформация изгиба пластинчатых образцов. Величина динамической нагрузки, достигнутая при воздействии столба теплоносителя, рассчитывалась по калибровочным кривым, функционально связывающим остаточную деформацию изгиба пластинчатого элемента с распределенной нагрузкой, полученной в калибровочных экспериментах [15]. При соответствующем подборе толщины и материала пластинчатых образцов обеспечивалась удовлетворительная воспроизводимость калибровочных кривых.

В экспериментах с натриевым теплоносителем кинематические характеристики (начальные скорость и ускорение), перемещение столба натрия кроме того определялись численным дифференцированием начального участка кривой расхода, измеряемого магнитным расходомером, установленным на байпасной линии камеры взаимодействия.

Конечные фрагменты, имитатора кориума, собранные после окончания эксперимента подвергались фракционному анализу при помощи стандартного набора сит-классификаторов. Данные фракционного анализа, наряду с измеренными массами отдельных фракций обрабатывались в виде распределений фрагментов по размерам (массам) в предположении логнормального закона распределения. Морфология конечных фрагментов исследовалась методами сканирующей микроскопии для статистически значимых выборок фрагментов в составе индивидуальных фракций. Для определения начальной температуры расплавов термитных имитаторов кориума использовалась малоинерционная вольфрам-рениевая термопара специальной конструкции с пределом надежного измерения до 2400 °C. Результаты измерений — зависимости температуры от времени экстраполировались в область более высоких температур в предположении постоянства скорости охлаждения расплава в заданной геометрии, начиная с момента инициации термитной реакции [13].

В качестве дополнительных средств измерений длительности стадии ТВ в некоторых случаях использовались акустические датчики и акселерометры. При проведении экспериментов с модельными ТВС в термитную смесь, расположенную в имитаторах твэл, вводились порошковые маркеры (Mo, Cu). Их распределение по высоте после проведения эксперимента, полученное методами плазменной спектроскопии, позволяло оценить интенсивность перемещения материалов в процессе реакции.

Для проведения исследований ТВ воды, натрия с имитаторами кориума использовался ряд установок, которые были введены в эксплуатацию до 1990 г. В последующий период их технологическая часть и измерительные системы неоднократно изменялись в соответствии с экспериментальными задачами. Основные характеристики этих установок приведены в таблице 1.

#### Таблица 1.

Параметры	Установки				
	BPTHM	TBMT	ВУЛКАН	ВД	ПЛУТОН
Состав имитатора	легко-	высоко-	оксидно-	оксидно-	оксидно-
кориума	плавкие	темпера-	металли-	металличес-	металли-
	металлы	турные	ческие	кие	ческие
		расплавы	композиции	композиции	композиции,
		металлов			включая UO <sub>2</sub>
Теплоноситель	вода	вода	вода	вода	натрий
Масса расплава,					
КГ	<1	1	15	20	1
Macca					
теплоносителя, кг	10	15	300	100	10
Предельная					
температура					
расплава, °С	1100	3100	3100	3100	3100
Технология					
получения	эл. нагрев	эл. дуга,	термит	термит	термит
расплава		термит			
Геометрия	открытого	закрытого	открытого	закрытого	закрытого
	типа	типа	типа	типа,	типа
				до 2 МПа	
Контролируемые	Т, Р,	Т, Р, С <sub>н2</sub> ,	Т, Р, выход	Т, Р, выход	Т, Р, выход
параметры	выход	выход	фрагмента-	фрагмента-	фрагмента-
	фрагмен-	фрагмен-	ции	ции	ции
	тации	тации			

#### Установки АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» для исследования ТВ



Принципиальная схема установки ВРТНМ представлена на рисунке 1. Она использовалась проведения широкой программы исследований термического взаимодействия воды с легкоплавкими модельными веществами. Конструкция установки предусматривает возможность проведением экспериментов при различных типах контакта между расплавом и водой: свободное падение компактной массы

расплава на поверхность воды, подача расплава под уровень воды на различных высотах ее столба, свободное падение столба воды на поверхность расплава; инкапсуляция воды в объеме, ограниченном стенками камеры и слоем расплава (контакт типа «ловушка для теплоносителя»).

На рисунке 2 дан общий вид установки ВД. Конструкция установки позволяет проводить эксперименты при повышенных начальных давлениях (до 2 МПа) и температуре воды до 210 °C. Основным узлом установки является камера взаимодействия, размещаемая внутри силового корпуса и оснащенная системой первичных датчиков давления и температуры. Установка ВД предназначена для проведения экспериментов с большими массами термитных расплавов (до 20 кг). Инфраструктура установки в настоящем ее состоянии требует комплекса восстановительных работ.



Рис. 2. Стенд ВД-БАК



Рис. 3. Установка для исследования паровых взрывов вне корпуса реактора «ВУЛКАН»:
1 – корпус термитной камеры;
2 – тигель с термитной смесью;
3 – мембрана; 4 – реакционная камера; 5 – станина реакционной камеры

Принципиальная схема установок ВУЛКАН и ТВМТ представлены на рисунках 3 и 4 соответственно. В этих установках используется аналогичные методологии получения высокотемпературного pacплава на основе термитных реакций в специальных термитных камерах, отделяемых от камер взаимодействия расплава с водой при помощи металлических мембран. Разгерметизация мембран при контакте с термитом обеспечивает подачу расплава на поверхность воды. Вследствие роста давления защитного газа в ходе термитной реакции режим истечения определяется соотношением сил давления и температурным воздействием на материал мембран.

На рисунке 5 представлена схема экспериментального участка стенда ПЛУТОН, который по конструкции основных узлов аналогичен установке ТВМТ. Камера взаимодействия по натрию связана с байпасным трубопроводом, оборудованным электромагнитным расходомером для регистра-

ции перемещения натриевого столба в камере взаимодействия в ходе его взаимодействия с имитатором кориума. Экспериментальный участок по натрию связан с циркуляционным стендом, содержащим устройства очистки и контроля содержания примесей в натрии, загружаемом в экспериментальный участок. Стенд оборудован специальной системой вентиляции, содержащей фильтры для очистки воздуха от радиоактивных загрязнений перед его сбросом в окружающую среду.

#### Эксперименты с легкоплавкими металлами

Эксперименты главным образом были направлены на исследование длительности отдельных стадий ТВ и его энергетических эффектов в зависимости от типа контакта расплава с водой, исходной температуры расплава, массового отношения расплава и воды, геометрических и масштабных факторов. В качестве моделирующих веществ использовались расплавы олова, алюминия, свинца, сплав свинец-висмут в количествах, не превышающих 1 кг, и начальной температуре расплавов до 1000 °C.

Обобщение результатов экспериментальных исследований (более 1000 экспериментов) зависимости характеристик ТВ от типа первоначального контакта обобщены в таблице 2.



Рис. 4. Установка ТВМТ: 1 – камера плавления; 2 – рабочий участок; 3 – байпас; 4 – уровнемер; 5 – нагреватель; 6 – фильтр; 7 – вентиль; 8÷15 – ДПС1÷ДПС8; 16÷19 – Т1÷Т4; 20 – акселерометр; 21 – манометр



*Рис. 5.* Принципиальная схема экспериментального участка стенда ПЛУТОН:

- 1 газовая камера;
- 2 камера плавления;
- 3 термитная камера;
- 4 байпасная линия;
- 5 расходомер;
- 6, 7, Д1-Д6 датчики давления;
- 8 фильтр;

9 – газовая камера байпасного участка;

10 – проволочный пролетный датчик;

11 – розетка калиброванных

пластинчатых образцов;

12 – выходной патрубок

расплава;

АК – акселерометр

#### Таблица 2.

и расплавами легкоплавких металлов							
Амплитудные значения импульсов давления, МПа		Характеристики периодичности	Длительность пульсаций	Коэффи- циент	Расплав		
максимально	минимально	импульсов давления	давления, с	конверсии, %			
Струя расплава на поверхность воды							
до 0,12	от 0,01	апериодичный	до 2	менее 0,1	олово, висмут, алюминий		
Свободное падение компактной массы расплава на поверхность воды							
до 0,6	от 0,02	периодичный	до 0,1	1–4	олово, висмут		
Струя расплава на уровень воды							
до 0,06	от 0,03	ступенчато- периодичный	для отдельных стадий 0,2; общий до 1	2–4	олово, висмут		
Свободное падение столба воды на поверхность расплава							
до 0,4	от 0,03	периодичный	до 0,2	1–3	висмут		
Инкапсулирование воды под слоем расплава							
до 0,9	от <mark>0,1</mark>	апериодичный	до 0,03		олово		

Зависимость характеристик ТВ между водой

Феноменология ТВ между легкоплавкими металлами и водой характеризуется тремя четко различимыми стадиям.

1) Стадия задержки взаимодействия, ограниченная моментами времени достижения первоначального контакта и (в отсутствии триггера) начала активного взаимодействия.

2) Стадия активного взаимодействия, начало которой проявляется в резком возрастании акустического шума и появлении нарастающих пульсаций давления.

3) Стадия кипения воды на затвердевших фрагментах расплава.

Механизмы, определяющие феноменологию ТВ расплава легкоплавких металлов с водой, объясняются теплофизическими свойствами металлических расплавов (высокая теплопроводность). Высокие тепловые потоки, возникающие при первоначальном контакте, приводят к быстрому образованию паровой области, экранирующей первичные жидкие фрагменты расплава. Время существования этой области определяется условиями конденсации водяного пара на границах с теплоносителем, степенью начального недогрева воды и исходной температурой расплава, что подтверждается корреляциями, приведенными на рис. 6, 7. Высокие значения коэффициентов конверсии, имеющие место при типе контакта «ловушка для теплоносителя», объясняются достижением некоторого перегрева воды вследствие быстрого роста давления в паровой прослойке на границе раздела с расплавом.



Вследствие существенного различия в теплофизических свойствах в сравнение с кориумом легкоплавкие металлы не пригодны для его экспериментального моделирования. Вместе с тем информация, полученная в многочисленных отечественных и зарубежных исследованиях с использованием легкоплавких металлов, существенно способствовала совершенствованию методологии экспериментов и пониманию относительного вклада различных механизмов с учетом специфики сред, между которыми осуществляется ТВ.

#### Исследование ТВ в свободном и затесненном каналах (вода, натрий) с использованием имитаторов кориума на основе термитных реакций

Привлекательность использования расплавов продуктов термитной реакции в качестве имитаторов кориума обусловлена близостью температуры к температуре плавления топлива и аналогичным компонентным составом (металл — оксидная композиция).

В экспериментах первой серии, выполненной на установках ВУЛКАН и ВД с расплавом на основе оксида железа и алюминия, преимущественно отрабатывались задачи методологии: кинетические характеристики термитной реакции, начальная температура расплава и скорость ее изменения, транспорт расплава из термитной камеры в реакционную емкость.

Основными измеряемыми параметрами являлись энергетический эффект термического взаимодействия расплава (~0,5 кг) с водой (~11,5 кг) при исходной температуре ~20 °C).

Эксперименты показали возможность реализации спокойного режима термитной реакции (в отсутствие турбулентного горения, сопровождающегося переносом компонентов шихты). Начальная температура расплава в среднем соответствовала диапазону 2800–2900 °C.

В серии из 13 экспериментов в трех случаях были зарегистрированы амплитудные значения давления в объеме воды от 0,1 до 0,3 МПа. В двух случаях режим истечения расплава соответствовал струйному (диаметр струи от 8 до 15 мм) и в одном случае свободному падению в виде компактной массы. В четвертом эксперименте при истечении расплава компактной массой амплитуда давления составила 2 МПа, реакционная емкость была разрушена (отрыв дна, существенные деформации боковых стенок). Косвенные оценки коэффициента конверсии ТВ, проведенные на основе прочностных расчетов реакционной емкости, дали величину 1–2 %.

Высокие значения коэффициентов конверсии до 4% были получены в ранней серии экспериментов с расплавами термитов на основе оксида железа и циркония на установке ТВМТ (масса расплава до 0,6 кг, масса воды 11,5 кг). При этом имели место существенные деформации и частичное разрушение элементов конструкции установки.

Высокоэнергетические эффекты, наблюдаемые в экспериментах на установке ВУЛКАН и ТВМТ, не исключают возможный вклад химического взрыва гремучей смеси, образующейся в результате образования водорода в ходе пара циркониевой реакции на ТВМТ или взаимодействия пароводяной смеси с высокотемпературным расплавом алюминия в составе термитного расплава. Дальнейшие серии исследований ТВ между расплавом оксида циркония и водой проводились при заполнении газовых объемов установки инертным газом и обеспечении ее герметичности. Результаты последней серии экспериментов представлены в таблице 3. Первым варьируемым параметром в данной серии принималась степень раскрытия разделительной мембраны, которая оценивалась отношением площади раскрытия к исходной площади мембраны, выражаемой в процентах. Вторым варьируемым параметром являлась величина массового отношения  $m_k/m_{\rm H20}$ . Наибольшее значении конверсии имело место в эксперименте B2 при наибольших величинах варьируемых параметров, что объясняется когерентностью первоначального контакта массы расплава и воды.

#### Таблица 3.

1 2	-				
Параметр	Номер эксперимента				
	B1	B2	B3	B4	B5
Степень раскрытия мембраны,					
$D_m/d_{3KB}, \%$	19	62	30	43	27
Величина массового отношения,					
$M_k / M_{\rm H_2O} \cdot 10^{-2}$	27	69	29	40	25
Усредненная остаточная					
деформация изгиба пластинчатого					
элемента, рад	0,018	0,591	0,0256	0,176	0,0206
Усредненная полная деформация					
изгиба пластинчатого элемента, рад	0,066	0,674	0,0763	0,262	0,073
Динамическая нагрузка на					
пластинчатый элемент, Н	26,1	100,4	30,1	42,11	28,6
Ускорение перемещения					
пароводяного столба, м·с <sup>-2</sup>	67,9	271,6	98,4	135,5	94,2
Скорость перемещения					
пароводяного столба, м·с <sup>-1</sup>	3,3	5,2	3,2	4,03	3,63
Усредненное давление аргона в					
газовой полости камеры					
взаимодействия, Па·10 <sup>-5</sup>	1,043	9,3	1,1	1,4	1,15
Кинетическая энергия перемещения					
пароводяного столба, <i>Е</i> <sub>k</sub> , Дж	59,8	148,8	56,3	89,3	72,44
Работа адиабатического сжатия					
воздуха в газовой полости камеры					
взаимодействия, W <sub>c</sub> , Дж	296,7	3,15·10 <sup>5</sup>	888,7	3539,5	1317,6
Коэффициент конверсии, η, %	0,33	3,96	0,42	0,63	0,47

Основные результаты экспериментальных исследований

Фрагменты по окончании экспериментов подвергались анализу на ситах. Полученные массивы кумулятивных долей в зависимости от размера обрабатывались с использованием зависимости:

$$D(\delta) = \frac{100}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^{t} \exp\left(-t^2/2\right) dt, \qquad (1)$$

$$t = \frac{\lg \delta - \lg \delta_{50}}{\lg \sigma},\tag{2}$$

где D — кумулятивная доля (%);  $\delta$  и  $\delta_{50}$  — текущий размер фрагмента и медианное значение, мм;  $\sigma$  — нормальное отклонение распределения. В дальнейшем массивы данных линеаризовались.

Выход фрагментации для экспериментов B1–B5 в виде распределений размеров конечных фрагментов по их размерам приведен на рисунке 8.

Численные оценки коэффициентов конверсии и других характеристик ТВ в одной из серий экспериментов, проведенных на стенде ПЛУТОН, приведены в таблице 4. В этой серии основным варьируемым параметром являлась величина эквивалентного диаметра отверстия истечения расплава из камеры плавления. Скорости течения составляли 10–12 м/с, что обеспечивало премиксинг расплава уже на стадии первоначального контакта с натрием за счет ударной фрагментации. При этом по времени премиксинг практически совпадает с активной фазой ТВ, так как образующиеся в результате ударной фрагментации первичные фрагменты хорошо смачиваются натрием.



*Рис.* 8. Распределение по размерам фрагментов полученных при взаимодействии расплава (Fe+ZrO<sub>2</sub>) с водой в экспериментах B1(■), B2(□), B3(○), B4(◊), B5(\*)

#### Таблица 4.

Параметры термического взаимодействия расплава (ZrO <sub>2</sub> +Fe)
в зависимости от эквивалентного диаметра отверстия истечения натрия
$(T_{Na} = 823 \text{ K}; \text{ массовое отношение } 0,012-0,014)$

Параметр	№ эксперимента						
	1	2	3	4	5	6	7
	Эквивалентный диаметр отверстия истечения натрия, мм						
	10	10	25	25	26,4	30	30
	Уско	рение осе	вого пере	мещения	натриево	го столба,	$M \cdot c^{-2}$
<ul> <li>по деформации</li> <li>пластинчатых образцов</li> </ul>	126,5	135,6	164,4	165,5	321,3	632,1	651,2
<ul> <li>по кривой расхода натрия</li> </ul>	103,0	118,3	152,6	159,1	340,0	628,9	624,7
	Скорость осевого перемещения натриевого столба, м/с						
<ul> <li>по деформации</li> <li>пластинчатых образцов</li> </ul>	2,51	2,92	3,63	3,41	4,39	5,62	5,86
<ul> <li>по кривой расхода натрия</li> </ul>	2,07	2,61	2,89	2,96	4,59	6,12	6,19
Осевая динамическая нагрузка, Па·10 <sup>5</sup>	0,40	0,46	0,53	0,54	0,98	1,84	2,03
Кинетическая энергия столба натрия, Дж	7,7	12,3	15,0	15,7	34,7	67,4	72,2
Адиабатическая работа сжатия газа, Дж	82,6	91,8	107,9	124,1	397,2	556,6	687,6
Коэффициент конверсии, %	4,5.10-2	5,2·10 <sup>-2</sup>	6,3.10-2	6,9·10 <sup>-2</sup>	1,8.10-1	3,2.10-1	3,8.10-1

В экспериментах № 6 и № 7 были получены самые высокие коэффициенты конверсии, когда-либо измеряемые на стенде ПЛУТОН. Вследствие низких значений массового отношения эти величины могут рассматриваться в качестве достаточно реалистичных консервативных оценок.

Распределение конечных фрагментов по их размерам для экспериментов 1–4 представлено на рисунке 9. Медианные размеры конечных фрагментов для всех серий лежат в узком интервале значений, что свидетельствует о возможности их образования за счет термических напряжений, возникающих при отвердевании фрагментов, генерируемых во время основной стадии ТВ.

В экспериментах с расплавами UO<sub>2</sub>+Mo при аналогичных условиях коэффициенты конверсии имели порядок ~ 10<sup>-2</sup> %, хотя медианные размеры фрагментов были существенно меньше. Таким образом, оценка коэффициентов конверсии по массовой доле нижних фракций представляется неправомерной.



Рис. 9. Логнормальная функция распределения фрагментов в опытах H1(\*) H2(■) H3(◊) H4(○) при взаимодействии расплава (Fe+ZrO<sub>2</sub>) с натрием

#### Исследования, направленные на моделирование тяжелых аварий на БН. Первые результаты, перспективы развития

Исследования данной серии осуществлялись в три этапа.

1. Испытания одиночных имитаторов твэлов в объеме статического натрия (энергетический эффект, генерируемый термитными реакциями Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> + Zr, Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> + Al от 36 до 80 кДж, исходная температура натрия 550 °C).

2. Испытания 7-стержневых пучков имитаторов твэлов (в геометрии стержневого пучка реакторной ТВС) в статическом натрии при 550 °C. Энергетический эффект термитной реакции имитатора топлива на основе термитной реакции Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> + Al от 40 до 80 кДж.

3. Испытания 7- и 19-стержневых модельных сборок при аналогичных условиях.

Основная цель первых двух этапов состояла в исследованиях повреждаемости оболочек и распределении дефектов по высоте и азимутальной координате индивидуальных твэлов.

Для одиночных твэлов сквозные дефекты оболочки не наблюдались. Измерения акустических шумов свидетельствовало о вскипании натрия общей продолжительностью в несколько секунд, изменения давления в газовой полости над уровнем натрия отсутствовали.

В случае стержневых сборок зафиксированы многочисленные дефекты оболочек с преобладанием их числа на центральном имитаторе, вплоть до полного его разрушения в центральной зоне.

Ниже приводятся исследования на экспериментальном участке стенда ПЛУТОН с 7-стержневыми (общий вид представлен на рис. 10) и 19стержневыми модельными сборками. Геометрия стержневого пучка соответствовала ТВС типичного РУ БН. В качестве имитатора топлива использовалась эквимолярная смесь A1 + Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Энерговыделение обеспечивалось тепловым эффектом термитной реакции смеси, синхронно инициируемой в индивидуальных имитаторах твэлов, и в среднем составляло (для 19-стержневой сборки) от ~50 до ~63 кДж на один имитатор твэла. Эксперименты



*Рис. 10.* Общий вид 7-стержневой сборки

проводились в статическом натрии при его начальной температуре 550 °C.

Подробное описание конструкций экспериментального оборудования, используемой методологии и средств измерения представлены в [21, 23].

Основные результаты, полученные в эксперименте с 19-стержневой сборкой, могут быть обобщены в следующем виде:

 Область глобальной деградации оболочек имитаторов твэлов составила ~ 65% по ее высоте и преимущественно локализована в стержневом пучке с повышенной плотностью термитного заряда.

2) В условиях эксперимента идентифицированы три основных механизма деградации оболочек:

температурные напряжения в материалах оболочек;

- плавление материала оболочек;

 динамические и температурные эффекты, обусловленные термическим взаимодействием имитаторов кориума с натрием и воздействием температурного расплава на материалы оболочек.

3) Общее количество продуктов термитной реакции, выброшенных за пределы объема, составила 75–80% от исходной массы термитной смеси.

4) Расчетное значение коэффициента конверсии — 0, при мощности энерговыделения 4,85 кВт.

5) На основе данных анализа распределения материалов по высоте сборки (в том числе материалов специальных маркеров) показали их интенсивное перемещение в процессе формирования расплава имитатора топлива.

6) В нижней зоне сборки обнаружена сосредоточенная в виде слитка масса, состав которой соответствует нержавеющей стали с повышенным содержанием железа.

Анализ методологии экспериментов с модельными сборками показывает необходимость ее изменения в частях, касающихся обеспечения расхода натрия через сборку в исходном ее состоянии, конструктивное обеспечение проходных
сечений модельной сборки соответствующих реальной TBC, обеспечение герметичности твэлов. Технология подготовки имитаторов топлива должна быть адаптирована к обеспечению линейной мощности энерговыделения. В состав средств измерения необходимо включить малоинерционные датчики температуры и давления.

Очевидно, что решение задач максимально возможного приближения характеристик и свойств термитных имитаторов топлива и кориума к натурным веществам требует проведения комплекса физико-химических исследований составов различных композиций в сочетании с изучением кинетики соответствующих термитных реакций в геометрии реальных моделируемых устройств. При этом целесообразна ориентация на конкретные расчетные модели тяжелых аварий, экспериментальная верификация которых возможна на основе изученных свойств термитных расплавов.

Для расплавов Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>+Fe экспериментально установлена достаточно быстрая кинетика их расслоения на металлическую фазу и керамическую при их пространственном разделении (рис. 11) [25].

Указанное явление при соответствующем подборе состава исходных компонентов термитной реакции позволяет разработать технологию получения больших масс (более 100 кг) высокотемпературного расплава железа (стали) для экспериментального моделирования различных стадий развития тяжелых аварий для РУ БН и РУ ВВЭР. В частности, эта технология могла бы быть использована как базовая при создании экспериментального участка стенда ПЛУТОН для верификации расчетной модели проплавления чехла аварийной сборки под воздействием высокотемпературного расплава материала оболочек твэлов, образующегося до расплавления топлива. Постановка задачи и ее экспериментальная реализация предполагает постоянную обратную связь между разработчиками модели и экспериментаторами вплоть до получения конечного продукта в виде верифицированного кода (рис. 12).



*Рис. 11.* Расслоение имитатора кориума: а) металлическая фаза, б) керамическая фаза



*Рис. 12.* Набор экспериментальных данных для верификации кодов тяжелых аварий

#### Расчетно-теоретические модели ТВ. Модель тонкой фрагментации кориума

За период развития исследования ТВ было предложено большое количество механизмов и моделей тонкой фрагментации кориума в воде и в натрии. Их анализ, приведенный в [16], показывает неприемлемость для систем, в которых высокотемпературный расплав кориума претерпевает затвердевание. Напряжения, возникающие в затвердевающем фрагменте кориума за счет температурного градиента, могут вызывать фрагментацию высокотемпературного материала одновременно для целой совокупности фрагментов. Этот процесс в сочетании с гидродинамическим премиксингом приводит к развитию поверхности, достаточной для реализации высокоэнергетического ТВ. Разрушение частично затвердевших фрагментов приводит к струйному истечению расплава, содержащегося в остающемся еще жидком ядре фрагмента. Тем самым обеспечивается достижение прямого контакта между кориумом и теплоносителем. В частности, этот механизм приемлем и для тех систем, в которых поверхностная температура исходных фрагментов, образовавшихся на стадии премиксинга и уже частично затвердевших, существенно превышает критическую температуру, например, для систем UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O, ZrO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O и других. В этих случаях микроструи перекрывают паровой слой, экранирующий фрагменты до момента их разрушения, при скорости истечения, обеспечивающей превышение критического значения числа Вебера. Они могут подвергаться дроблению, увеличивая поверхность прямого контакта между кориумом и теплоносителем. Возможные механизмы образования микроструй представлены в модели, изложенной в [15]. Они предполагают проникновение теплоносителя внутрь поверхностно-затвердевшего первичного фрагмента через дефекты, возникающие в твердой оболочке вследствие тангенциальных термических напряжений. Движущей силой этого проникновения служит перепад давлений между полостью фрагмента, формируемой в процессе затвердевания за счет разности плотностей при фазовом переходе, и окружающей средой. Последующий перегрев и испарение теплоносителя приводит к разрушению твердой оболочки и струйному истечению жидкого ядра. Теплоноситель также может быть инкапсулирован в объеме фрагмента за счет захвата в процессе перемешивания. Механизм может носить множественных характер, осуществляясь в узком временном интервале на целом ансамбле первичных фрагментов. Тем самым снимаются вопросы, связанные с распространением ТВ на систему в целом. Процесс осуществляется при наличии положительной обратной связи, приводящей к разрушению твердых оболочек соседних фрагментов, обеспечивая когерентность взаимодействия.

Данная модель была подтверждена исследованиями морфологии фрагментов, полученными на установке ТВМТ при исследовании ТВ в системе  $ZrO_2-H_2O$ [16]. Она объясняет возможность высокоэнергетических ТВ в системах  $UO_2-H_2O$ ,  $ZrO_2-H_2O$  и их отсутствие в системах  $UO_2$ -Na,  $ZrO_2$ -Na, в которых контактная температура оказывается ниже не только критической температуры, так и ниже температуры спонтанной нуклеации.

#### Термодинамическая модель ТВ в теплоносителях (натрий, вода)

В отсутствии детальной информации о физической природе механизмов ТВ и кинетики их протекания уже в первоначальный период его исследований были проведены консервативные оценки коэффициентов конверсии на основе термодинамических подходов.

В соответствии с моделью Хикса — Мензиса [2], предложенной для анализа энергетического выхода в системе «расплав UO<sub>2</sub> — Na», развитие ТВ осуществляется в виде двух последовательных стадий:

1) полное адиабатическое перемешивание кориума с натрием и быстрый теплообмен между ними при постоянном объеме;

2) адиабатическое расширение системы до некоторого конечного объема с совершением работы против сил давления окружающей среды.

Значения коэффициента конверсии в зависимости от массового отношения компонентов и величины внешнего давления составляют 50–60%.

В модели Холла [3] рассматривается адиабатическая система постоянного объема, состоящая из двух частей: смеси теплоносителя с кориумом (в диспергированном состоянии) и газовой инертной атмосферы над смесью. Процесс сжатия газа при расширении системы в отличие от модели [2] принимается обратимым, что позволяет оценить работу сжатия. Все возможные необратимости связаны только со смесью. Значения коэффициентов конверсии, оцененные для системы «UO<sub>2</sub> — H<sub>2</sub>O», составили 7–8 %.

С учетом постулируемых положений моделей [2, 3] устанавливают, соответственно, верхний и нижний термодинамические пределы преобразования тепловой энергии кориума в механическую работу. Модель, разработанная в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [20], описывает адиабатически изолированную систему, состоящую из двух частей: 1) однородную смесь натрия с частицами кориума, размер которых соответствует усредненному медианному размеру экспериментально измеренных распределений; 2) столба «холодного» натрия, свободно перемещаемого в аксиальном направлении. На первой стадии ТВ теплообмен между частицами кориума и натрием приводит к его сжатию до давления, превосходящего давление насыщения при соответствующей температуре. Длительность стадии определяется временем акустической нагрузки столба натрия. На второй стадии, следующей после снижения давления до уровня давления насыщения, происходит образование паровой фазы натрия и ее расширение с совершением работы перемещения столба натрия, рассчитываемой на основе усредненных экспериментальных оценок активной фазы TB.

При численном тестировании модели с использованием различных значений массового отношения  $z = m_c/m_{Na}$  ( $m_c$ ,  $m_{Na}$  — массы кориума и натрия соответственно) и медианного размера частиц кориума ~ 300 мкм получены значения коэффициента конверсии от ~ 1,5 до 3 %, в отсутствии теплообмена и при идеальном теплообмене между кориумом и натрием на стадии расширения, соответственно.

#### Заключение

Приведенные выше результаты экспериментальных и расчетно-теоритических исследований термического взаимодействия имитаторов кориума с теплоносителями (натрий, вода) позволяют подвести некоторые общие итоги как с точки зрения их завершенности, так и формирования направлений дальнейших исследований, ориентированное на экспериментальное моделирование процессов, определяющих протекание и последствия гипотетических тяжелых аварий на реакторных установках.

На протяжении предшествующего этапа, на основе созданной экспериментальной базы и разработанных методологий, преимущественно изучались фундаментальные характеристики процессов взаимодействия кориума с теплоносителями с использованием в качестве имитаторов кориума широкого спектра расплавов различных композиций.

Наиболее значимые результаты, полученные в этих испытаниях, могут быть представлены в следующих обобщениях.

1. Экспериментальная база, методология и результаты исследований ТВ расплавов различной композиции с водой могут являться основой для формирования предложений на проведение технической экспертизы и экспериментальных исследований в обоснование проектов неядерных промышленных объектов, характеризующихся риском аварийных ситуаций, приводящих к ТВ между высокотемпературными средами и водой (охладитель). Потенциальными потребителями этих услуг могут рассматриваться объекты черной и цветной металлургии, производства керамики и стекла, сжиженных газов и т. д.

2. Исследования фундаментальных характеристик процессов ТВ (феноменология явления в зависимости от исходных определяющих параметров, энергетические эффекты, механизмы процессов тонкой фрагментации различных имитаторов кориума) и измеренные значения коэффициентов конверсии для модельных композиций кориума показали неосуществимость крупномасштабного высокоэнергетического ТВ между этими имитаторами кориума и натрием по механизму парового взрыва. Для окончательных выводов о предельно достижимых значениях коэффициентов конверсии необходимы экспериментальные исследования, имеющие своей целью приближение свойств моделирующих составов к свойствам кориума. Кроме того, необходимы эксперименты в условиях низких значений недогрева натрия при соответствующем учете масштабного фактора. Необходима разработка критериев переноса результатов, полученных с использованием моделирующих композиций, на «реальный» кориум. В исследованиях поздних стадий развития тяжелой аварии следует учитывать эффекты фазового расслоения расплава кориума. Последняя ситуация прогнозируется при анализе поведения кориума во внутриреакторной ловушке кориума (поддон).

3. Экспериментально показана возможность высокоэнергетических ТВ в системах «имитатор кориума — вода». Оценка энергетических эффектов в этих экспериментах могла быть проведена только на основе расчетов их разрушающего потенциала по отношению к элементам конструкции экспериментальной установки. Для адекватной интерпретации этих результатов необходимы экспериментальные оценки выхода водорода за счет паро-циркониевой реакции в экспериментах с термитом на основе циркония и реакции перегретого алюминия с водой (водяным паром) в экспериментах с термитом на основе алюминия. В условиях контакта с кислородом воздуха основной вклад в измеренный энергетический эффект мог быть обусловлен химическим взрывом образующейся гремучей смеси.

4. Проведена первая серия экспериментальных исследований повреждаемости оболочек имитаторов твэлов и чехла на модельных сборках (7- и 19-стержневые пучки) с имитатором топлива в виде термитной смеси мелкодисперсных порошков алюминия и оксида железа Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Эксперименты проводились при отсутствии расхода натрия (T<sub>Na</sub> = 550 °C) через сборку. Высокая степень деградации оболочек и проведенный анализ механизмов этой деградации показал возможность существенного вклада в интенсивность их протекания эффектов, обусловленных кинетикой самой термитной реакции и интенсивного перемещения материалов внутри твэла. Для адаптации методологии термитных имитаторов топлива в экспериментальных исследованиях подобного типа необходим специальный подбор фракционного состава компонентов термитной смеси, обеспечивающих кинетику энерговыделения аналогичную процессам поведения топлива в ситуациях тяжелых аварий. На основе имеющихся экспериментальных данных и результатов поисковых исследований показана возможность реализации такой технологии, удовлетворяющей критериям моделирования топлива и кориума расплавов имитаторов.

5. Экспериментально показана достаточно быстрая кинетика фазового расслоения в расплаве Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> + Fe и возможность удержания затвердевшей керамической фазы Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> над жидкой ванной расплава железа (стали) при температуре ~ 2100–2500 °C. На этой основе возможна разработка технологии получения высокотемпературных расплавов железа (стали), которая является базовой для реализации экспериментальной верификации расчетных моделей одного из сценариев гипотетической тяжелой аварий на реакторе БН.

В условиях дефицита экспериментальных данных, необходимых для разработки, валидации и верификации расчетных моделей и кодов тяжелых аварий, настоятельно необходима модернизация существующей экспериментальной базы и усовершенствование методологии проведения исследований, удовлетворяющей критериям адекватного моделирования тяжелых аварий.

С учетом временных, экологических и экономических факторов экспериментальное моделирование тяжелых аварий с использованием натурных компонентов в ближайшей перспективе не представляется осуществимым. Целесообразно сосредоточить усилия на усовершенствование методологии моделирования на основе термитной технологии, обладающей возможностями ее версификации для различных экспериментальных исследований, легко адаптируется к инфраструктуре натриевых и водяных экспериментальных установок и на порядки величины дешевле всех возможных аналогов технологий получения высокотемпературных расплавов.

#### Список литературы

- 1. Fast Reactor Fuel Failures and Steam Generation Leaks: Transient and Accident Analysis Approaches, IAEATECDOC-908, October 1996.
- E.P. Hicks, D.C. Menzies Theoretical Studies of the Fast Reactor Maximum Accident // Proceedings of the Conference on Safety, Fuels and Core Design in Large Fast Power Reactors, ANL-7120, 1965, pp. 654–670,
- 3. A.N. Hall Outline of a New Thermodynamic Model of energetic fuel-coolant interactions // Nucl. Eng. Design., 1988, vol. 109, pp. 407–415.
- Fauske H.K. Role of Energetic Mixed Oxide Fuel-Sodium Thermal Interactions in LMFBR Safety / Proc. Of 3-d CSNI Specialists Meeting on Na-Fuel Interactions in Fast Reactors. Tokyo, Japan. March 1976.
- Board S.R., Hall R.W. Detonation of Fuel/Coolant Explosions // Nature. 1975. 254. — Pp. 319–321.
- Masagutov R.F., Kozlov F.A., Zagorulko Yu.I., Haritonov S.R. An investigation of the interaction of molten stainless steel with sodium on the test rig // Proc. of Int. Fast Reactor Safety Meeting, USA, Snowbird, Utah.USA 12-16 Aug.1990. ANS, vol. 1, pp. 213–222.
- Загорулько Ю.И., Масагутов Р.Ф., Харитонов С.Р., Жмурин В.Г., Козлов Ф.А. Исследование динамики взаимодействия расплавов нержавеющей стали и титана с водой и жидкометаллическими теплоносителями // Сб. тезисов докл. межотраслевой конф. «Теплофизика-91» «Использование жидких металлов в

народном хозяйстве». — 12–15 ноября 1991, ФЭИ, Обнинск. — ФЭИ, Обнинск, 1993. — С. 187–190.

- Masagutov R.F., Kozlov F.A., Zagorulko Yu.I. Experimental Investigations of MFCI in Russia // Technical Committee Meeting on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocations in LMFRs. O-arai, Ibaraki, Japan, June 6– 9, 1994 IWGFR/89, p. 199.
- Ремизов О.В., Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И., Сорокин А.П., Богатырев И.Л. Паровые взрывы: анализ экспериментальных исследований // Теплоэнергетика. — 1997. — № 8. — С. 17–24.
- Ремизов О.В., Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И., Сорокин А.П., Богатырев И.Л. Расчетно-теоретическое моделирование взаимодействия расплава топлива с теплоносителем в процессе парового взрыва // Теплоэнергетика. — 1997. — № 9. — С. 54–63.
- Ковалев Ю.П., Загорулько Ю.И., Жмурин В.Г., Казанцев Г.Н., Самойлов С.Г. Тепловые эффекты при горении термитной смеси U+MoO<sub>3</sub> / Препринт ФЭИ-2745, 1998.
- Zagorul'ko Yu.I., Remizov O.V., Kozlov F.A., Nalivaev V.I., Kapinos G.A., Meleshko Yu.P., Kharitonov S.R. An experimental investigation of the interaction between molten thermit mixtures and lead with water // Thermal Engineering. 1998. Vol. 45. No. 3. Pp. 195–201.
- Загорулько Ю.И., Капинос Г.А., Козлов Ф.А., Ремизов О.В., Самойлов С.Г., Фрактовникова А.А. Вопросы методологии исследования паровых взрывов с использованием термитных смесей // Тр. Междунар. конф. «Теплофизика-98» «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР». Том 2. — Обнинск, ФЭИ, 1998. — С. 243–250.
- 14. Zagorul'ko Yu.I., Zhmurin V.G., Volov A.N., Kovalev Yu.P., Matveev K.A. Energy transformations during the thermal interaction of sodium with core materials melt // Atomic Energy. 2004. Vol. 96. No. 5. Pp. 338–344.
- 15. Загорулько Ю.И., Жмурин В.Т., Волов А.Н., Ковалев Ю.П. Экспериментальные исследования термического взаимодействия кориума с теплоносителями // Теплоэнергетика. 2008. № 3. С. 48–58.
- 16. Загорулько Ю.И. Механизмы фрагментации кориума в теплоносителях (вода, натрий) // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2008. № 3. С. 59–65.
- 17. Загорулько Ю.И., Жмурин В.Г., Ганичев Н.С., Кащеев М.В. Экспериментальное моделирование развития тяжелой аварии при потере расхода натрия на стенде «Плутон» // Научно-техн. сб. «Итоги научнотехнической деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2010 г.». — Обнинск, ФЭИ, 2011. — С. 242–251.
- 18. Загорулько Ю.И., Камаев А.А., Ашурко Ю.М., Кащеев М.В., Ганичев Н.С., Жмурин В.Г. Исследование повреждаемости оболочек твэлов в условиях, моделирующих потерю расхода натрия через АЗ // 8-я междунар. научнотехн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2012). — Москва, 23–25 мая 2012. — С. 266–271.

- Загорулько Ю.И., Кащеев М.В., Жмурин В.Г., Ганичев Н.С. Возможные механизмы повреждаемости оболочек твэлов в условиях потери расхода теплоносителя (натрий-вода) через топливную сборку // Сб. докл. научнотехн. конф. «Теплофизические экспериментальные и расчетно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на БН» (Теплофизика-2012). — Обнинск, ФЭИ, 24–26 октября 2013. —С. 148–157.
- Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С., Кащеев М.В. Термодинамические оценки энергетических эффектов термического взаимодействия кориума с натрием // Научно-техн. сб. «Итоги научно-технич. деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 г.». — Обнинск, ФЭИ, 2012. — С. 185–190.
- 21. Загорулько Ю.И., Камаев А.А., Ашурко Ю.М., Ганичев Н.С., Кащеев М.В., Жмурин В.Г. Исследование разрушений оболочек имитаторов твэлов в статическом натрии при нестационарных тепловых нагрузках // Fr13 Inter. Conf. "Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technology and Sustainable Scenarios" Paris, 4-7 March 2013, МАГАТЭ.
- 22. Загорулько Ю.И., Кащеев М.В., Ганичев Н.С. Механизмы начальной стадии деградации твэлов твс быстрых реакторов // Атомная энергия. 2015. Т. 119. № 2. С. 75–78.
- Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С., Жмурин В.Г., Кащеев М.В. Экспериментальные исследования деградации модельных топливных сборок при авариях с неконтролируемой потерей расхода натрия // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2016. — № 5. — С. 132–144.
- 24. Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С. О возможных механизмах термического взаимодействия кориума с натрием при тяжелых авариях // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2018. № 5. С. 119–125.
- Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С. Экспериментальное исследование поведения кориума на границе его раздела с реакторными конструкционными материалами // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2018. — № 5. — С. 126–133.
- 26. Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Труфанов А.А., Камаев А.А., Орлов Ю.И., Алексеев В.В., Грабежная В.А., Загорулько Ю.И. Актуальные проблемы теплофизики реакторов на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика. — 2018. — № 10. — С. 60–69.

# ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

### Многослойные графеноподобные структуры, интеркалированные цезием, в прикладных задачах плазменной электроэнергетики

В. И. Ярыгин, О. Ф. Кухарчук, С. М. Тулин

Открытие графена (первый истинно двумерный кристалл) дало мощный толчок к развитию целых новых направлений в фундаментальной физике, микроэлектронике, оптике и т. д. По современным представлениям графен является своеобразным «строительным» блоком для формирования графеноподобной структуры (см. рис. 1).

Толщина графена, измеренная с помощью атомно-силового микроскопа, составляет ~ 1 нм. Для его получения в литературе описаны различные способы, такие как электронная литография, реактивное плазменное травление, химические методы осаждения из газовой фазы и др. [1].

Интерес к графену/графеноподобной структуре связан, прежде всего, с их уникальными физическими свойствами, такими как увеличенная теплопроводность, электропроводность, прочность и др.

Особый интерес в различных прикладных задачах и технических устройствах представляет использование графен/графеноподобных структур, интеркалированных атомами щелочных металлов в межплоскостное пространство графеноподобных структур, для увеличения расстояния между соседними слоями и их расщепления (см. рис. 2). Под явлением интеркалирования понимается [2, 3] про-



Рис. 1. Принципиальная схема графена (а) и графеноподобной структуры (б)

никновение атомов (кластеров), адсорбированных на двумерной пленке из графен/графеноподобной структуры, под пленку. Соответственно, графен — двумерная аллотропная модификация углерода, образованная слоем углерода толщиной в один атом (~1 нм), а графеноподобная структура — «стопка» графеновых слоев с количеством таких слоев от десятков до сотен.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в кооперации с Санкт-Петербургским Горным университетом был обнаружен новый физический механизм ранее неизвестного явления (регистрационный номер РАЕН 660 от 20.12.2019) — превращение аморфного мелкодисперсного углерода в гетерогенную анизотропную двумерную структуру, интеркалированную цезием (см. рис. 3). В частности, было также обнаружено, что такая структура позволяет снизить работу выхода электронов до аномально низких значений порядка 1–2 эВ за счет образования дипольного момента на границе раздела графен/графеноподобной структуры с низкотемпературной цезиевой плазмой, содержащей конденсат возбужденных состояний цезия.

Графеноподобные структуры формировались в условиях межэлектродной среды термоэмиссионного преобразователя энергии (ТЭП) в углеродном покрытии никелевого коллектора. Схема механизма приведена на рис. 4. Результаты экспериментов также показали, что в графеноподобной структуре, интеркалированной кластерами цезия (рис. 3), присутствуют атомы С, О, Ni, Mo и Cs (рис. 5).

Численное моделирование зоны взаимодействия первичного электронного пучка с графеноподобной структурой на образце коллектора позволило определить толщину этой структуры ~0,9 мкм, что примерно соответствует 900 слоям графена в «стопке» графеноподобной структуры [4].

Важно отметить, что краевые атомы графеноподобной структуры, интеркалированной цезием, герметизировали ее настолько, что разделка коллектора на образцы, их перенос через воздух в аналитические камеры для микроанализа сохранили цезиевые кластеры под графеноподобной структурой.



*Рис.* 2. Слои <u>интеркалированной</u> графеноподобной структуры



Рис. 3. Физическая модель слоистой графеноподобной структуры, интеркалированной цезием



*Рис.* 4. Принципиальная схема образования графена (а), интеркалированного цезием, на коллекторе (б)



*Рис. 5.* Рентгеновский спектр из области возбуждения графеноподобной структуры, интеркалированной кластерами цезия. Соотношение атомарных концентраций элементов C: O: Ni: Mo: Cs — 27 % : 53 % : 12 % : 2 % : 10 %

Как уже отмечалось выше, было обнаружено, что графеноподобные структуры, интеркалированные цезием, могут иметь аномально низкую работу выхода электронов от ~1 эВ до 2 эВ. Результаты измерения эмиссионных характеристик образовавшейся на коллекторе электронной системы «кластеры конденсата возбужденных состояний цезия — графен/графеноподобная структура — интеркалированный цезий — металлическая подложка» при разных условиях работы, включая динамический и традиционный режим подачи цезия в межэлектродный зазор (МЭЗ) ТЭП, показаны на рис. 6.

Уникальные эмиссионные свойства полученных слоистых графеноподобных структур, интеркалированных цезием, могут быть эффективно использованы при решении целого ряда практически важных задач. В частности, эти структуры могут применяться при создании термоэмиссионных ЯЭУ (ТЯЭУ) нового поколения или при разработке технологии формирования термоэмиссионной тепловой защиты (ТЭТЗ) теплонапряженных элементов летательных аппаратов (ЛА).



Рис. 6. Работа выхода коллектора ТЭП с Pt-(Ni — графен/графеноподобная структура) электродной парой: 1 – динамическая подача Cs; 2 – традиционный режим с равновесной подачей Cs (после ~25 часов работы в режиме динамической подачи Cs); 3 – традиционный квазивакуумный режим с равновесной подачей Cs при температуре 310 К со сформированной на этапе 1 (Ni-C) структурой; 4 – традиционный режим с равновесной подачей Cs

#### Высокоэффективные термоэмиссионные ЯЭУ

Новая термоэмиссионная технологическая платформа [5–7], построенная на новых данных по физике рабочего процесса в ТЭП, может заметно изменить существующий уровень разработок в области энергетических систем с прямым преобразованием энергии:

- повысить эффективность преобразования энергии до уровня  $\geq 20$  %;

 уменьшить стоимость термоэмиссионной электрогенерирующей системы (ТЭС) путем исключения сложных элементов, таких как металлокерамические узлы и керамические покрытия, путем уменьшением количества узлов из тугоплавких материалов и т. п.

На рис. 7 приведены основные физико-технические характеристики ТЭП различной конфигурации и с разными схемами организации рабочего процесса, полученные в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [5–7].

В этих экспериментах электродный кпд ТЭП определялся по формуле:

$$\eta_{\rm DR} = \frac{j \cdot V}{q_E + q_{\rm CS} + q_{\rm MSR}},$$

где  $q_E = \frac{j}{e} (\Phi_E + 2kT_E), j$  — плотность эмиссионного тока, e — заряд электрона,

k — постоянная Больцмана,  $\Phi_E$  — работа выхода электронов эмиттера,  $T_E$  — температура эмиттера;

$$q_{Cs} = \frac{\lambda_{Cs}}{d} (T_E - T_C), \ \lambda_{Cs}$$
 — теплопроводность цезиевого пара в зазоре,  $T_C$  —

температура коллектора, *d* — толщина межэлектродного зазора;

$$q_{_{\rm ИЗЛ}} = \varepsilon_{\rm пр} \cdot \sigma_{\rm cr} \left( T_E^4 - T_C^4 \right), \sigma_{\rm cr}$$
 — постоянная Стефана-Больцмана,  $\varepsilon_{\rm пр}$  –приве-

денная степень черноты электродной пары.

В нашем случае использование Pt–покрытия на эмиттере обеспечивает значение  $\varepsilon_{np}=0,14$  при  $T_E \sim 1350$  K [5]. Обобщенный показатель эффективности ТЭП, так называемый барьерный индекс  $V_B$  — совокупный показатель потерь генерируемого ТЭП напряжения ( $\Phi_C$ ) и транспортных потерях электронов (дуговые потери напряжения  $V_d$ )  $V_B \approx \Phi_C + V_d$ , имел значение ~ 1,6 эВ, что соответствует значению электродного к. п. д. ~20 % при температуре эмиттера  $T_E = 1600$  K [5].

Высокоэффективный рабочий процесс таких ТЭП с динамической подачей в межэлектродный зазор паров цезия также привлекает потенциальной возможностью увеличения ресурса за счет снижения  $T_E$  на 400–500 градусов по сравнению с преобразователями в термоэмиссионных ЯЭУ 1-го поколения и возможностью активной очистки МЭЗ от эмиссионно-активных примесей, как правило ухудшающих эмиссионные, а затем и выходные электрические характеристики электрогенерирующих каналов (ЭГК) и электрогенерирующей системы (ЭГС) в целом [5, 7].



*Рис.* 7. Обобщенные характеристики ТЭП с различными парами электродных материалов и схемами организации рабочего процесса:

– электродная пара Рt–(Ni — графен/графеноподобная структура)



*Рис.* 8. Семейство ВАХ ТЭП в динамическом режиме подачи пара цезия в МЭЗ (d = 0,3 мм) (TCs — температура цезиевого резервуара в системе подачи пара перед перфорированным (Ni+C)-коллектором)

Для нашего случая динамической подачи Cs в межэлектродный зазор результаты измерений вольтамперных характеристик (ВАХ) ТЭП показаны на рис. 8.

Таким образом, полученные данные позволяют обосновано утверждать, что основой проектных решений для ТЯЭУ нового поколения может стать оригинальная конструкция комбинированного ЭГК и коллектора со встроенной в него системой динамической подачи паров цезия в режиме микроциркуляции [8, 9].

Примером ТЯЭУ нового поколения является ЯЭУ АИСТ-МП (автономный источник термоэмиссионный для морских платформ) с установленной выходной электрической мощностью до 5 МВт, интегрированная в состав технологического оборудования морских платформ Штокмановского газоконденсатного месторождения [10].

В этом проекте предусматривается использование водо-водяного реактора бассейнового типа с естественной циркуляцией теплоносителя. Отвод непреобразованного тепла осуществляется через стенку корпуса реактора к забортной воде.

#### Термоэмиссионная тепловая защита летательных аппаратов

Аномально низкое значение работы выхода многослойных графен/графеноподобных структур, интеркалированных цезием, в диапазоне 1–2 эВ дает потенциальные возможности использования этого свойства углерода при решении актуальной практической задачи создания комбинированной ТЭТЗ [11] летательных аппаратов.

Исследования в данной области сопряжены с рядом инженерно-технических задач, решение которых требует применения инновационных подходов и технологий. Важной проблемой при разработке ЛА является аэродинамический нагрев и связанная с ним задача отвода тепла от теплонапряженных элементов конструкции и создания специальных систем тепловой защиты. Другой важной задачей является необходимость обеспечения аппарата компактным, достаточно мощным, автономным источником электропитания, устойчивым к внешним воздействиям и скачкам температуры, позволяющим функционировать бортовым системам. Существующие системы тепловой защиты ЛА оказываются неспособны обеспечить сохранение температуры поверхности теплонапряженных элементов в диапазоне, удовлетворяющем требованиям прочности и жаростойкости («горячая схема», тепловые трубы, конвективный контур), либо обладают неподходящими геометрическими и массогабаритными характеристиками (абляционная защита) [12].

Одним из возможных решений является использование явления электронного охлаждения (ЭО) эмиттера в термоэмиссионном рабочем процессе (см. выше), эффект от которого может быть рассчитан по формуле:

$$q_E = \frac{j}{e} \left( \Phi_E + 2kT_E \right).$$

Плотность эмиссионного тока при этом описывается уравнением Ричардсона:

$$j = A_0 \cdot T_E^2 \cdot \exp\left(\frac{\Phi_E}{kT_E}\right),$$

где  $A_0$  — постоянная Ричардсона.

Следовательно, эффект электронного охлаждения возрастает экспоненциально при увеличении температуры, т. е. наблюдается положительная обратная связь. При этом критическим для величины эффекта ЭО являются значения работы выхода электронов эмиттера и коллектора.

Системы внутренней термоэмиссионной тепловой защиты ЛА на основе термоэмиссионного преобразователя в плоской геометрии впервые были предложены в работе [13]. Там же была экспериментально доказана возможность достижения величины эффекта температурного охлаждения вплоть до 700 градусов. Основным недостатком такой системы является малая площадь эмиссионной поверхности, сложность в реализации на практике и необходимость проверки и валидации технологии.

В работе [14] были рассмотрены системы термоэмиссионной тепловой защиты ЛА с внешней эмиссией электронов и рассчитаны их параметры. Согласно проведенным расчетам, с использованием данной технологии возможно снижение температуры поверхности теплонапряженных элементов на 1000 градусов. Необходимым условием является критическая зависимость эмиссионных характеристик, а следовательно, и возможностей теплоотвода в ТЭТЗ от работы выхода электронов материала эмиттера. При этом материал должен удовлетворять требованиям прочности и жаростойкости. Другой ключевой особенностью данной технологии является существенное влияние объемного электронного заряда и плазменной оболочки на эмиссионную способность покрытия при высоких скоростях, что делает необходимым приложение дополнительной разности потенциалов между эмиттером и коллектором (т. н. потенциал смещения). Следовательно, неотъемлемой частью такой системы должен быть источник электропитания, достаточно мощный, устойчивый к внешним воздействиям и скачкам температуры.

Решить вышеназванные проблемы позволит использование комбинированной системы термоэмиссионной тепловой защиты. В основе такой системы лежит сочетание технологии покрытия с внешней эмиссией электронов [14] и внутреннего охлаждения с использованием технологии ЭГК.

Внешнее эмиссионное покрытие будет создавать основной эффект температурного охлаждения, а встроенный внутрь носового обтекателя или кромки крыла ЭГК с обращенной геометрией электродов [5] осуществлять электрогенерацию, необходимую для создания дополнительной разности потенциалов (потенциала смещения) между эмиттером и коллектором внешней системы охлаждения, отводящую остаточную (непреобразованную) тепловую энергию. Схема комбинированной ТЭТЗ приведена на рис. 9.





Тип защиты	Температура кромки, К	Тепло- носитель	Много- разовость	Потребность в доп. источнике энергии	Относ. масса, %	Примечание
Пассивная («горячая» схема)	2500 и более	1	нет	нет	1	Для коротких полетов
Тепловые трубы	2100 и ниже	Na, Li, Ад и т.д.	да	нет	80	Отрицательный зарубежный опыт
Жидкометал- лический контур без ЭГК	2100 и ниже	NaK, Li	Да	Да	120	Для коротких полетов, необходим источник питания насоса ~300А (МГД-насос), инерционность
Конвективный контур	2100 и ниже	Керосин	Да	Да	100	Для коротких полетов, низкий хладоресурс, необходим источник питания насоса, инерционность
Термоэмиссионная тепловая защита внутренняя	2000 и ниже	Керосин	Да	нет	70	Существует возможность управления (тепловой
Термоэмиссионная тепловая с внешней эмиссией	1600 и ниже	Электроны	Да	Да	70	диод) и обеспечения длительного полета
Комбинированная тепловая защита	1500 и ниже	Электроны + керосин	да	нст	70	Возможность обеспечения длительного полета

Сравнительные технические характеристики тепловой защиты ЛА

Предварительно проведенные с использованием программного комплекса TFEDM [5] расчеты электротеплофизических характеристик ЭГК с обращенной геометрией электродов при заданном изотропном тепловом потоке и фиксированном давлении пара цезия позволяют оценить эффект температурного охлаждения, достижимый с помощью ЭГК и сделать вывод о возможности применения ЭГК в системе ТЭТЗ в качестве внутреннего источника электроэнергии.

При данных условиях эффект температурного охлаждения  $\Delta T$ , достижимый с использованием ЭГК составляет  $\Delta T$ =142...593 градусов, а использование ЭГК в системе ТЭТЗ позволяет дополнительно сгенерировать ~ 4,2 кВт электрической мощности.

Результаты предварительных расчетов показывают, что комбинированная ТЭТЗ при  $\Phi_E = 1 \div 2$  эВ позволит снизить температуру теплонапряженных элементов летательного аппарата при высоких скоростях полета на ~1000 градусов, утилизируя до 40% тепловой энергии и обеспечив стабильность работы ЛА. Часть электричества, вырабатываемое в комбинированной ТЭТЗ, используется, как уже отмечалось выше, для обеспечения ее работы путем генерации потенциала смещения и обеспечения циркуляции теплоносителя. Оставшаяся часть электроэнергии может быть использована для обеспечения работы бортовых систем ЛА. При создании комбинированной ТЭТЗ определяющим является вопрос выбора эмиссионного материала для внешней эмиссионной поверхности. К таким перспективным материалам мы относим соединения графена/графеноподобных структур, интеркалированных цезием.

В таблице приведены ожидаемые технические характеристики комбинированная ТЭТЗ в сравнении с описанными в литературе аналогами.

#### Список литературы

- Рутьков Е.В. Двумерная пленка графита на поверхности переходных металлов: Диссертация на соискание ученой степени доктора физ.-мат. наук // Санкт-Петербург: ФТИ им. Иоффе РАН, 1995. — Электронная библиотека диссертаций (артикул 11165), 488 с.
- 2. Рутьков Е.В., Тондегоде А.Я. Адсорбция атомов калия на иридии, покрытого монослоем графита // Письма в ЖТФ. 1981. Т. 7. С. 1122–1124.
- 3. Рутьков Е.В., Тондегоде А.Я. Интеркалирование атомами двумерной графитовой пленки на металлах // УФН. 1993. Т. 163, № 11. С. 57–74.
- 4. Мустафаев А.С., Ярыгин В.И., Сухомлинов В.С., Цыганов А.Б., Каганович И.Д. Наноразмерные эффекты в графите/графене в парах цезия // Journal of Applied Physics, JAP18-AR-02258, 9 p.
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии: Монография. — М: НИЯУ МИФИ, 2016. — 364 с.
- 6. Ярыгин В.И. Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2013. № 2. С. 5–23.

- Ярыгин В.И. Электродные материалы термоэмиссионных преобразователей энергетических установок различного назначения: Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук//Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. — 65 с. / Диссертация на электронном ресурсе Российской государственной библиотеки, место хранения ОД71 02-0/111-2, 267 с. Электронная библиотека диссертаций (артикул 106585).
- Патент РФ №2347291: Термоэмиссионный электрогенерирующий модуль активной зоны ядерного реактора с прямым преобразованием энергии, авторы Г.Э. Лазаренко, В.И. Ярыгин, А.Н. Забудько, А.С. Михеев, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко // Бюл. «Изобретения, промышленные образцы, товарные знаки», 2009. — № 5. — 12 с.
- 9. Патент РФ №2390872: Термоэмиссионный преобразователь, авторы Г.Э. Лазаренко, В.И. Ярыгин // Бюл. «Изобретения, промышленные образцы, товарные знаки», 2010. № 15. 12 с.
- 10. Ярыгин В.И., Лазаренко Г.Э., Пышко А.П. и др. Автономная термоэмиссионная ядерная установка для морских газо- и нефтедобывающих платформ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. № 3, с. 21–27.
- Khrapko V. Yu., The Concept of the Combined Thermal Protection System for Leading Edges of Hypersonic Vehicles with Use of Thermionic Emission // Conference Paper in XIII International Youth Scientific and Practical Conference «FU-TURE OF ATOMIC ENERGY — AtomFuture 2017». — KnE Engineering Volume (Knowledgee). — 2017. — DOI 10.18502/48. — Pp. 395–401.
- 12. Михатулин Д.С., Полежаев Ю.В., Ревизников Д.Л. Тепло-массообмен, термохимическое и термоэрозионное разрушение тепловой защиты. Курс лекций. М.: Янус-К, 2011. 520 с.
- 13. Колычев А.В. Оценка параметров функционирования термоэмиссионной тепловой защиты гиперзвуковых летательных аппаратов Электронный журнал «Труды МАИ», 2014, Выпуск № 74.
- 14. Урибарри Л.А., Аллен Э.Х. Охлаждение испытывающих высокую термическую нагрузку поверхностей аэрокосмических аппаратов методом электронной эмиссии // Международная конференция по космическим летательным аппаратам и гиперзвуковым системам и технологиям 6–9 июля 2015 г., Глазго, Шотландия.

#### Лазерные системы с ядерной и оптической накачкой

П. П. Дьяченко, О. Ф. Кухарчук, А. А. Суворов

В настоящее время для создания мощных лазерных систем (мультикиловаттного уровня мощности при стационарном режиме работы или мультикилоджоульного уровня энергетики при импульсном/импульсно-периодическом режиме работы) используются в основном твердотельные активные элементы [1–3]. В этих технологиях одной из ключевых проблем, ограничивающей выходную мощность лазерной установки, является организация эффективного теплоотвода от активной среды. Кроме того, физико-химические свойства твердотельных элементов не позволяют значимо увеличить ресурс работы, создать устройства с минимальными массогабаритными характеристиками и высоким качеством (малая расходимость) выходного лазерного излучения (см., например, [4–6]).

Работы по реализации возможности накачки лазеров продуктами ядерных реакций были начаты практически одновременно в США и СССР еще в середине 60-х годов прошлого столетия, сразу после создания первых квантовых генераторов [7–10]. Интерес к этой проблеме был вызван прежде всего тем, что ядерные источники накачки (ядерные реакторы, ядерные заряды и т. п.) обладают большой энергоемкостью, компактны и, следовательно, используя принцип прямого преобразования энергии продуктов ядерных реакций в энергию лазерного излучения, можно надеяться создать сверхмощные лазерные излучатели с минимальными массогабаритными характеристиками.

Физический смысл прямого ядерно-оптического (ядерно-лазерного) преобразования энергии заключается в следующем. Первичным процессом взаимодействия заряженных продуктов ядерных реакций с веществом является образование ядерно-возбуждаемой плазмы — состояние вещества, возникающее при торможении в нем продуктов ядерных реакций с возбуждением и ионизацией его атомов. Важной особенностью ядерно-возбуждаемой плазмы является рекомбинационная неравновесность. Это означает, что в процессе релаксации такой плазмы возникает инверсная населенность квантовых уровней ее компонентов, т. е. выполняются необходимые условия для создания лазера. Устройство, в котором осуществляется такое преобразование энергии, принято называть лазером с прямой ядерной накачкой (ЛЯН).

За прошедший период времени в этой области был выполнен большой комплекс работ, получены значимые результаты. Было проведено несколько конференций [11–16], опубликовано несколько монографий по этой тематике [10, 17–19].

Поскольку из известных и освоенных ядерных взаимодействий деление тяжелых ядер нейтронами обладает максимальным энерговыходом, логично для накачки лазеров использовать именно осколки деления. Конструкцию и принцип действия такого ЛЯН нетрудно понять на примере единичного базового элемента устройства — лазерно-активного элемента (ЛАЭЛ), схема которого приведена на рисунке 1.



Рис. 1. Принцип работы лазера с ядерной накачкой: 1 – лазерно-активная среда; 2 – корпус лазерно-активного элемента с внутренним покрытием из делящегося материала; 3 – замедлитель нейтронов; 4 – осколки деления; 5 – лазерное излучение; 6, 7 – оптическая система (резонатор)

В таком ЛАЭЛ заряженные продукты ядерной реакции, возникающие в результате взаимодействия нейтронов с ядрами нейтронно-активного вещества покрытия, вылетая из него, тормозятся в лазерно-активной среде и создают в ней ядерно-возбуждаемую плазму, а следовательно, инверсную населенность одного из ее компонентов, т. е. осуществляют накачку лазера. Энергия, запасенная в инверсии, с помощью специальной оптической системы (например, оптический резонатор) выводится из ЛАЭЛ в виде лазерного пучка.

Здесь необходимо сделать ряд важных замечаний. Очевидно, что из-за специфики взаимодействия продуктов ядерных реакций (осколков деления) с веществом, в качестве лазерно-активной среды наиболее эффективно можно использовать вещество в газовом агрегатном состоянии. Кроме того, только часть осколков деления покидает нейтронно-активное вещество покрытия и используется для непосредственной накачки лазера.

Среди множества предложенных концепций мощных ЛЯН можно выделить две основные группы.

В первом случае, поскольку в ЛАЭЛ имеется делящиеся вещество, можно создать критическую систему, аналогичную традиционному реактору и работающую в стационарном (квазистационарном) режиме. Такая концепция называется реактор-лазер [9, 10, 17].

Во втором случае первичный источник нейтронов (ядерный реактор) пространственно и функционально отделен от зоны накачки лазерно-активной среды — лазерного блока (ЛБ) [9, 10, 19, 20]. ЛБ является подкритической (в нейтронно-физическом отношении) системой, состоящей из множества ЛАЭЛ (многоканальный лазер), и совместно с ядерным реактором формирует размножающую нейтроны установку так называемого бустерного (каскадного) типа. В качестве запального ядерного реактора эффективно можно использовать системы импульсного/импульсно-периодического действия, поскольку в этом случае можно создать более компактное устройство в сравнении с реактором-лазером, использовать среды, имеющие высокие пороги генерации, и получать в импульсе выходное лазерное излучение с высокими энергетическими и мощностными характеристиками. Такая концепция, как правило, называется лазер с накачкой от импульсного реактора.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» работы в области ЛЯН были начаты в начале 80-х годов прошлого столетия по инициативе В. Я. Пупко [21, 22]. Помимо собственно работ по физике лазеров с ядерной накачкой, была поставлена и конкретная практическая задача — разработка облика и обоснование характеристик лазерных излучателей большой мощности второго типа — лазеров с накачкой от импульсного реактора.

С целью реализации поставленных задач в 1995 году в ФЭИ был введен в эксплуатацию уникальный реакторно-лазерный комплекс Стенд «Б» [19, 20, 30] на базе двухзонного импульсного исследовательского реактора (ИИР) БАРС-6, созданного по проектной документации РФЯЦ-ВНИИТФ. Физический пуск ИИР был осуществлен в период 27.12.1994–20.04.1995, энергетический пуск — в период 13.07.1995–29.02.1996, генерация первого импульса была получена 27.09.1995.

За прошедший период времени было получено много значимых как с научной, так и практической точек зрения результатов. На наиболее важных остановимся в данной работе.

#### Пространственно-временное распределение энерговклада осколков деления в активную среду ЛЯН

Эффективность энерговклада осколков деления в газовую лазерно-активную среду лазера с ядерной накачкой (доля энергии сколков деления, непосредственно вложенная в накачку лазера), его пространственно-временное распределение по объему активной среды является одной из основных характеристик, определяющих эффективность ядерно-оптического преобразования энергии и качество (расходимость) выходного излучения. Это связано прежде всего с процессами образования неоднородностей оптической плотности среды типа «линза» и «клин» (изменение плотности лазерного газа вследствие неравномерности по радиусу, углу и оси ЛАЭЛ удельной скорости энерговклада осколков деления в лазерно-активную среду, в том числе при наличии теплообмена газа со стенкой кюветы, — прежде всего, это оптические неоднородности в поперечном сечении) [10, 23, 24].

Интегральное значение эффективности энерговклада в ЛЯН обычно получают расчетным путем, основываясь на экспериментальных данных о характеристиках осколков в момент деления ядра и зависимости их энергии от пробега в делящемся покрытии ЛАЭЛ и лазерно-активной среде (см., например, [25, 26]).

Вместе с тем, экспериментальное нахождение значения этого параметра является очень важной задачей. Например, один из методов решения этой задачи был предложен в работе [27]. Он основан на калориметрическом измерении энергии, выносимой из покрытия, и для применения этого метода необходим импульсный реактор. В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» был предложен другой способ,

который не требует высокого энерговыделения в урановом покрытии и может быть реализован при использовании радиоизотопного источника нейтронов [28].

Метод основан на измерении энергетических спектров осколков деления, вылетающих из покрытия штатного ЛАЭЛ в вакуум, с помощью полупроводникового детектора. Заметим, что штатный лазерно-активный элемент [20] представляет собой герметично закрытую оптическими окнами трубу из нержавеющей стали с внешним диаметром 49 мм, толщиной стенки 0,5 мм и длиной 2500 мм, покрытую изнутри слоем делящегося вещества и заполненную газовой лазерно-активной смесью.

Схема экспериментального устройства показана на рис. 2. Одно из оптических окон лазерно-активного элемента демонтировалось и вместо него устанавливалась герметично уплотняемая пробка из оргстекла со смонтированным на ней устройством для измерения спектров. Лазерный элемент вакуумировался и помещался в замедлитель нейтронов, представляющий собой цилиндр из полиэтилена диаметром 160, длиной 300 мм с осевым каналом диаметром 50 мм для размещения лазерно-активного элемента. В полиэтилене имелось радиальное отверстие диаметром 40, длиной 55 мм для установки нейтронного источника. С наружной стороны отверстие закрывалось плитой из полиэтилена толщиной 50 мм и размером 160×160 мм.

Деление урана индуцировалось нейтронами Pu-Be-источника интенсивностью 8,3<sup>·</sup>10<sup>6</sup> с<sup>-1</sup>, замедленными в полиэтиленовом блоке. Для калибровки энергетической шкалы детектора использовался спектрометрически тонкий слой <sup>252</sup>Cf



*Рис. 2.* Схема измерения энергетического спектра осколков деления: 1 – лазерно-активный элемент; 2 – полиэтилен; 3 – урановое покрытие;
4 – источник нейтронов; 5 – детекторный домик; 6 – детектор осколков деления;
7 – слой <sup>252</sup>Cf; 8 – неподвижная направляющая пластина с отверстием для хода подвижного штока; 9 – неподвижный шток; 10 – герметичная пробка; 11 – гермоввод; 12 – подвижный шток (~ 50 с<sup>-1</sup>) диаметром 7 мм, нанесенный на подложку из коррозионно-стойкой стали толщиной 0,5 и диаметром 22 мм. Число делений в покрытии определялось с помощью калиброванного слоя из  $U_3O_8$  диаметром 30 мм, толщиной 0,51 мг/см<sup>2</sup> (по урану) следующего изотопного состава: <sup>233</sup>U — 2,5·10<sup>-5</sup>, <sup>234</sup>U — 0,0020±0,0005, <sup>235</sup>U — 99,992±0,001, <sup>236</sup>U — 0,0040±0,0005, <sup>238</sup>U — 0,0020±0,0005, нанесенного на алюминиевую фольгу толщиной 100 мкм.

Осколки деления регистрировались кремниевым поверхностно-барьерным детектором диаметром 25 мм, толщиной 1,5 мм с диаметром рабочей поверхности 18 мм. Детектор помещался в специальный детекторный «домик» из стальной фольги толщиной 100 мкм. Он представлял собой часть полого цилиндра с радиусом, равным внутреннему радиусу ЛАЭЛ (24 мм), длиной 26 мм. С торцов домик закрывался сегментами с длиной хорды 35 мм. В середине цилиндра имелось отверстие диаметром 9 мм (входное окно) для выделения площадки покрытия с определенными размерами и пропускания соответствующих ей осколков деления к рабочей поверхности детектора. Детекторный домик исключал возможность регистрации любого осколка деления, направление движения которого не попадает в апертуру его входного окна (коллиматора).

Путем передвижения в гермовводе подвижного штока, припаянного к домику специальным образом изогнутой стальной проволокой диаметром 1,2 мм, детекторный домик мог перемещаться без нарушения герметичности лазерно-активного элемента и поочередно занимать одно из двух фиксированных положений (положение 1 и положение 2), необходимых для проведения измерений. В первом он прижимается вплотную к покрытию напротив источника нейтронов, во втором — располагается напротив калибровочного слоя <sup>252</sup>Cf. В первом случае расстояние между поверхностями покрытия и детектора составляет 3 мм, во втором — 15 мм. Напряжение обратного смещения на детекторе устанавливается равным 20 В. Сигналы с детектора поступают на усилитель LPA 4910.2 (коэффициент усиления 1600) и далее на амплитудно-цифровой преобразователь АЦП 8К-2 персонального компьютера.

Измерения состояли в поочередном наборе (в течение 30 мин) трех типов амплитудного спектра импульсов осколков деления: спектра, соответствующего положению детекторного домика 1, при установленном источнике нейтронов (эффект + фон); спектра, соответствующего положению домика 1, без источника нейтронов (фон) и спектра, соответствующего положению детекторного домика 2, без источника нейтронов (калибровка). Измерения были проведены для четырех различных покрытий: уран-молибденовый сплав UM-3 (Мо 3 %, обогащение по  $^{235}$ U 90%) толщиной 10,53 мг/см<sup>2</sup>, такой же сплав толщиной 10,66 мг/см<sup>2</sup>, который защищен слоем металлического алюминия толщиной 0,5 мг/см<sup>2</sup>, нанесенного методом испарения в вакууме, U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> толщиной по  $^{235}$ U 90%) и калиброванный слой из U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>.

В эксперименте особое внимание уделяли тому, чтобы все измерения для урановых покрытий были проведены в одинаковой геометрии (одинаковом взаимном расположении источника нейтронов, замедлителя, покрытия и детектора). Подтверждением этого служил тот факт, что амплитудные спектры импульсов для одного и того же покрытия, измеренные после нескольких переборок устройства, в пределах статистической погрешности совпадали между собой.

Полученные энергетические спектры осколков деления для металлических урановых покрытий и покрытий из  $U_3O_8$  после учета фона и перевода амплитудных спектров импульсов в энергетическую шкалу, а также соответствующие калибровочные спектры осколков спонтанного деления <sup>252</sup>Cf в энергетической шкале показаны на рис. 3, 4.









Энергетическая калибровка амплитудной шкалы осуществлялась в линейном приближении, исходя из известных значений наиболее вероятной энергии легкой и тяжелой групп осколков спонтанного деления <sup>252</sup>Cf, равных 106 и 80 МэВ соответственно [29].

При калибровке учитывали также порог амплитудно-цифрового преобразователя, равный 2,8 канала, а также измеренные в дополнительном эксперименте небольшие потери энергии осколков деления (8,2 МэВ) в инертных примесях используемой мишени калифорния.

Экспериментальное значение эффективности (ε) исследуемого покрытия находилось по формуле:

$$\varepsilon = \frac{1}{E_{tot}} \cdot \frac{N_k}{N} \cdot \frac{\sum n_i E_i}{\sum n_i^{\kappa}} ,$$

где  $E_{tot}$  — средняя суммарная кинетическая энергия двух осколков в момент деления ядра после вылета мгновенных нейтронов деления ( $E_{tot}$  =170,3 МэВ [28]);  $N_k$  — число ядер на выделяемой детекторным домиком площадке калиброванного покрытия; N — числом ядер на площадке покрытия;  $\sum n_i E_i$  — измеряемая детектором за некий промежуток времени суммарная кинетическая энергия осколков деления;  $\sum n_i^{\kappa}$  — сумма отсчетов.

Расчетное значение эффективности покрытия находилось в предположении, что при делении образуются два осколка деления с начальной энергией 100,3 и 70 МэВ соответственно, их разлет имеет изотропный характер, траектория разлета прямолинейна, время торможения пренебрежимо мало, а плотность делений в делящемся материале элемента покрытия с площадью, ограниченной входным окном детекторного домика, и объемом  $V_u$  не зависит от координат и постоянна во времени:

$$\varepsilon = \frac{\sum_{k=1}^{2} \int_{0}^{\tau_{0}} \int_{S_{d}} dS \int_{V_{u}} dVQ(\tau) E_{0k} \left(1 - t_{k} / \lambda_{k}^{f}\right)^{n} d\tau}{4\pi \int_{0}^{\tau_{0}} \int_{V_{u}} dVQ(\tau) E_{tot} d\tau},$$
(1)

где  $\tau_0$  — время измерения;  $S_d$  — площадь детектора;  $Q(\tau)$  — плотность делений в материале покрытия;  $E_{0k}$  — начальная кинетическая энергия k-го осколка деления;  $t_k$  — путь, пройденный k-м осколком деления в материале покрытия из точки рождения в направлении детектора;  $\lambda_k^f$  — пробег k-го осколка деления в материале покрытия.

Показатель степени *n* в зависимости энергии осколка деления от пробега полагался равным 1,45 [25]. Используемые в расчете значения величин  $\lambda_k^U$  и  $\lambda_k^{U_3O_8}$ составляли 6,07; 4,67; 13,5 и 10,4 мкм для UM-3 и U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, соответственно.

Результаты обработки измеренных спектров в сравнении с расчетными данными приведены в таблице 1. Ошибки, указанные в таблице, включают в себя статистическую точность измерений, погрешность определения числа ядер, неопределенность энергетической калибровки, погрешность экстраполяции спектра осколков деления ниже порога регистрации, а также ошибку, связанную с возможной неточностью воспроизведения геометрии эксперимента при замене типа покрытия.

#### Таблина 1.

Средняя энергия осколков деления и эффективность урановых покрытий				
Покрытие толщиной,	Средняя энергия осколков	Эффективность		
<u>мг/см<sup>2</sup></u>	деления, МэВ	покрытия, %		
UM-3 10,53	28±3	10±1		
		7*		
UM-3 10,66; Al 0,5	23±3	8±1		
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 2,70	45±4	19±2		
		21*		
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 0,51	75±4	45±3		
		45*		

\* расчетные значения

Как видно из таблицы, расчетные и экспериментальных данные находятся в неплохом согласии. Наблюдаемое небольшое различие расчетных и экспериментальных данных, немного возрастающее с увеличением толщины покрытия, может быть объяснено тем, что в расчете не учитывали распределения осколков деления по энергии, массе и заряду.

Комплексные исследования изменения пространственного и пространственно-временного профилей энерговклада осколков деления в газовую среду ЛАЭЛ в результате действия импульса накачки ИИР БАРС-6 (первое рабочее место реактора [20, 30]) были проведены методом [31, 32], основанным на измерении радиолюминесценции лазерно-активной среды в штатном лазерно-активном элементе [20] с высоким временным разрешением.

Оптическая схема измерений представлена на рис. 5.

Экспериментальное устройство (штатный ЛАЭЛ в полиэтиленовом замедлителе) размещалось на расстоянии 360 мм от оси, соединяющей центры зон реактора БАРС-6. Для регистрации формы нейтронного импульса в замедлителе была установлена вакуумная камера деления КНТ-5. Возникающее во время импульса накачки излучение люминесценции с помощью системы поворотных зеркал выводилось через канал в биологической защите в измерительный зал. Спектр излучения фиксировался посредством спектрометра Avantes AvaSpec-2048-2. Фоторегистрация распределения яркости свечения среды в поперечном сечении ЛАЭЛ осуществлялась с помощью скоростной камеры Phantom v711. Камера располагалась на расстоянии 26 м от торца лазерной кюветы. Съемка велась в режиме 79000 кадр/с, что соответствовало интервалу между кадрами 12,7 мкс. При характерной длительности импульса накачки ~ 450 мкс (по уровню



Рис. 5. Оптическая схема измерений радиолюминесценции лазерно-активной среды: 1 – юстировочный лазер; 2, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19 – поворотные зеркала с алюминиевым покрытием; 3 – спектрометр Avantes AvaSpec-2048-2; 10, 12 – окна ЛАЭЛ; 11 – ЛАЭЛ; 20 – камера Phantom v711; АЗ – активные зоны ИИР БАРС-6

0,1 амплитудного значения) выбранная скорость съемки позволяла получать детальную картину динамики профиля свечения газовой смеси (примерно 30 кадров в течение импульса накачки).

Были проведены эксперименты по регистрации распределения яркости люминесценции в поперечном сечении ЛАЭЛ при возбуждении осколками деления газовых смесей различного состава: He-N<sub>2</sub>=1000:1 с давлением 1,7; 2; 2,5 и 3 атм; He с давлением 2 и 3 атм; Ar с давлением 0,5 и 0,75, 1 атм; He-Ar =3:1 с давлением 1 атм; He-Ar =2:1 с давлением 1 и 1,5 атм; He-Ar =1:1 с давлением 1 и 1,5 атм; Ar-N<sub>2</sub>=100:3,3 с давлением 0,5; 0,63; 0,75; 1 и 1,3 атм; He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub>=1000:1:3 с давлением 2 и 3 атм.

С точки зрения длины пробега осколков деления в смеси, состав и давление этих сред были эквивалентны параметрам смесей, используемых в реальных лазерных экспериментах (см. ниже): лазер на переходе первой отрицательной системы атома азота  $\lambda$ =428 нм (состав: He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> (He-N<sub>2</sub>),  $P_0$ =1–3 атм), лазер на переходе атома ксенона  $\lambda$ =1,73 мкм (состав: Ar-Xe,  $P_0$ =0,5–1 атм), лазер на переходе атома ксенона  $\lambda$ =2,03 мкм (состав: He-Ar-Xe,  $P_0$ =0,5–1 атм);  $P_0$  — начальное давление лазерно-активной среды.



Рис. 6. Изображения свечения среды вблизи максимума импульса накачки

Анализ полученных экспериментальных данных показал, что от спектра излучения пространственное распределение яркости изображения практически не зависит и определяется плотностью газовой смеси. При малой плотности смеси распределение однородно, для плотных смесей свечение по оси ЛАЭЛ существенно меньше по сравнению с яркостью пристеночной области. Характерные изображения люминесценции представлены на рис. 6.

Для получения из изображений свечения среды данных о пространственном распределении энерговклада необходимо знать зависимость между яркостью люминесценции и мощностью удельного энерговклада в смесь и располагать данными о передаточной функции оптической системы. Передаточная функция измерялась в отдельном опыте, а скоростная видеосъемка позволяет сравнить временную зависимость мощности люминесценции и мощности энерговклада в газовую смесь.

Алгоритм обработки заключался в следующем. Для каждого кадра определялась величина интегральной освещенности изображения (суммарный сигнал со всех рабочих пикселей матрицы). При этом предполагалось, что значение освещенности пропорционально мощности свечения со всего внутреннего объема кюветы. Далее временная зависимость мощности люминесценции сравнивалась с импульсом энерговклада (сигнал камеры деления).

Анализ показал, что для большинства смесей (кроме Ar-N<sub>2</sub>) с достаточно высокой точностью мощность люминесценции пропорциональна мощности энерговклада, что не противоречит имеющимся кинетическим моделям плазмохимических процессов в ядерно-возбуждаемой плазме (см., например, [10, 17, 33]). При этом необходимо учитывать время отклика среды:

$$P_{\text{JHOM}}(t) = \int_{0}^{t} W_{9}(t-t')f(t')dt',$$

где  $P_{\text{люм}}$  — мощность люминесценции,  $W_3$  — мощность энерговклада, f(t) — функция отклика среды.

В случае, когда мощность люминесценции пропорциональна мощности энерговклада, выражение для функции отклика можно записать в виде  $f(t) = (1/\tau_{a\phi\phi}) \exp(-t/\tau_{a\phi\phi})$ , где  $\tau_{a\phi\phi}$  — эффективное время отклика среды, определяющееся временем передачи возбуждения на люминесцирующие уровни, а также временем их высвечивания.

Методом Монте-Карло был проведен расчет пространственного распределения люминесценции активной среды в объеме ЛАЭЛ и соответствующего распределения освещенности изображения на матрице камеры Phantom v711. Полагалось, что радиальное и продольное распределения яркости пропорциональны модельному распределению мощности энерговклада осколков деления в среду. Для описания потерь энергии осколка в среде использовалась двухпараметрическая зависимость следующего вида:

$$E(r) = E_0 (1 - r / L_0)^{\alpha}$$
 при  $r \le L_0$ ,

где  $E_0$  — начальная кинетическая энергия осколка,  $L_0$  — пробег осколка в среде,  $\alpha = 1,5\div 2$ .

Расчет энерговклада осколков деления проводился при заданной плотности делений в топливном слое ЛАЭЛ и для радиально-симметричного параболического профиля плотности среды в допущении, что разлет осколков изотропен и траектории тормозящихся в среде осколков прямолинейны (см. также выражение (1)).

Представленные на рис. 7 зависимости характеризуют типичное для данной серии экспериментов соотношение между расчетным радиальным распределением энерговклада, экспериментальным и модельным радиальными распределениями освещенности изображения в плоскости матрицы камеры. Достаточно хорошее как качественное, так и количественное совпадение совокупности модельных и экспериментально измеренных распределений освещенности изображений позволяют говорить о том, что модельные распределения энерговклада близки к реализуемым в условиях эксперимента. Расчетные радиальные распределения энерговклада для различных сред приведены на рис. 8.







Рис. 8. Расчетные (модельные) радиальные распределения энерговклада:  $1 - \text{He}, P_0=2 \text{ атм}; \alpha=1,5;$  $2 - \text{Ar}, P_0=0,75 \text{ атм}, \alpha=1,5;$  $3 - \text{Ar}, P_0=1 \text{ атм}, \alpha=1,5$ 

#### Лазеры с ядерной накачкой на основе газовых смесей

Как уже отмечалось выше, в качестве лазерно-активной среды ЛЯН эффективно можно использовать вещество, находящиеся в газовом агрегатном состоянии. В таблице 2 (см., например, [10]) приведены основные экспериментально подтвержденные характеристики таких сред, полученные различными группами исследователей. Заметим, что эти значения получены, как правило, не для оптимизированных вариантов состава смеси, особенно для больших уровней энерговклада осколков деления в среду (см. ниже).

С точки зрения направлений возможного практического применения мощных лазерных излучателей с ядерной накачкой особый интерес представляют следующие лазерно-активные среды:  $\text{He-N}_2-\text{H}_2(D_2)$  с длинами генерации на переходах первой отрицательной системы азота 0,391 и 0,428 мкм (ближний ультрафиолетовый и видимый диапазон спектра), He-Cd с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома ксенона 2,03 мкм (коротковолновый инфракрасный диапазон спектра).

Одной из важных характеристик любого лазера, включая и ЛЯН, является величина ненасыщенного коэффициента усиления лазерно-активной среды [34].

Были проведены измерения ненасыщенного коэффициента усиления He-Ar-Хе смеси в зависимости от удельной мощности накачки (энерговклада) осколками деления методом усиления слабого сигнала и методом калиброванных внутрирезонаторных потерь при работе в режиме свободной генерации [35–37].

основные наражетры этит на основе газовах смесси				
Смесь	Длина волны генерации, мкм	Эффективность, %		
He-N <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> (D <sub>2</sub> )	0,391	0,15		
$He-N_2-H_2(D_2)$	0,428	0,15		
He-Cd	0,442	0,40		
Ar-Xe	1,73	2,00		
He-Kr	1,78	0,30		
He-Ar	1,79	2,00		
He-Ar-Xe	2,03	2,00		
He-Ar	2,40	0,20		
He-Kr	2,52	0,60		
He(Ar)-Xe	2,65	2,00		
Kr-Xe	2,81	0,20		
He-Ne-Kr	2,86	0,30		
He-Ar	2,87	0,10		
He-Ne-Kr	3,07	0,30		
Ar-Xe	3,11/3,37	0,90		
Xe	3,51	0,10		

## Ссновные параметры ЛЯН на основе газовых смесей

Эксперименты проводились на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20, 30] с использованием штатного лазерно-активного элемента [20] в геометрии близкой, показанной на рис. 5.

При работе ЛАЭЛ в режиме свободной генерации использовались кварцевые оптические окна, установленные под углом Брюстера. Объем ЛАЭЛ заполнялся газовой смесью He-Ar-Xe (600:200:1) при суммарном давлении 1,05 атм. Форма импульса накачки измерялась вакуумной камерой деления, а величина энергов-клада определялась по скачку давления в рабочей смеси, измеряемого датчиком ДМИ-2. Для регистрации временной формы интенсивности лазерного излучения использовались фотодетекторы типа ФСВ-19А.

В опытах по усилению слабого сигнала в качестве задающего генератора (ЗГ) использовался ЛАЭЛ, заполненный активной средой <sup>3</sup>He-Ar-Xe (300:100:1) при давлении 2 атм [38]. В этом случае объемная накачка среды продуктами реакции <sup>3</sup>He(n, p)<sup>3</sup>H обеспечивала приемлемую для проведения экспериментов расходимость лазерного пучка ЗГ, равную 1,5·10<sup>-3</sup> рад. Максимальная выходная энергия ЗГ составляла 440 мДж и уменьшалась до необходимых значений с помощью фильтров.

В режиме усиления слабого сигнала временная зависимость ненасыщенного коэффициента усиления среды (α) определяется следующей формулой:

$$\alpha(t) = \frac{1}{L} \ln \left( I_{out}(t) / I_{in}(t) \right), \qquad (2)$$

где  $I_{in}(t)$ ,  $I_{out}(t)$  — плотности мощности лазерного пучка на входе и выходе усилительного ЛАЭЛ, соответственно; L — длина усиливающей среды.

На рис. 9 приведены нормированные на энергии калориметров сигналы фотоприемников ФСВ, регистрирующих временные зависимости мощности на входе и выходе усилителя, для двух опытов (импульсы ИИР БАРС-6 № 395 и № 396).



*Рис. 9.* Временная зависимость плотности мощности лазерного излучения на входе и выходе усилительного ЛАЭЛ

Нормировка сигналов осуществлялась с учетом искажений сигналов из-за изменения размеров лазерного пучка на детекторах в течение импульса накачки. Отметим, что в опыте № 396 в усилительном ЛАЭЛ присутствовала лишь буферная компонента активной среды (опыт без Хе). Следовательно, в этих условиях усиления лазерного пучка не было, а параметры энерговклада были те же, что и в усилительном эксперименте. Кроме того, для получения амплитуды регистрируемого сигнала на выходном фотоприемнике, сравнимой с амплитудой усиленного сигнала для импульса № 395, в опыте № 396 мощность лазерного пучка на входе усилительного ЛАЭЛ была увеличена приблизительно в 16 раз.

На рис. 10 приведены зависимости ненасыщенного коэффициента от удельной мощности энерговклада (*W*). При расчете кривой А под логарифмом в формуле (2) бралось отношение нормированных выходных сигналов для реакторных импульсов № 396 и № 395, т. е. в качестве входного сигнала брался неусиленный сигнал. При расчете кривой В под логарифмом в формуле (2) бралось отношение нормированных скорректированного выходного и входного сигналов для реакторного импульса № 395.

Зависимость ненасыщенного коэффициента усиления He-Ar-Xe среды на длине волны 2,03 мкм от удельной мощности энерговклада осколков деления определялась также методом внутрирезонаторных калиброванных потерь при работе ЛАЭЛ в режиме свободной генерации. В этих экспериментах для различных фиксированных значений вносимых в резонатор потерь определялась удельная мощность накачки, при которой возникала генерация лазера. Используя пороговое условие развития свободной генерации — усиление за обход резонатора



Рис. 10. Зависимость ненасыщенного коэффициента усиления смеси He-Ar-Xe от удельной мощности энерговклада, полученная в опытах по усилению слабого сигнала

равно полным потерям, была установлена зависимость между параметрами α и W. Данная зависимость представлена на рис. 11 в сравнении с результатами, полученным методом усиления слабого сигнала, и также с результатами экспериментально-теоретической работы [35]. В этой работе данные по величине ненасыщенного коэффициента усиления Не-Аг-Хе среды были получены из анализа экспериментов по усилению модулированного сигнала с помощью разработанной авторами теоретической модели прохождения лазерного пучка через усилительный элемент [39]. Этот метод позволил обеспечить однозначность и повысить точность решения обратной завосстановления лачи параметров среды из моделирования усилительных экспериментов.



*Рис. 11.* Зависимость ненасыщенного коэффициента усиления смеси He-Ar-Xe от удельной мощности энерговклада:

1 – метод калиброванных внутрирезонаторных потерь; 2 – средний по объему ЛАЭЛ коэффициента усиления [35]; 3 – средний вдоль оси ЛАЭЛ коэффициента усиления [35]; 4 и 5 – соответственно кривые А и В на рис. 10

Из рисунка хорошо видно, что зависимости ненасыщенного коэффициента усиления от удельной мощности энерговклада, полученные независимыми методами, находятся в удовлетворительном согласии.

Заметим, что вследствие радиальной неравномерности энерговклада (см., например, рис. 7, 8) коэффициент усиления в приосевой области лазерного элемента несколько меньше, чем в среднем по его объему (кривая 3 лежит ниже кривой 2). С экспериментальными точками лучше согласуется приосевой коэффициент усиления (кривая 3), нежели средний по объему лазерного элемента (кривая 2). Этот результат свидетельствует о том, что развитие генерации лазерного излучения начинается в приосевой области ЛАЭЛ. Кроме того, с ростом удельной мощности накачки коэффициент усиления имеет тенденцию к насыщению. В соответствии с результатами работы [35], при удельной мощности накачки, значительно превышающей величину 145 Вт/см<sup>3</sup>, ненасыщенный коэффициент усиления стремится к предельному значению 2,17·10<sup>-2</sup> см<sup>-1</sup>.

Полученные результаты также позволили сделать вывод, что в случае с He-Ar-Xe смесью организация работы излучателя с ядерной накачкой в режиме «задающий генератор — усилитель» вряд ли представляет практический интерес и в этом случае более предпочтительным является режим свободной генерации.

При проведении на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20, 30] уже генерационных экспериментов с лазером на основе He-Ar-Xe смеси был обнаружен эффект снижения эффективности ядерно-оптического преобразования энергии с ростом энерговклада осколков деления в лазерно-активную среду — наблюдалось явление, которое можно было трактовать как «срыв» генерации. Основываясь на полученных данных, как по физике ЛЯН, так и по физике конкретного He-Ar-Xe лазера, изложенных, в частности, выше, был выполнен комплекс расчетно-экспериментальных работ, результаты которого показали, что путем «правильного» выбора парциального состава и начальных параметров (давление, температура и т. д.) лазерно-активной смеси, геометрии и состава резонатора можно исключить это вредное явление и добиться оптимальных выходных характеристик лазера, когда импульс лазерной генерации с точностью до порога (*W*~ 5–10 Вт/см<sup>3</sup>) «повторяет» импульс накачки (рис. 12).

Таким образом, для данной лазерно-активной смеси была обоснована возможность ее эффективного использования в перспективных сверхмощных лазерных излучателях с накачкой от импульсного реактора, когда в лазерном блоке системы могут быть реализованы значительные энергетические и мощностные параметры накачки. При этом можно ожидать, что эффективность ядерно-лазерного преобразования энергии будет не менее 2 %. Эти результаты также были использованы и при создании в объеме ЛБ реакторно-лазерной установки Стенда «Б» (второе рабочее место ИИР БАРС-6 [20, 30]) широкоапертурного многоэлементного лазерного канала (см. ниже).

Для решения многих важных практических задач необходимо иметь излучатель, длина волны лазерного излучения которого находится в видимой области спектра. Одной из перспективных лазерно-активных сред для решения этой задачи может быть смесь инертных газов с азотом (см. таблицу 2), которая оказалась весьма эффективной при традиционных способах накачки (см., например, [40]).



*Рис. 12.* Временные формы импульсов лазерного излучения в He-Ar-Xe ЛЯН (первое рабочее место ИИР БАРС-6)

Эксперименты [41] по исследованию лазерной генерации He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> и He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> сред на переходах первой отрицательной системы азота с длинами волн 391 и 428 нм при накачке осколками деления были выполнены на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20, 30] (см. рис. 5) со штатным лазерно-активным элементом [20].

Для определения энерговклада осколков деления в активную среду ЛАЭЛ использовалась методика измерения скачка давления в газовом объеме во время нейтронного импульса накачки с помощью датчиков ДМИ. Форма импульса накачки измерялась вакуумной камерой деления с ураном-235, которая располагалась в замедлителе нейтронов. Для регистрации временной формы интенсивности лазерного излучения использовались PIN-фотодиоды типа ФДУК-12С и FSP-1, располагаемые в измерительном зале за биологической защитой реактора на расстоянии ~15 м от ЛАЭЛ. Энергия лазерного излучения измерялась с помощью широкоапертурных калориметров КДМ-3, располагаемых вблизи выходных окон ЛАЭЛ.

С целью достижения максимальной выходной энергии лазерного излучения была проведена оптимизация давления и состава активной среды, как это было сделано, например, для He-Ar-Xe лазера (см. выше). Для геометрии используемого лазерно-активного элемента оптимальными оказались смеси при начальном давлении 1,5–2,2 атм. Данный диапазон давлений определяется, прежде всего, оптимальным отношением пробега осколков деления в среде к диаметру ЛАЭЛ (см., например, рис. 8). Оптимальная доля азота  $\delta N_2$  в смеси составляет ~ 0,1 % для обоих переходов.

На рис. 13 показаны результаты измерения зависимости энергии генерации от парциальной доли дейтерия  $\delta D_2$  и водорода  $\delta H_2$  в смеси при содержании азота  $\delta N_2 = 0,11$  %. Видно, что оптимальная парциальная доля водорода составляет 0,21 и 0,13 % для переходов с длинами волн 391 и 428 нм соответственно. Оптимальная доля дейтерия несколько выше и составляет соответственно 0,28 и 0,17 %,





О – Не-N<sub>2</sub>-Н<sub>2</sub> смесь 1,5 атм; ■ – Не-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> смесь 1,5 атм; ● – Не-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> смесь 1,5 атм;
 ◇ – Не-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> смесь 1,7атм (удвоенный энерговклад)
На рис. 14 в качестве примера приведены временные распределения средней по длине ЛАЭЛ удельной мощности энерговклада (W) и мощности лазерного излучения ( $P_{\text{ген}}$ ) на переходе с длиной волны 391 нм лазерно-активной He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> среды при начальном давлении 1,7 атм в диапазоне суммарного пропускания резонатора (T) от 0,5 до 6,9 %.

Таким образом, было получено, что в оптимальных условиях порог генерации для этих сред составил 20–30 Вт/см<sup>3</sup> в зависимости от состава смеси, а максимально возможная эффективность ядерно-лазерного преобразования энергии (по мощности) равна 0,65 % для смеси He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> (1000 : 1,1 : 2,8) с длиной волны 391 нм, 0,8 % для смеси He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> (1000 : 1,1 : 2,15) с длиной волны 391 нм и 0,5 % для смеси He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> (1000 : 1 : 1,1) с длиной волны 428 нм. Т. е. азотный лазер с длиной волны генерации 391 нм оказался более эффективным чем ЛЯН с длиной волны генерации 428 нм, а использование в смеси дейтерия не дала ожидаемого выигрыша в энергетике. Отметим также еще один весьма важный результат экспериментов — для этих смесей не было обнаружено эффекта «насыщения» коэффициента усиления среды с ростом энерговклада [41], как это было в случае с He-Ar-Хе лазером.

Остановимся кратко еще на одном интересном результате.

Методом скоростной видеосъемки, как это было реализовано, например, в экспериментах по определению пространственно-временного профиля энерговклада осколков деления в лазерно-активную среду, для He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> лазера были выполнены измерения динамики лазерного пучка в процессе генерации.



*Рис.14.* Временные зависимости удельной мощности накачки (*W*) и мощности генерации ( $P_{\text{ген}}$ ) He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> среды с давлением 1,7 атм на переходе с длиной волны 391 нм с различным пропусканием резонатора (первое рабочее место ИИР БАРС-6): 1 – T= 0,5 %; 2 – T= 1,8 %; 3 – T= 2,3 %; 4 – T= 3,9 %; 5 – T= 6,9 %; 6 – W





1 – плоско-сферический резонатор; 2 – плоско-параллельный резонатор;
 а) начало генерации; б) максимум импульса накачки; в) конец импульса генерации

На рис. 15 приведены некоторые результаты этих экспериментов для двух типов резонатора ЛЯН — плоско-сферического (плоское «глухое» зеркало и сферическое выходное) и плоско-параллельного (оба зеркала плоские) [34].

Из рисунка хорошо видно, как вследствие образования в лазерно-активной среде оптических неоднородностей меняется радиальное распределение интенсивности выходного лазерного излучения и насколько в данных условиях плоскосферический резонатор более эффективен плоско-параллельного.

Отметим также, что по этим кадрам видеосъемки с достаточной для практики точностью были получены такие данные о характеристиках лазерного пучка, как смещение центра «тяжести» интенсивности от геометрической оси, временные радиальные распределения плотности мощности, изменение мощности в процессе накачки и т. п., которые оказались в хорошем согласие с расчетными данными [42].

В экспериментах на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20] были проведены исследования ЛЯН и на других типах лазерно-активных сред. Их список достаточно обширен, а полученные результаты весьма оптимистичны. В качестве примера на рис. 16, 17 представлены результаты генерационных исследований He-Ar среды на переходе атома Ar с длиной волны 1,79 мкм (см. таблицу 2), где обозначено:  $k_{\text{He}}$  — относительная доля He в смеси;  $R_1, R_2$  — коэффициент отражения «глухого» и выходного зеркал резонатора соответственно;  $P_0$  — начальное давление лазерно-активной среды.

Как показали результаты проведенных исследований, He-Ar среда обладает более высокой эффективностью ядерно-лазерного преобразования энергии в сравнении с He-Ar-Xe ЛЯН — при одинаковых условиях накачки в экспериментах наблюдался 55 % рост энергии выходного лазерного излучения.







Рис. 17. Зависимость энергии выходного лазерного излучения от коэффициентов отражения зеркал (первое рабочее место

ИИР БАРС-6) 1 – *P*<sub>0</sub>=1,85 атм (He:Ar=500:1); 2 – *P*<sub>0</sub>=2,3 атм (He:Ar=500:1); 3 – *P*<sub>0</sub>=2,3 атм (He:Ar=700:1)

# Широкоапертурный многоэлементный лазерный канал в объеме лазерного блока реакторно-лазерной установки Стенда «Б»

Для демонстрации энергетических возможностей ЛЯН в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» на базе реакторно-лазерного комплекса Стенд «Б» был создан демонстрационный энергетический макет мощного лазерного излучателя с накачкой от импульсного ядерного реактора (второе рабочее место ИИР БАРС-6) [20, 30, 43]. Физический пуск трехзонной системы был осуществлен в период 15.01.1998– 02.06.1998, энергетический пуск — в период 13.07.1998–04.06.1999, генерация первого импульса была получена 17.07.1998.

Общая схема установки показана на рис. 18.

Реакторно-лазерная система состоит из двух основных блоков: реакторного (запального) и лазерного. В качестве реакторного блока используется двухзонный импульсный исследовательский реактор БАРС-6. Лазерный блок представляет собой цилиндрическую конструкцию диаметром ~1,7 м, длиной 2,5 м с продольной полостью для размещения активных зон запального реактора. ЛБ состоит из большого числа стандартных элементов, таких как штатные ЛАЭЛ и их имитаторы, элементы межтрубного замедлителя нейтронов, элементы отражателя нейтронов, каналы увеличения мощности и т. д.

С целью получения наилучших характеристик накачки лазеров в объеме ЛБ был выполнен большой комплекс расчетно-экспериментальных работ по модификации конфигурации установки (см., например, [20, 43–45]). Кроме того, в экспериментах был реализован оригинальный способ генерации импульсов — так называемый режим модуляции реактивности в ИИР БАРС-6 с принудительным сбросом от теплового удара блока безопасности реактора [43].



a)







в)

*Рис. 18.* Реакторно-лазерная установка Стенда «Б»: а) общая схема; б) ЛБ в поднятом состоянии; в) ЛБ опущен

13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37



Рис. 19. Картограмма ЛБ (а) и схема лазерного канала (б)
 реакторно-лазерной установки Стенда «Б» последней модификации (L=112,5 мм)

 – имитатор ЛАЭЛ с полиэтиленовым стержнем;
 – штатный ЛАЭЛ;
 – каналы увеличения мощности;
 – элемент внешнего отражателя нейтронов с графитовым наполнителем;
 – элемент внешнего отражателя нейтронов с парафиновым наполнителем;
 – элемент внутреннего отражателя нейтронов с полиэтиленовым наполнителем;
 – алюминиевая труба;
 – центр ЛБ;

 – центр активной зоны ИИР БАРС-6; КВО – коробчатый внутренний отражатель нейтронов

Для проведения исследований генерационных характеристик ЛЯН в условиях, близких к тем, которые могут быть реализованы в реальных излучателях с накачкой от импульсного реактора, в объеме ЛБ реакторно-лазерной системы Стенда «Б» был создан широкоапертурный многоэлементный лазерный канал (см. рис. 19), состоящий из семи штатных ЛАЭЛ (ячейки № 6-6, 7-5, 7-8, 8-7, 9-6, 9-9 и 10-8) [46].

В качестве базовой лазерно-активной среды канала была выбрана He-Ar-Xe смесь. Поэтому, вследствие не самого большого значения ненасыщенного коэффициента усиления для этой среды (см. выше), в основном исследовался режим свободной генерации. Общий вид и оптическая схема канала для этого случая представлены на рис. 20.

Как уже отмечалось выше, путем оптимального выбора состава лазерноактивной смеси, геометрии и состава резонатора можно исключить явление «срыва» генерации лазерного излучения в газовых ЛЯН, в частности в смеси Не-Ar-Xe, при больших уровнях энерговклада. В результате в экспериментах на реакторно-лазерной установке Стенда «Б» было достигнуто двукратное увеличение выходной энергии лазерного излучения в инфракрасной области спектра (2,03 мкм) в сравнении с первоначально полученными значениями [46] (см. рис. 21).



Рис. 20. Общий вид (а) и оптическая схема лазерного канала (б) реакторно-лазерной установки Стенда «Б»



*Рис. 21*. Генерация лазерного излучения в широкоапертурном многоэлементном лазерном канале реакторно-лазерной установки Стенда «Б» (смесь He-Ar-Xe; суммарная мощность по всему каналу)

Из рисунка хорошо видно, что длительность генерации лазерного излучения с точностью до порога практически совпадает с импульсом накачки и составляет в данных условиях на полувысоте мощности 1–1,2 мс. В среднем по каналу реализован энергосъем лазерного излучения более 3,8 Дж/л, в отдельном ЛАЭЛ была получена максимальная энергия лазерного излучения более 15 Дж. Этот результат является вполне приемлемым, чтобы обоснованно говорить о перспективе применения на практике такого ЛЯН.

Заметим, что генерация в многоэлементных, но слабо размножающих нейтроны лазерных модулях, была получена и другими группами исследователей, например, на 4-х канальной системе ЛМ-4 с накачкой от импульсного реактора БИГР (РФЯЦ-ВНИИЭФ) [10] или в 37-ми канальной системе с накачкой от импульсного реактора БАРС-5 (РФЯЦ-ВНИИТФ) [47].

Для исследования возможности получения генерации ЛЯН на средах в видимом диапазоне длин волн в ЛБ (ячейка №8-19; см. рис. 19) реакторно-лазерной установки Стенда «Б» был установлен единичный штатный ЛАЭЛ [20]. В качестве лазерно-активной среды использовалась He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> смесь.

В результате, впервые в мире в условиях подкритического лазерного блока, управляемого нейтронным потоком запального реактора, была получена генерация лазерного излучения в видимом и ближнем ультрафиолетовом диапазонах дин волн (428 и 391 нм).

В качестве примера на рис. 22 показана временная форма лазерной генерации в смеси He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> с длиной волны 391 нм. Энергия лазерного излучения составила  $0,7\pm0,1$  Дж при пиковой мощности ~1 кВт. Отметим, что в условиях ЛБ реакторно-лазерной установки Стенда «Б» энергетика He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> лазера выросла практически в три раза, в сравнении с экспериментами на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 (см. рис. 13).



*Рис. 22*. Мощность накачки (1) и мощность лазерной генерации на переходе 391 нм (2) среды He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> (единичный ЛАЭЛ в ЛБ реакторно-лазерной установки Стенда «Б»)

Из рисунка можно видеть, что вследствие достаточного высокого порога и не самых высоких мощностных параметров накачки (в два раза ниже, чем в экспериментах на первом рабочем месте ИИР БАРС-6; см. рис. 14) не удалось достичь времени лазерной генерации в течение всего импульса накачки. Однако, если в ЛБ реального лазерного излучателя будут реализованы высокие мощностные и энергетические параметры накачки, данную среду вполне можно рассматривать как перспективную для ЛЯН.

В заключение данного раздела отметим, что в ходе работ по физике и технике ЛЯН в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были получены интересные и важные для практики результаты и по разработке облика будущих лазерных излучателей с накачкой от импульсного/импульсно-периодического реактора (см., например, [48–51]), включая обоснование возможности создания оптического квантового усилителя с ядерной накачкой [52].

#### Жидкостные лазерно-активные среды

Как уже отмечалось в начале, создание мощных лазеров с приемлемым ресурсом и массогабаритными характеристиками на твердотельных активных элементах (ТТЭ) сталкивается с серьезными технологическими трудностями.

Перспективным видится применение ядерной накачки с газофазными лазерно-активными средами, когда можно, используя высокий энергетический потенциал ядерной энергии, компенсировать не самые высокие эффективности преобразования энергии накачки в энергию лазерного излучения и создать автономные излучатели сверхмощного класса с весьма обнадеживающими характеристиками по массе и габаритам.

Другим альтернативным путем является использование жидкостных лазерно-активных сред, которые обладают очевидными положительными качествами (см., например, [53, 54]):

 – решается проблема теплоотвода путем организации прокачки активной жидкости через область накачки;

 в жидких лазерных средах отсутствуют термически наведенное двойное лучепреломление, деформации и термические напряжения;

 жидкие лазерные среды обладают высокой лучевой стойкостью в сравнении с ТТЭ;

 лазерно-активный элемент можно изготовить практически любой необходимой формы и размеров;

 – более низкая стоимость активных жидкостей и лазерных кювет в сравнении со стоимостью ТТЭ из оптической керамики, кристаллов или стекла;

- низкая удельная массовая характеристика лазера (менее 10 кг/кВт).

Уже в начале 70-х годов прошлого столетия были разработаны высокоэнергетичные низкопороговые установки лазерного излучения с накачкой неодимсодержащих неорганических лазерных жидкостей (НЛЖ) оптическим излучением газоразрядных ламп. Однако со временем лазерные системы на НЛЖ были вытеснены другими видами быстро развивающихся лазеров: химическими, газодинамическими и теми же твердотельными. Это было связано прежде всего с термооптическими эффектами, возникающими в среде в процессе накачки, и технологическими сложностями их синтеза и эксплуатации. Наиболее полную информацию о традиционных НЛЖ — синтезе, свойствах, лазерных системах на их основе — можно получить, например, из монографии [54] и обзора [55].

Попытки создания жидкостных ЛЯН столкнулись с серьезными трудностями. Генерация на этих средах так и не была получена, хотя был проведен большой комплекс работ, в том числе и в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (см., например, [56]). В частности, были разработаны уникальные технологии синтеза урансодержащих НЛЖ.

Вместе с тем, при традиционной оптической накачке, как уже отмечалось выше, были получены весьма обнадеживающие результаты. На сегодняшний день лазерная генерация получена при накачке апротонных растворов оксигалогенидов и (или) галогенидов, активированных ионами неодима Nd<sup>3+</sup>. Один из галогенидов — апротонный растворитель. Другой — апротонная кислота Льюиса.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были разработаны новые технологии синтеза жидкостных лазерно-активных сред на основе оксихлорида фосфора POCl<sub>3</sub>, активированные ионами Nd<sup>3+</sup> (например, [57, 58]) — генерация на длине волны 1,053 мкм. Кроме того, впервые в мире были получены лазерно-активные растворы, активированные ионами иттербия Yb<sup>3+</sup> — генерация на длине волны 1,003 мкм [59].

Важной особенностью этих сред является возможность достижения высоких концентраций в растворе ионов  $Nd^{3+}$  или  $Yb^{3+}$  (до  $10^{20}$  см<sup>-3</sup>). Результаты спектрометрических исследований показали, что при «оптимальных» условиях синтеза можно добиться высоких значений сечения поглощения для активного атома (длина волны накачки), высокого квантового выхода люминесценции (>0,5), высоких значений сечения на длине волны генерации (более  $10^{-20}$  см<sup>2</sup>), а время жизни верхнего лазерного уровня может достигать значений в сотни микросекунд.

В качестве примера на рис. 23 показаны типичный вид жидкостного лазера на основе раствора POCl<sub>3</sub>–SbCl<sub>5</sub>–Nd<sup>3+</sup> [60] и импульс лазерной генерации, полученный при накачке оптическим излучением газоразрядной лампы.



*Рис. 23.* Внешний вид (а) и импульс лазерной генерации (б) в жидкостном лазере на основе раствора POCl<sub>3</sub>–SbCl<sub>5</sub>–Nd<sup>3+</sup> при накачке оптическим излучением

Одной из проблем развития жидкостных лазеров была также низкая эффективность преобразования энергии накачки в энергию лазерного излучения вследствие того, что только малая доля энергии оптического излучения газоразрядной лампы использовалась непосредственно для возбуждения активного атома.

С появлением современных эффективных систем диодной накачки возродился интерес и к лазерным жидкостям (см., например, [61, 62]). Однако существенным недостатком существующих в мире технологий получения жидкостных лазерно-активных сред, ограничивающих область их применения, является высокая токсичность и коррозионность растворов.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были разработаны технологии и синтезированы нетоксичные лазерные жидкости нового типа на основе тионилхлорида [63] и сульфурилхлорида, активированные ионами Nd<sup>3+</sup> или Yb<sup>3+</sup>.Результаты исследований показали, что синтезированные жидкости обладают необходимыми физико-химическими и спектрально-люминесцентными свойствами и могут быть использованы при создании мощных лазерных излучателей с диодной накачкой. В качестве примера на рис. 24 показаны спектры поглощения и люминесценции НЛЖ на основе тионилхлорида, активированного ионами иттербия.

Отметим также, что, по всей видимости, наиболее перспективным подходом для создания жидкостного лазера, как показали результаты расчетных исследования (см., например, [64]), является схема излучателя с продольной накачкой и поперечной прокачкой лазерно-активной среды.

#### Заключение

Создание автономных и мобильных лазерных систем сверхмощного класса по-прежнему остается актуальной и практически важной научно-технической задачей, поскольку при их наличии можно было бы эффективно развить целый ряд инновационных технологий, требующих высокоэнергетических источников большой плотности (промышленные технологии, пучковая энергетика, системы связи и глобального мониторинга, специальные оборонные задачи и т. д.).



*Рис. 24*. Спектры поглощения (а) и люминесценции (б) раствора тионилхлорида, активированного ионами иттербия (концентрация ионов Yb<sup>3+</sup> 10<sup>20</sup> см<sup>-3</sup>)

Работы по развитию различных направлений лазерных технологий активно ведутся в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Как показали результаты исследований, прямое преобразование ядерной энергии в энергию лазерного излучения обладает значительным потенциалом для разработки и создания лазерных излучателей, в том числе широкоапертурных, импульсного/импульсно-периодического действия мегаджоульного уровня энергии выходного излучения с пиковой мощностью более мегаватта, обладающих высокой степенью автономности (минимальные требования к уровню внешнего источника энергии) и с массогабаритными характеристиками, позволяющими рассматривать различные варианты их базирования — космического, корабельного, наземного.

Результаты исследований прежде всего спектрально-люминесцентных характеристик лазерных неорганических жидкостей, приготовленных по оригинальным технологиям, показали, что эти растворы являются перспективными для жидкостных лазеров с диодной накачкой мультикиловаттного уровня мощности. К достоинствам этих лазерно-активных сред следует отнести большое время жизни верхнего лазерного уровня, высокий квантовый выход люминесценции, большие сечения поглощения излучения накачки и вынужденного излучения, высокую лучевую стойкость и возможность работы в режиме принудительной циркуляции.

#### Список литературы

- 1. Кравцов Н.В. Основные тенденции развития твердотельных лазеров с полупроводниковой накачкой (обзор) // Квантовая электроника. 2001. Т. 31. № 8. С. 661–677.
- Lu J., Ueda K., Yagi H., et. al. Neodymium Doped Yttrium Aluminum Garnet (Y<sub>3</sub>Al<sub>5</sub>O<sub>12</sub>) Nanocrystalline Ceramics — A New Generation of Solid State Laser and Optical Materials // Journal of Alloys and Compounds. — 2002. — Vol. 341. — No. 1. — Pp. 220–225.
- Глухих И.В., Димаков С.А., Курунов Р.Ф. и др. Мощные твердотельные лазеры на Nd: YAG с поперечной диодной накачкой // Журнал Технической Физики. — 2011. — Т. 81. — № 8. — С. 70–75.
- 4. Миллер А. М., Соустов Л. В. Поглощение и лазерное разрушение кристаллов КDP и DKDP // Квантовая электроника. 1989. Т. 16, № 1. С. 61–72.
- Дианов Е. М., Буфетов И. А., Фролов А. А., Плотниченко В. Г. и др. Катастрофическое разрушение волоконных световодов различного состава под действием лазерного излучения // Квантовая электроника. — 2002. — Т. 32, № 6. — С. 476–478.
- 6. Гайнов В. В., Шайдуллин Р. И., Рябушкин О. А. Стационарный разогрев активных волоконных световодов при оптической накачке // Квантовая электроника. 2011. Т. 41, № 7. С. 637–643.
- Herwing L.O. Concepts for Direct Conversion of Stored Nuclear Energy to Laser Beam Power // Trans. Am. Nucl. Soc. — 1964. — Vol. 7. — No. 1. — P. 131.

- 8. Том К., Шнайдер Р.Т. Газовые лазеры с ядерной накачкой // Ракетная техника и космонавтика. 1972. Т.10. №4. С.42-50 (Thom K., Schneider R.T. Nuclear Pumped Gas Lasers // AIAA J. 1972. Vol. 10. No. 4. Рр. 42–50).
- 9. McArthur D.A., Shmidt Th.R., Tolefsrud Ph.B. Concepts for Construction of Large Reactor Exited Laser Systems // SAND 76-0584. 1977.
- Лазеры с ядерной накачкой : монография / С. П. Мельников, А. Н. Сизов, А. А. Синянский; ФГУП «Российский федеральный ядерный центр ВНИИЭФ». Саров : [РФЯЦ ВНИИЭФ], 2008. 439 с..
- 11. Trans. of First Int. Symp. on Nucl. Induced Plasmas and Nucl. Pumped Lasers. France, Orsag, 1978.
- 12. Материалы межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'92). Обнинск, 1992, т. 1–3.
- 13. Материалы межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'94). Арзамас-16, 1994, т. 1, 2.
- Материалы 3-й межд. конф. «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2002). 16–20 сентября 2002 г., Снежинск. — Снежинск : РФЯЦ-ВНИИТФ, 2003. — 664 с.
- 15. Материалы межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). Обнинск, 2007, т. 1, 2.
- 16. Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016, т. 1, 2.
- 17. Карелин А.В. Физические основы реактора-лазера. М.: ВНИИЭМ, 2007. 259 с.
- 18. Prelas Mark. Nuclear Pumped Lasers // Springer International Publishing Switzerland, 2016.
- 19. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Э.П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ // Снежинск: Изд. РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002.
- 20. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия // М.: Энергоатомиздат, 2003.
- 21. Пупко В.Я. Обзор свойств газовых лазеров с традиционными способами накачки: Препринт ФЭИ-1244. Обнинск, 1981.
- 22. Пупко В.Я. Обзор экспериментальных работ по непосредственной ядерной накачке газовых лазерно-активных сред: Препринт ФЭИ № 1245. Обнинск, 1981.
- 23. Гулевич А.В., Качанов Б.В. О прохождении света через оптически неоднородную среду в кювете газового лазера с ядерной накачкой / Матер. межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'92). — Обнинск, 1992. — Т. 2. — С. 167–175.
- 24. Сизов А.Н. О связи пространственных неоднородностей накачки с мощностью генерации лазеров, возбуждаемых осколками деления урана // Письма в ЖТФ. 1994. Т. 20. Вып.9. С. 64–67.
- Качанов Б.В., Гулевич А.В. Расчет энерговклада осколков деления в цилиндрическом активном элементе с учетом перераспределения плотности газа: Препринт ФЭИ-2350, Обнинск, 1994.
- 26. Матьев В. Ю. Энерговклад осколков деления в лазерах с ядерной накачкой. І. Общий метод расчета // ЖТФ. 2001. Т. 71. № 1. С. 72–78.
- 27. Влох Г.В., Конак А.И., Матьев В.Ю. и др. Измерение энерговыделения в газовом лазере с ядерной накачкой / Матер. межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой

плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'92). — Обнинск, 1992. — Т. 2. — С. 55-62.

- Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. Эффективность урановых покрытий в цилиндрическом лазерно-активном элементе // Атомная энергия. — 2007. — Т. 102. — Вып. 4. — С. 249–253.
- 29. Гангрский Ю.П., Марков Б.Н., Перелыгин В.П. Регистрация и спектрометрия осколков деления // М.: Энергоиздат, 1981. 224 с.
- Дьяченко П.П., Еловский О.А., Прохоров Ю.А. и др. Реакторно-лазерный комплекс «Стенд «Б» // Атомная энергия. — 2000. — Т. 88. — Вып. 5. — С. 337–342.
- 31. Дюжов Ю.А., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А. Радиолюминесцентный метод измерения радиального распределения энерговклада осколков деления в цилиндрическом лазерно-активном элементе // Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2013 год: Научно-технический сборник. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2014. — С. 131–141.
- 32. Денежкин И.А., Дюжов Ю.А., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А. Определение пространственно-временного распределения энерговклада осколков деления в активную среду ЛЯН методом скоростной киносъемки люминесценции / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 2. — С. 146–152.
- Мельников С.П. Механизмы генерации лазеров с ядерной накачкой на ИК переходах атомов инертных газов // Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. — Т. 2. — С. 179–188.
- 34. Принципы лазеров / О. Звелто; Пер. с англ. под ред. Т. А. Шмаонова. 2-е изд., перераб. и доп. М. : Мир, 1984. 395 с.
- 35. Дюжов Ю.А., Евтодиев Д.В., Кухарчук О.Ф. и др. Определение параметров активной среды ядерно-оптического преобразователя энергии с использованием модуляции потерь / Сборник докладов Международной конференции «VIII Харитоновские чтения по проблемам физики высоких плотностей энергии». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2006. — С. 419–426.
- 36. Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А. Измерение ненасыщенного коэффициента усиления He-Ar-Xe среды при накачке осколками деления на импульсном реакторе БАРС-6 / Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. — Т. 2. — С. 197–202.
- 37. Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А., Фокина О.Г. Лазерные характеристики смесей Ar-Xe и He-Ar-Xe при накачке осколками деления // Квантовая электроника. — 2010. — Т. 40. — № 1. — С. 11– 18.
- Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. и др. Не-Аг-Хе лазер с объемной лазерной накачкой: Препринт ФЭИ-3063. — Обнинск, 2006.
- Гулевич А.В., Евтодиев Д.В., Кухарчук О.Ф., Суворов А.А. Прохождение частично когерентного лазерного пучка через неоднородную среду оптического усилителя /// Квантовая электроника. — 2005. — Т. 35. — № 11. — С. 1003–1008.

- 40. Басов Н.Г., Александров А.Ю., Данилычев В.А., Долгих В.А. и др. Эффективный квазинепрерывный лазер высокого давления на первой отрицательной системе азота // Письма в ЖТФ. — 1985. — Т.42. — В. 1. — С. 39–42.
- Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф, Полетаев Е.Д., Суворов А.А. Изучение лазерных характеристик He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>(D<sub>2</sub>) среды на переходах 1-ой отрицательной системы азота (λ=391 и 428 нм) при накачке осколками деления от импульсного реактора БАРС-6 / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. Т. 2. С. 175–181.
- 42. Денежкин И.А., Дюжов Ю.А., Смольский В.Н., Суворов А.А. Изучение пространственно-временной структуры пучка излучения ЛЯН на реакторе БАРС-6 методом скоростной киносъемки / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. Т. 2. С. 133–139.
- 43. Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф., Прокудин П.П., Фокин Г.Н., Фокина О.Г. Опыт эксплуатации реактора БАРС-6 — двадцать лет на службе лазеров с ядерной накачкой / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 1. — С. 57–69.
- 44. Бережной К.В., Дьяченко П.П., Еловский О.А. и др. Оптимизация нейтроннофизических характеристик многозонной реакторной установки импульсного действия / Матер. межд. конф. «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы». — Снежинск, 2003. — С. 443–448.
- 45. Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф., Фокина О.Г., Щукин А.Н. Оптимизация параметров импульса накачки в реакторно-лазерной установке стенда «Б» / Мат. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. — Т.2. — С. 463–470.
- 46. Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. и др. Лазерный канал в составе лазерного блока реакторно-лазерной установки Стенд «Б» / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 2. — С. 160–166.
- Загидулин А.В., Бочков А.В., Мироненко В.В., Софиенко Г.С. 500-джоульный лазер с ядерной накачкой // Письма в ЖТФ. — 2012. — Т. 38. — Вып.23. — С. 31–39.
- Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф., Фокина О.Г. Быстрый импульснопериодический реактор для мощных лазеров с ядерной накачкой // Атомная энергия. — 2012 — Т. 113. — Вып. 4. — С. 198–202.
- Дьяченко П.П., Фокин Г.Н. Запальный реактор и параметры импульса накачки в реакторно-лазерной системе // Атомная энергия. — 2012. — Т. 112. — Вып. 5. — С. 277-282.
- 50. Дюжов Ю.А., Дьяченко П.П., Калякина О.Н., Кухарчук О.Ф. и др. Промышленные технологии на основе ядерно-оптических преобразователей энергии импульсного действия // Теплоэнергетика. 2014. № 5. С. 1–6.
- 51. Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. и др. Реакторнолазерная установка технологического применения / Труды межотраслевой

научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 2. — С. 363–369.

- 52. Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф., Суворов А.А. Проблемы ядернолазерной энергетики и способы их решения // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. — 2019. — № 2. — С. 16–27.
- 53. Fahlen T.S. High-average-power Q-switched liquid laser // IEEE J. Quantum Electron. — 1973. — Vol. 9. — No. 2. — P. 493–496.
- 54. Аникеев Ю.Г., Жаботинский М.Е., Кравченко В.Б. Лазеры на неорганических жидкостях // М.: Наука, 1986.
- Тихонов Г.В. Лазерно-активные неорганические жидкости (обзор. ΦЭИ-0278) // — М.: ЦНИИатоминформ, 1996.
- 56. Дьяченко П.П., Зродников А.В. Исследования Государственного научного центра РФ — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского по проблеме лазеров с ядерной накачкой / Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007.— Т. 1. — С. 1–16.
- 57. Кабаков Д. В., Серегина Е. А. Спектральные свойства иона Nd<sup>3+</sup> в растворах в неорганических растворителях POCl<sub>3</sub>-MeCl<sub>n</sub> (Me: Sn, Zr, Ti, Al) // Оптика и спектроскопия. 2005. Т. 98. № 2. С. 254–260.
- 58. Серегина Е.А., Серегин А.А., Тихонов Г.В. Спектрально-люминесцентные характеристики трехвалентных ионов лантанидов в неорганическом растворителе POCl<sub>3</sub>-SnCl<sub>4</sub> // Оптика и спектроскопия. 2014. Т. 116. № 3. С. 469–485.
- Бабкин А.С., Серегина Е.А., Тихонов Г.В. Люминесценция иттербия в жидких и замороженных растворах POCl<sub>3</sub>–ZrCl<sub>4</sub>–Yb<sup>3+</sup> / XXV Съезд по спектроскопии: Сборник тезисов. Троицк, Москва. 3–7 октября 2016 г. — Москва: МПГУ, 2016. С. 183–184.
- Кабаков Д.В., Добровольский А.Ф., Киселев С.В., Серегина Е.А., Тихонов Г.В. Генерационные свойства урансодержащей лазерной жидкости POCl<sub>3</sub>-SbCl<sub>5</sub>-<sup>235</sup>UO<sub>2</sub>-Nd<sup>3+</sup> при оптической накачке / Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. – Т. 1. — С. 322–327.
- 61. Ault Earl R., Comaskey Brian J., Kuklo Thomas C. High average power laser using a transverse flowing liquid host // U.S. Patent 6600766 B1. 2003.
- 62. Jones-Bey, H.A. Flowing neodymium offers improved heat management // Laser Focus World. 03.01.2004 Vol. 15(3). P. 18.
- 63. Серёгина Е.А., Серёгин А.А., Тихонов Г.В. Спектрально-люминесцентные свойства Yb<sup>3+</sup> в SOCl<sub>2</sub>-GaCl<sub>3</sub> // Оптика и спектроскопия. 2020. Т. 128. № 10. С. 1441.
- Серегин А.А, Серегина Е.А. Модель жидкостного иттербиевого лазера с диодной накачкой / XXV Съезд по спектроскопии: Сборник тезисов. Троицк, Москва, 3– 7 октября 2016 г. — Москва: МПГУ, 2016. — С. 376–377.

# Методы расчетно-экспериментальных исследований и оптимизации характеристик систем с термоэмиссионным преобразованием энергии

# П. А. Алексеев, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» обладает уникальными компетенциями в области физико-технического обоснования разработки и эксплуатации космических ядерных энергетических установок (КЯЭУ) с прямым преобразованием тепловой энергии в электричество, включая: электротеплофизический расчет характеристик термоэмиссионного электрогенерирующего элемента (ЭГЭ) и электрогенерирующего канала (ЭГК) в целом, нейтронно-физические расчеты и оптимизация структуры активной зоны и радиационной защиты. Физические основы, заложенные создателями первого поколения КЯЭУ В. Я. Пупко, Ю. С. Юрьевым, А.А. Дубининым и другими, в настоящее время подтверждаются и углубляются разработкой и применением современных расчетных кодов и новейших математических методов оптимизации и поиска решений. Так вместо одномерного, упрощенного расчета характеристик ЭГЭ/ЭГК (TFEDM) применяется трехмерный, детальный расчет всего ЭГК (COMSOL-ЭГК), вместо гомогенного расчета активной зоны и отдельного, не учитывающего проникающие элементы, расчета радиационной защиты применяются единые трехмерные, позволяющие учитывать гетерогенность и все особенности геометрии, расчетные коды, реализующие метод Монте-Карло (например, ММКГК-2, МСЛР и др.). Каждый из перечисленных расчетных кодов и методики системно и комплексно применяются при расчетном обосновании характеристик проектируемых в настоящее время КЯЭУ.

Для определения выходной электрической мощности КЯЭУ необходимо провести электротеплофизический расчет. Одними из основных исходных данных для этого расчета являются значения энерговыделения в топливе, причем для детального расчета требуется знать как его азимутально-радиальную, так и продольную неравномерность. Такую информацию предоставляет нейтронно-физический расчет характеристик активной зоны, который в первую очередь определяет критические параметры активной зоны, запас реактивности реактора на компанию, эффективность органов регулирования и т.д. Зная габариты активной зоны, ее тепловую мощность и расположение органов регулирования, можно проводить расчет радиационной обстановки и оптимизационные исследования в обоснование массогабаритных характеристик теневой радиационной защиты. В конечном итоге масса и габариты радиационной защиты, пространственное расположение отсеков с оборудованием определяют облик ядерно-энергетической установки, а также ее конкурентоспособность в сравнении с характеристиками КЯЭУ с другими видами преобразования тепловой энергии и солнечными энергетическим установками.

# Методы расчета тепло- и электрофизических характеристик термоэмиссионных электрогенерирующих систем

С 60-х годов XX века начали развиваться методы расчета тепло- и электрофизических характеристик ЭГК и термоэмиссионного реактора-преобразователя (ТРП) в целом. Спецификой этих методов является то, что приходится совместно решать теплофизическую и электрофизическую задачи ввиду того, что термоэмиссионный ЭГК является одновременно ядерным твэлом и электрогенератором.

Конечной задачей тепло- и электрофизического расчета ТРП является получение его выходных вольтамперных характеристик (ВАХ), т. е. зависимости тока от напряжения при заданной тепловой мощности реактора. Знание ВАХ позволяет определить напряжение, ток, выходную электрическую мощность и эффективность преобразования энергии ТРП в рабочем режиме. Одновременно необходимо определить максимальный уровень температуры эмиттеров ЭГК в активной зоне реактора-преобразователя, который не должен превышать предельно допустимого значения для данного материала. Однако, для того, чтобы получить эти важнейшие выходные характеристики ТРП, состоящего из сотен ЭГК, соединенных в сложную электрическую цепь и находящихся в активной зоне (а. з.) ректора при различных уровнях плотности энерговыделения, необходимо провести целую серию теплоэлектрофизических расчетов единичного ЭГК при различных значениях энерговыделения, давления паров цезия в межэлектродном зазоре (МЭЗ) и ряда других внешних параметров.

Очень важное значение имеют теплоэлектрофизические расчеты (в сочетании с прочностными) на этапе проектирования и оптимизации конструкции ЭГК, позволяя во многих случаях значительно сократить объем дорогостоящих стендовых и реакторных испытаний экспериментальных образцов ЭГЭ и ЭГК. Однако для успешного решения этих задач необходимы трехмерные расчетные модели, которые могли бы детально учитывать реальную геометрическую структуру ЭГК, характеризующуюся большим набором тепловых сред разной теплопроводности, сложной формой электродных оболочек, коммутационных перемычек и других конструкционных элементов. Таким образом, фактически речь идет о проверке принимаемых проектных решений по конструкции ЭГК с помощью численного модельного эксперимента.

В настоящее время это стало возможным благодаря развитию информационных технологий и численных методов анализа. Широкое распространение получили интерактивные программы графического представления информации, основанные на решении краевых задач математической физики с помощью метода конечных элементов, такие, как ANSYS, COMSOL, SolidWorks и др. Это позволило более компактно описывать геометрические и физические свойства объектов по сравнению с ранее используемыми методами. В настоящее время численные методы и интерактивная графическая техника составляют единое целое в программах систем автоматизированного проектирования.

Основные уравнения математической модели тепло- и электрофизических процессов, протекающих в единичном ЭГЭ термоэмиссионного ЭГК были

получены Ю. С. Юрьевым в ходе работ по термоэмиссионной ЯЭУ «ТОПАЗ» [1]. Дальнейшее развитие методов численного решения системы нелинейных уравнений ЭГЭ проводилось В. А. Ружниковым [2–4], А. А. Шиманским [5], В. В. Синявским, Ю. В. Бабушкиным, В. П. Зиминым [6–9], В. А. Линником [10], Е. Г. Виноградовым [11] и др.

Первоначально, из-за отсутствия достаточно мощных вычислительных машин, разрабатываемые методы расчета тепло- и электрофизических характеристик ЭГК основывались на аналитическом решении системы уравнений ЭГЭ, что приводило к необходимости упрощения математической модели. В частности, приходилось вводить допущения о линейности локальной ВАХ ТЭП, постоянстве температуры коллектора и плотности эмиссионного тока по длине ЭГЭ [1]. При этих допущениях уравнение теплопроводности для коллектора вообще исключалось из математической модели, а уравнение теплопроводности для эмиттера при условии линеаризации члена, описывающего теплопередачу излучением, и уравнение для межэлектродного напряжения становились линейными и допускали аналитическое решение. Позднее для решения нелинейного уравнения теплопроводности для эмиттера были применены вариационные методы и метод Галеркина [10], позволяющие более точно рассчитать распределение температуры по его длине.

Последующий прогресс в развитии расчетных методов исследования ВАХ ЭГК был связан с разработкой численных методов решения системы нелинейных дифференциальных уравнений ЭГЭ [2–5]. Тем не менее, используемая при расчетах математическая модель тепловых и электрических процессов ЭГЭ, даже при некоторых упрощающих допущениях (азимутальная симметрия, пренебрежение радиальным распределением параметров ввиду «тонкости» электродов и др.) сводится к системе одномерных нелинейных дифференциальных уравнений второго порядка, описывающих только распределение температуры эмиттера, коллектора и разности потенциалов между электродами и их распределение по длине ЭГК. Нелинейность этих уравнений обусловлена наличием теплопередачи между электродами излучением и эмиссионным током электронов. Во все уравнения входит зависимость эмиссионного тока от температуры эмиттера и коллектора, межэлектродного напряжения и ряда других параметров, которая и замыкает эти уравнения в единую систему. Расчет этой зависимости (локальной ВАХ ТЭП) является сложной задачей, требующей рассмотрения элементарных процессов в низкотемпературной плазме МЭЗ, и процессов, протекающих на электродах ТЭП. До настоящего времени эта задача в полном объеме не решена, поэтому экспериментальное определение локальных ВАХ в ходе лабораторных стендовых испытаний ТЭП/ЭГЭ с электронагревом является актуальной задачей.

Расчет ВАХ многоэлементного ЭГК обычно сводится к последовательному расчету ВАХ входящих в него ЭГЭ и их суммированию при заданной величине протекающего электрического тока, одинакового для всех ЭГЭ вследствие их последовательного соединения. Основным блоком расчетной методики является решение системы тепловых и электрических уравнений для ЭГЭ. Приведем в качестве примера типичную одномерную математическую модель ЭГЭ [3, 4], реализованную в расчетном коде «TFEDM», в основе которой лежат следующие упрощающие допущения:

 а) предполагается, что осевая теплопроводность материала топливного сердечника мала, и, таким образом, можно исключить его из рассмотрения, задав распределение плотности теплового потока от сердечника по внутренней поверхности эмиттера;

б) толщина эмиттера, как правило, значительно меньше его радиуса, что позволяет пренебречь распределением температуры и электрического потенциала в эмиттере по его толщине; пренебрегаем также зависимостью этих распределений от азимутального угла; эти допущения сводят задачу для эмиттера к одномерной;

в) температура коллектора обычно незначительно изменяется по его длине, поэтому ее можно для упрощения положить постоянной;

г) зависимость коэффициентов тепло- и электропроводности материалов эмиттера и коллектора от температуры учитывается подстановкой их средних значений по интервалам температуры, характерным для этих элементов ТЭП.

Вводится безразмерная координата по длине эмиттера  $x=z/L_{\Im \Gamma \Im}$ , где  $L_{\Im \Gamma \Im}$  — длина  $\Im \Gamma \Im$ ,  $0 \le z \le L_{\Im \Gamma \Im}$ . Таким образом, безразмерная длина эмиттера будет равна 1. При принятых допущениях уравнение теплопроводности для эмиттера принимает вид:

$$\frac{\lambda_{\rm E}}{L_{\rm 2FP}^2} \cdot \frac{d^2 T_{\rm E}(x)}{dx^2} = q_v(x) = 0; \quad 0 \le x \le 1, \tag{1}$$

где  $T_{\rm E}$  — распределение температуры эмиттера по его длине,  $\lambda_{\rm E}$  — коэффициент теплопроводности эмиттера.

Плотность эффективных внутренних объемных источников тепла в эмиттере  $q_v$  определяется разностью плотности тепловых потоков от топливного сердечника к эмиттеру  $q_f$  и от эмиттера к коллектору  $q_{EC}$ , а также джоулевым тепловыделением в эмиттере  $q_{vi}$  за счет прохождения по нему электрического тока:

$$q_{v} = \frac{1}{\delta_{E}} (q_{f} - q_{EC}) + q_{vi}.$$
<sup>(2)</sup>

Плотность теплового потока с эмиттера на коллектор  $q_{EC}$  складывается из трех компонентов — теплового излучения  $q_r$ , теплопередачи теплопроводностью через пары цезия  $q_{Cs}$  и энергопереноса эмиттированными электронами  $q_j$  (электронное охлаждение эмиттера):

$$q_{EC} = q_r + q_{Cs} + q_j = \sigma \varepsilon \left( T_E^4 - T_C^4 \right) + k_{Cs} \cdot \left( T_E - T_C \right) + j \cdot \left( u + V_B \right), \tag{3}$$

где  $\sigma = 5,67 \cdot 10^{-12}$  Вт/(см<sup>2</sup>·К) — постоянная излучения,  $\varepsilon$  — приведенная степень черноты электродов,  $k_{Cs}$  — эффективный коэффициент теплопередачи через пары цезия в МЭЗ, *j* — плотность электрического тока с эмиттера на коллектор, *u* — межэлектродное напряжение,  $V_B$  — барьерный индекс (сумма потерь напряжения в МЭЗ и при конденсации электронов на коллекторе).

Плотность джоулевого тепловыделения в эмиттере  $q_{vi}$  обусловлена прохождением по нему электрического тока величиной

$$I_E = F_E \int_0^x j(\xi) d\xi , \qquad (4)$$

где  $F_E=2\pi r_E L_{\Im \Gamma \Im}$  — площадь цилиндрической поверхности эмиттера, определяется выражением

$$q_{vi} = \frac{R_E}{\delta_E} \cdot F_E \left(\int_0^x j(\xi) d\xi\right)^2,$$
(5)

где  $R_E = \frac{\rho_E L_{\text{ЭГЭ}}}{2\pi r_E \delta_E}$  — омическое сопротивление материала эмиттера,  $\rho_E$  — удель-

ное электрическое сопротивление материала эмиттера.

На концах эмиттера (x = 0 и x = 1) задаются граничные условия 3-го рода:

$$\frac{\lambda_E}{L_{\Im\Gamma\Im}} \frac{dT_E}{dx}\Big|_{x=0} = \alpha_1 \left(T_E - T_{amb}\right)\Big|_{x=0}; \tag{6}$$

$$\frac{\lambda_E}{L_{\Im \Gamma \Im}} \frac{dT_E}{dx} \bigg|_{x=1} = -\alpha_2 \left( T_E - T_{amb} \right) \bigg|_{x=1},\tag{7}$$

где  $\alpha_1$  и  $\alpha_2$  — эффективные коэффициенты теплоотдачи в торцы эмиттера, значения которых определяются геометрией торцов эмиттера и могут быть определены либо экспериментально, либо расчетным образом с детальным учетом геометрии этих областей. Задание эффективных граничных условий в таком виде исключает из рассмотрения области, прилегающие к торцам эмиттера, и существенно упрощает задачу.  $T_{amb}$  — средняя температура окружения.

Задача для теплового баланса коллектора рассматривается в рамках модели сосредоточенных параметров, т. е. в рамках модели определяется только средняя температура коллектора  $T_{C}$ . Уравнение баланса тепла для определения  $T_{C}$  имеет вид:

$$k_{w}(T_{C} - T_{TH}) = \int_{0}^{1} \left[ q_{f} - j \cdot V_{B} + R_{C}F_{C} \left( \int_{0}^{x} j(\xi)d\xi \right)^{2} \right] dx, \qquad (8)$$

Изменение электрического потенциала вдоль эмиттера и коллектора описывается следующими дифференциальными уравнениями:

$$\frac{d\varphi_E}{dx} = -R_E F_E \int_0^x j(\xi) d\xi , \qquad (9)$$

$$\frac{d\varphi_C}{dx} = -R_C F_E \left( \int_0^1 j(\xi) d\xi - \int_0^x j(\xi) d\xi \right)$$
(10)

где  $R_C = \frac{\rho_C L_{\Im \Gamma \Im}}{2\pi r_C \delta_C}$  — омическое сопротивление материала коллектора,  $\rho_C$  —

удельное электрическое сопротивление материала коллектора,  $\delta_C$  — толщина коллектора.

Дифференцируя выражения (9) и (10) и вычитая их друг из друга, получим дифференциальные уравнения второго порядка, описывающие распределение напряжения в МЭЗ  $u=\varphi_E-\varphi_C$  по длине ЭГЭ:

$$\frac{d^2 u}{dx^2} + (R_E + R_C) \cdot F_E \cdot j = 0; \quad 0 \le x \le 1.$$
(11)

Граничные условия записываются в виде

$$\left. \frac{du}{dx} \right|_{x=0} = R_C \cdot I; \quad \left. \frac{du}{dx} \right|_{x=1} = -R_E \cdot I .$$
(12)

Полный электрический ток *I* связан с распределением плотности тока *j* вдоль ЭГЭ соотношением

$$I = F_E \int_0^1 j dx \,. \tag{13}$$

Выходное напряжение ЭГЭ равно

$$V = u(x=0) - \Delta u_E - \Delta u_K \tag{14}$$

где  $\Delta u_E$  — падение напряжения на эмиттере, которое равно

$$\Delta u_E = R_E F_E \int_0^{1x} \int_0^x j(\xi) d\xi dx , \qquad (15)$$

 $\Delta u_{K} = I \cdot R_{K}$  — падение напряжения на коммутационной перемычке между эмиттером и коллектором ЭГЭ в составе ЭГК.

Таким образом, замкнутая математическая модель для расчета тепловых и электрических характеристик ЭГЭ включает в себя уравнение (1) с граничными условиями (6) и (7) для определения  $T_E(x)$ , уравнение (8) для определения средней температуры коллектора  $T_C$ , уравнение (11) с граничными условиями (12) для определения u(x) и уравнение (15) для определения выходного напряжения элемента. Кроме того, в математическую модель входит блок расчета локальных ВАХ по данным экспериментального атласа ВАХ [12, 13].

Известные в литературе расчетные методики в основном позволяют выполнять оценочные и инженерные расчеты [13]. Этим методикам присущи следующие характерные особенности, существенно снижающие точность расчета:

расчет ЭГК сводится к последовательному расчету входящих в его состав ЭГЭ;

 при построении математических моделей электротеплофизических процессов в ЭГЭ используется ряд упрощающих допущений, сильно влияющих на соответствие используемой модели реальным процессам; – используемые математические модели электротеплофизических процессов в ЭГЭ в большинстве методик являются одномерными;

– для используемых математических моделей электротеплофизических процессов в ЭГЭ характерен некоторый произвол в выборе граничных условий.

Модернизация существующих или создание новых расчетных методик должны идти по пути частичного или полного устранения указанных выше упрощений. Сформулируем минимальный перечень требований к современным расчетным методикам:

переход от одномерного к трехмерному моделированию;

 детальный учет зависимости свойств конструкционных материалов и сред от температуры;

переход от математического моделирования процессов в ЭГЭ к ЭГК в целом;

- возможность проведения расчетов ЭГЭ/ЭГК сложной геометрии;

– возможность «сквозного» расчета для ЭГК, а в перспективе ТРП и ЭУ в целом.

Для решения этой задачи в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» была выполнена модификация стандартного пакета конечно-элементного анализа COMSOL [14, 15].

Разработанный на базе COMSOL программный код COMSOL-ЭГК, оптимизированный под задачи расчета термоэмиссионных ЭГК, предоставляет пользователям полный спектр инструментов для решения поставленной задачи: построение трехмерной геометрической модели, описание физических процессов на языке математической физики, построение конечно-элементной расчетной сетки геометрической модели, расчет и постобработка результатов расчета. Программный комплекс позволяет моделировать физические процессы электромагнетизма и сопряженного теплообмена в трехмерной геометрии как в пределах одного ЭГЭ, так и внутри коммутационного пространства ЭГК. Важным достоинством описываемого кода является возможность прямого использования чертежей различных ЭГК, выполненных, например, в среде автоматизированного проектирования AutoCAD.

СОМЅОL-ЭГК реализует методику расчета тепло- и электрофизических характеристик ЭГК и термоэмиссионной электрогенерирующей системы (ТЭС) в целом на основе трехмерной математической модели с возможностью использования в качестве исходных данных атласа экспериментальных изотермических ВАХ ТЭП в широком диапазоне изменения таких параметров, как температуры электродов, давление паров цезия и ряда других. Методика предназначена для обоснования проектных решений перспективных термоэмиссионных КЯЭУ, а также наземных ТЭС с ядерным или неядерным нагревом эмиттеров.

В численный алгоритм кода внедрены решения уравнений для электрического потенциала, генерации тока, переноса энергии тепловым излучением и электронами эмиссии, джоулева тепловыделения в электропроводящих материалах. С помощью программного кода COMSOL-ЭГК также можно моделировать практически все физические процессы, которые описываются уравнениями в частных производных. Далее задачи решаются методом конечных элементов. Имеются также дополнительные средства для моделирования: средства для геометрических построений, генераторы сетки, инструменты постобработки и т. п.

Этапы моделирования ЭГК проводятся в следующей последовательности:

 выбор размерности физической модели (1D, 2D или 3D), определение физического раздела (сопряженный стационарный анализ температурных и электрических полей);

определение рабочей области и построение геометрической модели ЭГК;

 задание исходных данных и зависимостей переменных от координат и времени;

задание дискретных экспериментальных изотермических ВАХ ТЭП;

 указание теплофизических и электромагнитных свойств конструкционных материалов и начальных условий;

– задание граничных условий (объемные источники тепла, тепловые потоки через моделируемые поверхности ЭГК, источники электрического тока, заземле-



Рис. 1. Расчетная модель девятиэлементного унифицированного ЭГК, разработанная в программной среде COMSOL-ЭГК: 1 – цезиевая среда; 2 – ядерное топливо; 3 – эмиттер; 4 – коллектор; 5 – коллекторный пакет; 6 – газоотводящее устройство; 7 – межэлектродная коммутационная перемычка ние и др.);

 – генерация конечно-элементной расчетной сетки модели;

 определение параметров решающего устройства и запуск расчета;

постобработка полученных результатов.

В качестве примера для трехмерного численного моделирования с помощью программного кода COMSOL-ЭГК была использована базовая конструкция девятиэлементного ЭГК для ряда термоэмиссионных КЯЭУ второго поколения (так называемый унифицированный ЭГК) [16].

Расчетная модель ЭГК представлена на рис. 1. Эта модель многоэлементного ЭГК имеет 2D-осесимметричное приближение. На рисунке представлен общий вид расчетной модели, а также более детальный вид ЭГЭ и области его межэлектродной коммутации.

Разбиение геометрической модели ЭГК на конечные элементы производится программой COMSOL-ЭГК в полуавтоматическом режиме с выбором типа разбиения (квадратная или треугольная форма расчетных ячеек), а также минимального и максимального размера ячеек, который варьировался для различных сред расчетной сетки. Фрагмент созданной расчетной сетки представлен на рис. 2. Основным результатом расчетов электротеплофизических характеристик ЭГК с помощью программного кода COMSOL-ЭГК являются стационарные двумерные распределения температуры, потенциала и плотности генерируемого тока. Программа также позволяет рассчитывать распределение тепловых потоков в любой рассматриваемой области задачи, например, тепловой поток через МЭЗ. По найденным распределениям определяются такие выходные характеристики ЭГК, как изомощностая BAX, электрическая мощность, КПД преобразователя и ряд других.

На рис. 3—4 представлены распределения температурного поля по конструкционным элементам отдельного термоэмиссионного ЭГЭ и девятиэлементного ЭГК в целом. На рис. 5 показаны расчетные изомощностные ВАХ ЭГК, а на рис. 6— зависимости выходной электрической мощности ЭГК от тока для различных материалов электродных пар.

Использование программного кода COMSOL-ЭГК для расчетов электротеплофизических характеристик многоэлементного термоэмиссионного ЭГК в трехмерной постановке показало достаточную гибкость и эффективность этой методики, позволяющей во всей полноте учесть реальную конструкцию ЭГК и разнообразие физических свойств материалов его конструктивных элементов.

Моделирование тепловых и электрических характеристик многоэлементного ЭГК с помощью программного кода COMSOL-ЭГК открывает путь к полноценному исследованию термомеханических напряженно-деформированных

▲2580

2400

2200

2000

1800

1600

1400

1200

1000

800

₹754

0.4

0.2



Рис. 2. Фрагмент сгенерированной расчетной сетки геометрической модели ЭГК



0

-0.02

Рис. 4. Распределение температурного поля многоэлементного ЭГК при величине протекающего электрического тока 100 А (электродная пара Pt-BX2У [13])

2580

2400

2200

2000

1800

1600

1400

1200

1000

800

754

0.02

состояний конструкционных элементов и сред ЭГК в трехмерной постановке, что является одной из приоритетных задач при обосновании ресурсных характеристик ЭГК и термоэмиссионной ЯЭУ в целом. Использование этого программного кода может сыграть важную роль в разработке методов прогнозирования ресурса термоэмиссионных ЭГК по результатам петлевых реакторных испытаний на укороченной временной базе.



Рис. 5. Изомощностные ВАХ ЭГК для различных материалов электродных пар



*Рис. 6.* Зависимость выходной электрической мощности ЭГК от тока для различных материалов электродных пар

# Методы нейтронно-физического расчета и оптимизации активной зоны термоэмиссионного реактора-преобразователя

В связи со спецификой применения термоэмиссионных ЯЭУ на них накладываются ограничения, прежде всего, по массогабаритным параметрам. Следовательно, задача нейтронно-физического расчета — выбрать такую конфигурацию активной зоны, которая удовлетворяла бы поставленным условиям по тепловой мощности, запасу реактивности, обеспечении безопасной эксплуатации, а с другой стороны имела бы минимально возможные габариты и массу. Такая задача является по сути оптимизационной и может быть решена с применением соответствующих математических методов. Из-за отсутствия мощных вычислительных устройств, первоначально для решения задач оптимизации применялись аналитические методы.

При всем разнообразии используемых аналитических методов, возможность их широкого применения ограничивалась временными затратами на необходимые расчеты, а также несовершенным математическим аппаратом, не позволяющим в полной мере решать данные задачи. Основным недостатком аналитических методов является необходимость задания оптимизируемой функции в явном виде. Такая функция должна быть непрерывной и дифференцируемой, поэтому реакторные оптимизационные задачи по возможности упрощались, например, гомогенизировалась расчетная система (состав активной зоны) или рассматривалась простая геометрия (плоский или цилиндрически симметричный реактор) [17, 18].

Расчет нейтронно-физических характеристик ТРП изначально проводился по одномерным программам в рамках  $P_3$ -приближения. В гомогенной модели невозможно было учесть многие особенности малогабаритных реакторов. В частности, не было возможности точно моделировать располагающиеся в отражателе поворотные цилиндры регулирования реактивности. Расчеты проверялись экспериментально на физических стендах. Основываясь на данных экспериментов, для оптимизации эффективного коэффициента размножения нейтронов ( $k_{eff}$ ) определялась функция эффективности топлива, которая показывала, насколько изменяется  $k_{eff}$  реактора при перераспределении топлива по объему активной зоны. Функция эффективности топлива определялась дифференцированием кривой зависимости  $k_{eff}$  от положения топлива в активной зоне [19, 20].

С развитием вычислительных машин и методов расчета ядерных реакторов более широко стали применяться алгоритмы, основанные на применении метода Монте-Карло. Применяемые в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» современные расчетные программы, основанные на методе Монте-Карло (ММК), такие как ММКFК-2 [21] и МСNР [22], позволяют детально воспроизводить компоновку активной зоны термоэмиссионного реактора, в состав которого также входят торцевой и боковой отражатели, поворотные органы регулирования, коллекторы теплоносителя. При моделировании учитывается изотопный состав материалов конструкционных элементов, положение органов регулирования, наполненность каналов теплоносителем и др. Пример расчетной модели реактора «ТОПАЗ» построенной в программном комплексе МСNP показан на рис. 7.

Также достаточно детально учитываются особенности конструкции ЭГК. В состав расчетной модели ЭГК входят ядерное топливо, эмиттер, слои коллекторного пакета, система отвода газообразных продуктов деления, коммутационные перемычки между отдельными ЭГЭ, торцевые отражатели нейтронов и т. д. В некоторых случаях, для ускорения счета, коммутационные перемычки представляют в виде гомогенной смеси. На рис. 8 представлен фрагмент характерной расчетной модели такого ЭГК. Такое детальное представление ЭГК необходимо, в том числе, и для получения распределения энерговыделения по высоте и диаметру топливных элементов, которое необходимо для электротеплофизического расчета (см. выше).



Рис. 7. Расчетная модель ТРП «ТОПАЗ», построенная в программном комплексе MCNP





Таким образом, расчет реактора подразумевает изменение множества параметров, поэтому подбор компоновки активной зоны, толщины отражателя и др. параметров для удовлетворения поставленным условиям является сложной нетривиальной задачей.

Наряду с развитием вычислительных методов, появились новые методики оптимизации. Одним из таких методов является генетический алгоритм (ГА). ГА — адаптивный метод поиска, основанный на механизмах и методах эволюции и генетических процессах. Подбор вариантов решений происходит с помощью математических формул, описывающих такие природные механизмы как скрещивание и мутации, на которые, в свою очередь, влияет окружающая среда [23].

Так скрещивание или рекомбинация применяется для получения новых значений параметров. Смысл рекомбинации заключается в том, что созданные новые решения должны наследовать информацию от предыдущих решений. В нашем случае скрещивание применяется по следующей формуле:

#### Потомок = Родитель 1+ a·(Родитель 2 — Родитель 1),

где множитель а — случайное малое число.

Следующий применяемый оператор — мутация. Данный оператор необходим для «выбивания» популяции из локального экстремума и препятствия

преждевременной сходимости. Для мутации нужно определить величину шага мутации — число, на которое изменится значение решения. Оператор мутация может быть представлен следующей формулой:

#### Новая переменная = Старая переменная $\pm \delta$ ,

где δ — случайная малая величина в интервале [0, 1], отвечающая за изменения при мутировании [24].

Схема работы реализованного в компьютерном коде алгоритма показана на рис. 9.

Здесь под пригодностью понимается значение целевой функции; родители — решения, используемые для расчета новых решений; новая популяция набор новых решений.

Важной особенностью ГА является то, что он не требует явного задания оптимизируемой функции и способен работать напрямую с численными решениями уравнения переноса, получаемыми из расчетной программы (например, из расчетов ММК).

Удачным подходом стало соединение кода для расчета реактора и оптимизационной методики, оперирующей непосредственно размерами конструктивных элементов активной зоны и реакторными функционалами, получаемыми в расчете.

На основе данных, заданных пользователем, разработанная программа подготавливает набор начальных точек, далее, применяя операторы генетического алгоритма, количество вариантов решений увеличивается в несколько раз. Затем программа автоматически запускает расчет всех этих вариантов с применением расчетного кода. По результатам расчета проводится оценка удовлетворения поставленным условиям и делается вывод о выполнении поставленной задачи. ГА применяется для анализа, полученных в результате расчетов реактора, информации и выработки на основе этого анализа рекомендаций по изменению параметров конструкции.

При разработке термоэмиссионного реактора-преобразователя важной задачей является снижение коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны ( $K_r$ ), так как высокий  $K_r$ влияет на скорость деградации характеристик ЭГК, что негативно отражается на способности реактора-преобразователя обеспечивать необходимую электрическую мощность [24].

ЭГК в ТРП располагаются, как правило, по концентрическим окружностям.



Рис. 9. Схема работы генетического алгоритма

От их расположения зависит запас реактивности реактора и энерговыделение в каждом ЭГК. При этом, как показывают результаты расчетов, уменьшение радиального коэффициента неравномерности энерговыделения приводит к снижению запаса реактивности реактора, т. е. задача, состоит в том, чтобы найти такое расположение ЭГК, при котором коэффициент неравномерности будет низким, а запас реактивности достаточным.

При моделировании активной зоны положение ЭГК задается двумя координатами. Эти координаты рассчитываются из значения радиуса окружности расположения ЭГК и их количества на отдельной окружности. Таким образом, оптимизационными параметрами становятся значения радиусов окружностей расположения ЭГК и количество ЭГК на каждой из окружности. Также параметры могут быть дополнены, например, радиусом активной зоны, обогащением топлива, углом поворота окружностей друг относительно друга (см. рис. 10).

На все параметры могут быть наложены ограничения, например, минимально возможное расстояние между ЭГК соседних окружностей, минимальное соотношение радиуса активной зоны и радиуса периферийной окружности расположения ЭГК и др.

Таким образом, решаемую оптимизационную задачу можно представить в следующим виде:

$K_{eff} \rightarrow \max$		$K_r \rightarrow \min$
$K_r \leq K_{r\min}$	ИЛИ	$K_{e\!f\!f}\!\ge\!K_{e\!f\!f\! m min}$
$R_{i+1} - R_i \ge d$		$R_{i+1} - R_i \ge d$

где  $K_{rmin}$  и  $K_{effmin}$  — минимальное значение коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу реактора и минимально допустимое значение коэффициента размножения нейтронов соответственно;  $R_i$  — значение радиуса окружности расположения ЭГК; d — минимально допустимое расстояние между ЭГК.



*Рис. 10.* Оптимизационные параметры ТРП [25]:

 $R_i$  – радиус *i*-го кольца расположения ЭГК;  $R_{a3}$  – радиус активной зоны реактора;  $R_{cb}$  – радиус стержня безопасности;  $X_i$  – обогащение по <sup>235</sup>U;  $\alpha_i$  – угол поворота

Результатом работы программы является численные значения параметров, отвечающих за такую компоновку активной зоны реактора, расчетные значения функционалов которого отвечают поставленным требованиям.

Важным практическим результатом стало то, что для различных ТРП космического назначения удалось получить снижение радиального коэффициента неравномерности энерговыделения с 1,3 до 1,09 [26], что приводит к увеличению вырабатываемой мощности, при этом запаса реактивности достаточно для полной кампании. Распределение относительной мощности ЭГК в исходном и оптимизированных вариантах компоновки активной зоны ТРП показаны на рис. 11.

Применяемый подход позволяет наиболее полно исследовать оптимизационное пространство, а значит получать наилучшие из возможных решений, что особенно важно для малогабаритных термоэмиссионных ЯЭУ.



Рис. 11. Распределение относительной мощности ЭГК

# Методы нейтронно-физического расчета и оптимизации теневой радиационной защиты термоэмиссионного ядерного реакторапреобразователя

В общем контексте проектирования КЯЭУ радиационная защита занимает особое место так как в ряде случаев именно ее габариты и масса определяют принципиальную возможность реализации проекта в рамках наложенных ограничений.

Определение габаритов радиационной защиты — это оптимизационная задача, так как с одной стороны необходимо обеспечить определенный уровень излучений на защищаемых объектах, а с другой стороны обеспечить ее минимальное возможные габариты и массу.

Первоначально при оптимизации применялись методы, требующие наличия явного вида уравнения целевой функции, такие как, например, градиентные методы или методы множителей Лагранжа, при этом описания процессов проводилось с помощью сложных систем многогрупповых уравнений. Все это требовало внесения упрощений — ослабление излучения описывалось с использованием экспоненциального приближения, вторичное γ-излучение, вызванное радиационным захватом нейтронов в материалах радиационной защиты, не учитывалось, слои защиты рассматривались целыми, не имеющими каких-либо неоднородностей [27, 28].

С появлением расчетных кодов, основанных на методе Монте-Карло, стало возможным подробное описание радиационной защиты ТРП. В качестве примера на рис. 12 представлена такая трехмерная модель. В модели учитываются проникающие элементы, такие как трубы с теплоносителем, приводы органов регулирования, кроме того радиационная защита разбита на тяжелый, ослабляющий уизлучение, и легкий, ослабляющий нейтроны, компоненты (рис. 13).

Особенностью применимого здесь подхода является то, что для расчета реактора и радиационной защиты применяется один и тот же код. Расчет радиационной защиты происходит при полноценной, без каких-либо упрощений или изменений конечной модели реактора, что позволяет учесть множество тонких факторов и избежать гомогенизации элементов ядерной энергетической установки, вносящей неопределенности в получаемые значения радиационных функционалов [29].



- 1 активная зона,
- 2 орган регулирования,
- 3 боковой отражатель,
- 4 рессора привода органов регулирования.
- 5 теневая радиационная защита,
- 6 труба с теплоносителем,
- 7 привод органов регулирования

*Рис. 12.* Трехмерная модель реактора и радиационной защиты, построенная в программном комплексе MCNP



Рис. 13. Тяжелый и легкий компоненты радиационной защиты

Кроме того, разработан подход, позволяющий значительно снизить время расчета одного варианта компоновки радиационной защиты. Метод последовательных расчетов с весовыми окнами позволяет ускорить сходимость результатов в десятки и сотни раз.

Суть метода состоит в разделении всего объема расчетной модели регулярной независимой сеткой, для всех ячеек которой программным образом рассчитываются функции ценности, являющиеся весовыми окнами для каждой последующей итерации расчета переноса частиц.

Используется следующий алгоритм: проводится расчет ММК в несколько циклов, используя как весовую функцию в каждом последующем цикле решение, полученное на предыдущем после преобразования сервисной подпрограммой. Первое приближение получается в прямом расчете без понижения дисперсии. Неполнота статистики в части фазового пространства на промежуточных циклах компенсируется использованием среднего значения потоков в соседних ячейках, пренебрегая ослаблением в областях с плохой статистикой и тем самым практически гарантируя заниженную оценку ценности и устойчивость счета [30].

Детальное моделирование радиационной защиты позволило создать методику ее оптимизации, основанную на физическом смысле тока контрибутонов. Помещая поверхность *S* в любом месте между ядерным реактором и защищаемым объектом, можно определить значение функционала радиационной нагрузки на защищаемом объекте, а также вклад в него элемента поверхности *S*, что и является током контрибутонов [31].

Если в качестве поверхности *S* выбрать поверхность слоя радиационной защиты и покрыть ее «черным телом» имеющим кольцевой вырез, как это показано на рис. 14, в защищаемые объекты будут попадать только частицы из кольцевой зоны поверхности радиационной защиты, над которой этот вырез расположен. А значения радиационных нагрузок на них равны вкладу данной зоны в результат, получаемый со всей поверхности. Далее, смещая положение кольцевой зоны так, чтобы внутренний радиус выреза на следующем шаге равнялся внешнему, вся поверхность профилируемого слоя радиационной защиты разбивается на центральную окружность и кольцевые зоны, от которых вычисляется их индивидуальный вклад в дозу или флюенс на каждом из защищаемых объектов.

Полученные величины дозовых нагрузок для каждого положения кольцевого выреза делятся на его площадь, приписываются среднему арифметическому его внутреннего и внешнего радиуса и интерполируются. Полученная функция является распределением тока контрибутонов по поверхности радиационной защиты. Распределение тока контрибутонов  $C(\vec{r})$ , рассчитанное для одного из защищаемых объектов, приведено на рис. 15.

Высокие значения вкладов в центре радиационной защиты связаны, в первую очередь, с наличием в защите проникающих конструкций, через которые происходит повышенная утечка излучений, а во вторую — с близостью этой зоны к оси симметрии ЯЭУ, на которой расположен защищаемый объект. Далее защита становится сплошной и вклад во флюенс с единицы поверхности резко уменьшается. С увеличением радиуса он продолжает постепенно уменьшаться вследствие удаления от оси симметрии и ярко выраженной анизотропии рассеяния быстрых нейтронов. Затем удельный вклад снова увеличивается в связи с утечками через трубы системы переноса теплоносителя. А затем продолжает уменьшаться по мере удаления рассматриваемых участков поверхности от оси симметрии реактора. Для защищаемых объектов, не лежащих на оси симметрии ЯЭУ, распределение токов контрибутонов носит похожий характер, с той разницей, что вклады от периферии защиты оказываются заметно больше и даже могут превышать вклад от центральной области. Помимо этого, излучение от различных участков поверхности радиационной защиты по-разному рассеивается и ослабляется подсистемами космического аппарата, расположенными за радиационной защитой.

Полученный таким образом профиль радиационной защиты представлен на рис. 16 и обеспечивает допустимые дозовые нагрузки на защищаемых объектах.



Рис. 14. Схема расчета тока контрибутонов с поверхности непрофилированного слоя



*Рис. 15.* Пример рассчитанного распределения тока контрибутонов по поверхности слоя радиационной защиты как функция площади поверхности слоя

Другим подходом к оптимизации радиационной защиты, разработанным в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», является, как и в случае оптимизации активной зоны (см. выше), соединение расчетного кода с оптимизационной методикой [32].

Этот подход позволяет максимально точно учитывать влияние на перенос излучения многочисленных неоднородностей в радиационной защите (рис. 12, 13), а также влияние элементов комического аппарата, расположенных за защитой. Кроме того, данная методика не требует какого-либо аналитического описания зависимости



*Рис. 16.* Профилированный легкий компонент радиационной защиты ЯЭУ

целевой функции от варьируемых параметров. Как следствие, она исключает модельную погрешность, а также погрешность косвенных расчетов, вызванную математическими операциями над величинами, определенными с погрешностью.

На рис. 17 показаны основные элементы, влияющие на габариты и массу радиационной защиты. Толщины легкого и тяжелого элемента защиты, угол тени на защищаемый объект — параметры, за изменение которых отвечает оптимизационный алгоритм.

В качестве ограничений в данной задаче при поиске минимума массы защиты могут быть заданы максимальные потоки нейтронов и γ-частиц на защищаемом объекте. В случае поиска минимальных значений потоков нейтронов и



Рис. 17. Основные элементы, влияющие на габариты и массу радиационной защиты: ЛКЗ – легкий компонент защиты, ТКЗ – тяжелый компонент защиты, Рс – рассеиватель (крупногабаритный элемент установки), ЗО – защищаемый объект, ТО – тень на ЗО, Т1 – тень на Рс, Т2 – оптимальная тень



γ-квантов максимально допустимая масса защиты также может быть задана в качестве ограничения.

На рис. 18 представлены результаты работы программы для задачи оптимизации профиля и толщины легкой радиационной защиты термоэмиссионного реактора при наличии крупногабаритного рассеивателя. При оптимизации конус радиационной защиты разбивался на блоки. Высоты каждого блока являлись параметрами оптимизации и варьировались независимо друг от друга. Также в качестве параметра оптимизации выбран угол тени радиационной защиты. В результате расчетов удалось снизить массу радиационной защиты на 42 кг.

Полученные результаты свидетельствуют о хорошей применимости разработанных алгоритмов и компьютерных кодов к задачам оптимизации радиационной защиты и возможности осуществления с их помощью оптимального поиска в автоматическом режиме. Применение разработанной методики позволяет добиться снижения массы радиационной защиты уже после нахождения ее оптимальной компоновки и учесть требования к допустимым радиационным нагрузкам одновременно нескольких защищаемых объектов.

#### Заключение

На протяжении более 60 лет в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» накапливаются знания о процессах термоэмиссионного преобразования тепловой энергии в электричество, физике активной зоны малогабаритных реакторов, прохождении излучения через вещество. Все эти знания в соединении с современными расчетными кодами, новыми математическими методами позволяют проводить физико-техническое обоснование разработки и эксплуатации инновационных космических ядерных энергетических установок с прямым преобразованием тепловой энергии в электричество. Такие КЯЭУ, несомненно, будут востребованы для решения новых задач, появившихся со вступлением мировой космической индустрии в эру, названную Космос 2.0.

# Список литературы

- Пупко В.Я., Юрьев Ю.С. и др. Некоторые проблемы разработки термоэмиссионного реактора преобразователя : Препринт ФЭИ-27, Обнинск, 1965. — 20 с.
- Дмитриев В.М., Ружников В.А. Оптимизация геометрического профилирования в термоэмиссионных электрогенерирующих каналах : Препринт ФЭИ-704, Обнинск, 1976.
- Ружников В.А. Численный метод совместного решения тепловой и электрической задач для термоэмиссионного электрогенерирующего канала : Препринт ФЭИ-774, Обнинск, 1977.
- Ружников В.А. Методы расчета тепловых и электрических характеристик систем прямого преобразования энергии. Ч.1. Термоэмиссионный электрогенерирующий канал ЭГК : Учебное пособие, Обнинск: ФЭИ, 2001. — 25 с.
- 5. Шиманский А.А. Эффективный алгоритм расчета ВАХ и температурных полей термоэмиссионного ЭГК на основе одномерной математической модели // Сборник тезисов докладов конф. «Ядерная энергетика в космосе», Обнинск, 1990. С. 316.
- 6. Синявский В.В. Методы определения характеристик термоэмиссионных твэлов. М.: Энергоатомиздат, 1990, 184 с.
- Бабушкин Ю.В., Зимин В.П., Синявский В.В. Моделирующая система КОРТЕЅ для исследования тепловых и электрических процессов в термоэмиссионных системах преобразования энергии // Ракетно-космическая техника, серия XII, 1998. — Вып. 1-2. — С. 60–78.
- Синявский В.В., Савинов А.П., Алимов В.И. и др. Имитационная модель взаимосвязанных нейтронно-физических, тепловых и электрических процессов для исследования статических, динамических и ресурсных характеристик термоэмиссионного реактора-преобразователя на быстрых нейтронах // Ракетно-космическая техника, серия XII, 1996. — Вып. 2-3. — С. 49–3.
- 9. Бабушкин Ю.В., Мендельбаум М.А., Савинов А.П. и др. Алгоритм расчета характеристик термоэмиссионных электрогенерирующих сборок // Известия АН СССР. Энергетика и транспорт, 1981. — № 2. — С. 115–122.
- Линник В.А. Расчетно-теоретические методы исследования выходных характеристик термоэмиссионных электрогенерирующих элементов, электрогенерирующих сборок (каналов) и реакторов преобразователей космических ЯЭУ :Препринт ФЭИ-3058. Обнинск, 2005. — 70 с.
- Виноградов Е.Г., Ярыгин В.И. Методика расчета электротеплофизических характеристик термоэмиссионного электрогенерирующего канала: Учебное пособие. Обнинск: ИАТЭ, 2008. — 40 с.
- 12. Виноградов Е.Г., Миронов В.С., Смольникова Г.И., Юферов А.Г., Ярыгин В.И. Банк данных вольтамперных характеристик термоэмиссионного преобразователя // Атомная энергия. 2000. Т. 89. № 1. С. 71–74.
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии. — М.: НИЯУ МИФИ, 2016. — 364 с.
- 14. Официальный сайт-обозреватель САD, САЕ и САМ тематик. Обзор программных продуктов реализующих САD, САЕ-технологии. URL: http://www.procae.ru/articles/15/13.html?showall=1. Дата обращения: 15.12.2011.
- Полоус М.А., Ярыгин В.И., Виноградов Е.Г. Программный комплекс для трехмерного численного расчета тепловых и электрических характеристик многоэлементного электрогенерирующего канала термоэмиссионной ЯЭУ // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2012. — № 2. — С. 151–160.
- 16. Выбыванец В.И., Гонтарь А.С., Еремин С.А. и др. Базовый электрогенерирующий канал двухрежимных термоэмиссионных ЯЭУ. Научно-технические проблемы разработки и создания // Сб. докладов Междунар. конф. «Ядерная энергетика в космосе 2005», Москва-Подольск, 2005. — Т. 1. — С. 79–82.
- 17. Рудик А.П. Оптимальное расположение ядерного горючего в реакторе. М.: «Атомиздат», 1974. 68 с.
- Пупко В.Я., Кузмин В.И. Использование функционалов теории возмущений для минимизации загрузки реакторов с произвольным спектром нейтронов // Атомная энергия том 24. — 1968. — Вып.3. — С. 231–234.
- 19. Кузнецов В.А., Грязнов Г.М., Артюхов Г.Я. и др. Разработка и создание термоэмиссионной ядерно-энергетической установки «ТОПАЗ» // Атомная энергия. 1974. Т. 36. Вып. 6. С. 450–456.
- 20. Артюхов Г.Я., Истомина И.В., Макаренков Ю.Д. Максимизация КЭФ в гетерогенном реакторе перераспределением горючего в твэлах // Атомная энергия. 1974. Т. 37. Вып.2. С. 135–138.
- Полевой В.Б., Леонтьев В.В., Овчинников А.В. и др. Базовый пакет программ комплекса MMKFK-2 для решения методом Монте-Карло задач переноса нейтронов в физике реакторов (MMKFK-2-BASE). ОФАП ЯР, No 00371, М., 1996.
- 22. MCNP General Monte Carlo N-Particle Transport code. LA-12625-M, Vers. 4B, 1997.
- Гладков Л.А., Курейчик В.В., Курейчик В.М. Генетические алгоритмы. М.: ФИЗМАТЛИТ, 2010. — 368 с.
- Алексеев П.А. Поиск оптимальной схемы расположения ЭГК в активной зоне термоэмиссионного реактора-преобразователя космического назначения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 2. – С. 51-60.
- 25. Алексеев П.А. Развитие методики оптимизации активной зоны термоэмиссионного реактора-преобразователя космического назначения // Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 год : Научно-технический сборник. Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 2012. С. 381–388.

- Алексеев П.А. Создание цифрового помощника выполнения проектных расчетов // Сборник тезисов VIII научно-практической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли. — С.-Пб.: Медиапапир, 2019. — С. 96–97.
- 27. Shefield R. D. Shield System Optimisation Gradient Non Sinear programming Report NARF-57-62T (MR-N-207), Convair, 1957.
- Орлов В. В., Абагян А. А., Федоренко Р. П., Дубинин А. А., Суворов А. П. Оптимизация физических характеристик защиты от излучений // Вопросы физики защиты реакторов. Сб. статей. Вып. 2. Атомиздат, 1966 г., с. 5–21.
- Пышко А.П., Плотников А.Ю. Расчет и оптимизация радиационной защиты перспективных космических ЯЭУ // Атомная энергия. — 2004. — Т. 97. — Вып. 1. — С. 46–54.
- 30. Чернов С.В., Сонько А.В., Хоромский В.А. Расчет полей излучений методом итераций «весовых окон» в проекте АСММ 10/100 кВт // Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях: Сборник тезисов докладов 10-й юбилейной Российской научной конференции. — Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», 2015. — С. 9–10.
- Ехлаков И.А., Пышко А.П. Метод расчета тока контрибутонов с использованием «черного тела» в задачах радиационной защиты КЯЭУ. Там же. — С. 15–16.
- 32. Ехлаков И.А., Пышко А.П. Автоматизированная методика поиска оптимальной компоновки радиационной защиты. Там же. С. 14–15.

# Измерение сечения реакции (*n*, α) для ряда конструкционных элементов

В. А. Хрячков, Т. А. Хромылёва, И. П. Бондаренко, А. Ф. Гурбич, В. В. Кетлеров, П. С. Прусаченко

Несмотря на то что конструкционные материалы широко используются в ядерной энергетике, данные для сечения реакции  $(n, \alpha)$ , приведенные в разных библиотеках, значительно расходятся. Поэтому для их уточнения необходимы новые экспериментальные данные. К сожалению, в результате  $(n, \alpha)$  реакции для многих элементов конструкционных материалов остаточные ядра, образовавшиеся в выходном канале, нерадиоактивные, поэтому классический метод активации не может быть использован. В ФЭИ был разработан новый спектрометр для измерения сечения  $(n, \alpha)$  реакции.

## Экспериментальная установка

Мишени располагались в ионизационной камере с сеткой Фриша (рис. 1). Ионизационная камера заполнялась газовой смесью 97% Kr+3%CH<sub>4</sub> или 97% Kr+3% CO<sub>2</sub> под давлением 3 атм. При взаимодействии быстрых нейтронов с газами CH<sub>4</sub> и CO<sub>2</sub> образуется большое число фоновых частиц. Для метана это протоны, а для углерода  $\alpha$ -частицы из реакции <sup>16</sup>O( $n, \alpha$ ). В зависимости от величины энергии реакции Q выбиралась более удобная газовая смесь. Использование методов цифровой обработки сигналов позволило выделять полезные события из большого числа фоновых импульсов.

Предыдущий опыт расположения мишени на катоде камеры показал, что в процессе облучения камеры быстрыми нейтронами материал катода становится интенсивным источником  $\alpha$ -частиц, появившихся в результате ( $n, \alpha$ ) реакции на компонентах материала катода и на кислороде и азоте, растворенных на его поверхности.



Рис. 1. Схема конструкции детектора:

1 – твердая мишень; 2 – мишень <sup>238</sup>U; 3 – анод ИИК; 4 – общий катод;

5 - сетка Фриша; 6 - охранные электроды; 7 - делитель, 8 - золотые нити

Для минимизации фона был использован опыт, полученный при исследовании компонентов рабочего газа ионизационной камеры [1, 2]. Мишень крепилась на золотых нитях в области первого охранного электрода камеры и находилась в пространстве между катодом и сеткой на расстоянии 1 см от катода (рис. 1). Золотые нити служили не только для крепления мишени, но и для сохранения электрического потенциала, соответствующего положению мишени.

В этих условиях сигналы от  $\alpha$ -частиц, генерируемых на поверхности мишени, можно отличить от сигналов частиц, которые появились на катоде камеры или в рабочем газе. Для этого необходимо определять время дрейфа электронов, наиболее удаленных от анода. Если  $\alpha$ -частица образовалась на катоде, последние электроны начинают движение из области вблизи катода, то есть преодолевают расстояние 4 см. Когда частица стартует с поверхности мишени, электроны должны преодолеть расстояние 3 см.

Анализ времени дрейфа позволяет разделять частицы по месту их рождения и таким образом уменьшать фон от паразитных реакций. Такой подробный анализ формы анодного и катодного сигналов может выполняться только с использованием цифровой обработки сигналов.

Сигналы от анода и катода ионизационной камеры после усиления подавались на оцифровщик формы импульсов LeCroy 2262, который трансформировал входной сигнал в последовательность чисел, соответствующих амплитудам сигнала в разные моменты времени (рис. 2). Оцифрованные сигналы сохранялись на жестком диске компьютера для дальнейшей обработки.



Рис. 2. Блок-схема детектора и электроники: ЗЧПУ – зарядочувствительный предусилитель; СУ – спектрометрический усилитель; Д – дискриминатор; БЗ – блок задержки; ОФИ – оцифровщик формы импульсов; БУ – быстрый усилитель

Измерения, описанные в этой работе, были выполнены на ускорителе ЭГ-1 ГНЦ РФ – ФЭИ. Нейтроны генерировались в реакции D(d, n) на твердой дейтериевой мишени толщиной 1 мг·см<sup>-2</sup>.

Для мониторирования нейтронного потока использовалась ионизационная камера с тонким слоем <sup>238</sup>U. Мишень урана-238 монтировалась на общий катод двух камер в back-to-back геометрии с главной камерой (рис. 1). Содержание изотопа <sup>238</sup>U в мишени составляло 99,99%. Масса мишени <sup>238</sup>U определялась методом  $\alpha$ -спектрометрии и составляла 4,60 мг. Мертвое время основной и мониторной камеры было одинаковым. Нейтронный поток измерялся в области, очень близкой к местоположению мишени. Коррекция разности позиций урана и изучаемой мишени (1 см) проводилась на стадии обработки.

#### Обработка данных

Разработанное программное обеспечение позволяет извлекать из цифровых сигналов следующую информацию: амплитуды анодного и катодного сигналов, а также время их начала и окончания. Комбинированный анализ информации, полученной для каждого события, позволяет определить энергию частицы, место ее рождения и ее тип. Каждый из измеренных параметров позволяет значительно уменьшить фоновый вклад и, как следствие, повысить надежность определения количества событий, принадлежащих исследуемой реакции.

Такой способ сбора и обработки сигналов позволяет определить сразу несколько параметров записанного события, таких как амплитуда сигнала, дрейф электронов на анод, длина проекции трека частиц на оси камеры. На рисунке 3 показан двумерный спектр, где ось X представляет собой амплитуду анодного сигнала, ось Y — время дрейфа электронов. Из рисунка видно, что все события делятся на 3 группы: события, которые произошли на катоде (верхняя часть спектра), события, которые произошли в исследуемой мишени (средняя часть спектра), и события, произошедшие в рабочем газе (в нижней части спектра).



Рис. 3. Двумерный спектр, полученный после подавления фона

Выбрав окно для параметра «время дрейфа электрона», мы можем выбрать события от изучаемой мишени (показано на рисунке 3 пунктирной линией). Этот метод позволяет существенно подавить вклад фоновых реакций, происходящих на конструкционных элементах камеры и в рабочем газе. На рисунке 4 показан двумерный спектр, где ось Х представляет собой амплитуду анодного сигнала, а ось У — время нарастания анодного сигнала. Параметр времени нарастания анодного сигнала позволяет отделить частицы разных типов. Действительно, параметр времени нарастания анодного сигнала непосредственно связан с проекцией траектории частиц на оси симметрии камеры. При одинаковой амплитуде анодного сигнала (энергия частицы) более легкие частицы будут иметь больший пробег. На рисунке 4 видна группа частиц с малым пробегом (α-частицы) и с длинным пробегом (протоны и электроны). Для α-частиц (из-за их короткого пробега в газе) значение параметра «время нарастания анодного сигнала» небольшое. Вырезая частицы с большими значениями времени нарастания анодного сигнала, мы отделяем события, вызванные частицами, отличными от α-частиц. Этот способ выбора событий позволяет нам уменьшить фон и отличить события, соответствующие исследуемой реакции.

На рисунке 5 представлен двумерный спектр с осями «амплитуда анодного сигнала — время нарастания анодного сигнала», полученный для <sup>60</sup>Ni после подавления фона. Методы, использованные при обработке спектра, позволяют существенно подавить фон и выделить события, связанные с изучаемой реакцией.

Спектры, представленные на рисунках 3, 4, 5, были получены при использовании добавки метана в рабочий газ. На рисунке 4 область α-частиц — ниже красной пунктирной линии, а область протонов — выше.

Совместный анализ спектров, представленных на рисунках 3 и 4, позволяет сделать вывод, что нижний максимум относится к фоновым протонам и α-частицам, возникающим на поверхности сетки Фриша и анода, а также к протонам отдачи, достигающим анода (стеночный эффект). Верхний максимум относится





*Рис.* 4. Двумерный спектр, полученный для энергии нейтронов 6,5 МэВ

*Рис.* 5. Двумерный спектр, полученный для <sup>60</sup>Ni при энергии нейтронов 6,5 МэВ

к событиям, возникшим возле катода. Скорее всего, это фоновые протоны и αчастицы, возникающие на поверхности катода.

Традиционно электроды ионизационной камеры изготавливают из нержавеющей стали. Этот материал устойчив к коррозии и позволяет достичь хорошего вакуума в камере. Однако для изучения  $(n, \alpha)$  реакции для изотопов железа, хрома и никеля нержавеющая сталь явно не подходит, поскольку содержит намного больше изучаемых ядер, чем тонкая спектрометрическая мишень. Для решения этой проблемы были использованы кадмиевые электроды, которые закрывали поверхность, обращенную к чувствительному объему камеры. Сечение  $(n, \alpha)$  реакции для природного железа и кадмия показаны на рис. 6. На рисунке видно, что использование кадмия может значительно уменьшить фон от электродов камеры во всем изучаемом диапазоне энергий нейтронов.

Для всех измерений сечения реакции были выполнены расчеты погрешности. При расчете погрешности учитывались следующие составляющие:

1) неопределенность в определении атомов урана (0,36%);

2) неопределенность, связанная с измерением массы исследуемых мишеней (6%);

3) погрешность в определении числа осколков деления из-за перекрытия осколков деления и спектров спонтанного распада  $\alpha$ -частиц <sup>238</sup>U в области низких энергий (1,54%),

4) неопределенность в определении сечения деления <sup>238</sup>U (1%).

Помимо систематических ошибок были учтены статистические погрешности, связанные с количеством зарегистрированных α-частиц и осколков деления. Значение статистической погрешности варьировалось от 2 до 15 %.

В экспериментах использовались мишени разной массы. Изотопный состав используемых мишеней представлен в таблице 1.



Рис. 6. Оцененные сечения (n, а) реакции для природного железа и кадмия

# Таблица 1.

Target Fe-54				
54	56	57	58	
94,6	5,1	0,3	_	
		Target Fe-57		
54	56	57	58	
7,3	3,2	88,6	0,9	
		Target Cr-50		
50	52	53	54	
96,8	2,98	0,18	0,04	
Target Cr-52				
50	52	53	54	
0,1	99,5	0,3	0?1	
Target Cr-53				
50	52	53	54	
6,2	0,2	92,8	0,8	
Target Ni-60				
58	60	61	62	64
2,9	95,4	0,5	0,4	0,8
Target Zn-64				
64	66	67	68	70
98,3	0,9	0,5	0,2	0,1
Target Ti-47				
46	47	48	49	50
3,6	76,1	14,8	2,7	2,8

Изотопный состав мишеней

### Результаты

Разработанный метод был использован для измерения сечения реакции  $^{54}$ Fe(n,  $\alpha$ ) $^{51}$ Cr. Результаты показаны на рисунке 7. Для этой реакции существует ряд экспериментов, проведенных с использованием классического метода активации, и их результаты находятся в хорошем согласии друг с другом. Это позволяет использовать данную реакцию в качестве стандарта для подтверждения правильности процедур определения количества ядер в мишени (что было сделано методом обратного резерфордовского рассеяния) и количества зарегистрированных событий.

Как следует из рисунка 7, полученные данные совпадают с данными других авторов, что позволяет сделать вывод о правильности всего процесса определения сечения исследуемой реакции.

С использованием разработанного спектрометра были проведены подробные исследования функции возбуждения реакции <sup>50</sup>Cr( $n, \alpha$ )<sup>47</sup>Ti в диапазоне энергий нейтронов от 4,5 до 7,2 МэВ. Результаты показаны на рисунке 8. Следует отметить, что результаты хорошо согласуются с данными, приведенными в [3]. В оцененных данных, представленных разными библиотеками, существует огромное расхождение. Наши данные находятся в удовлетворительном согласии с оценками, предоставленными библиотекой JENDL 4.0 и BROND 3, и имеют расхождения с оценкой ENDF/B VII.1.



*Рис.* 7. Результаты измерения сечения реакции  ${}^{54}$ Fe $(n, \alpha)$ <sup>51</sup>Cr в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3 и экспериментальными данными других авторов [4–8]



*Рис.* 8. Сечение реакции  ${}^{50}$ Cr( $n, \alpha$ ) ${}^{47}$ Ti в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3 и экспериментальными данными других авторов [9]

На рисунке 9 приведены результаты измерений сечений реакции  ${}^{52}$ Cr(*n*,  $\alpha$ )<sup>49</sup>Ti. Других экспериментальных данных для этой области энергии нет. Ближайшие сечения были предсказаны библиотекой ENDF/BVII.1. Данные других библиотек значительно ниже экспериментально наблюдаемых значений.

Результаты измерений сечений для реакций <sup>53</sup>Cr( $n, \alpha$ )<sup>50</sup>Ti, <sup>57</sup>Fe( $n, \alpha$ )<sup>54</sup>Cr, <sup>60</sup>Ni( $n, \alpha$ )<sup>57</sup>Fe и <sup>64</sup>Zn( $n, \alpha$ )<sup>61</sup>Ni, <sup>47</sup>Ti( $n, \alpha$ )<sup>44</sup>Ca и оцененные данные, даваемые различными библиотеками, представлены на рисунках 10, 11, 12, 13 и 14 соответственно.



*Рис. 9.* Результаты измерения сечения реакции  ${}^{52}$ Cr( $n, \alpha$ ) ${}^{49}$ Ti в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



*Рис. 10.* Результаты измерения сечения реакции  ${}^{53}$ Cr(*n*,  $\alpha$ ) ${}^{50}$ Ti в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



*Рис. 11.* Результаты измерения сечения реакции  ${}^{57}$ Fe $(n, \alpha){}^{54}$ Cr в сравнение с данными других авторов [11] и с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



*Рис. 12.* Результаты измерения сечения реакции  $^{60}$ Ni(*n*,  $\alpha$ )<sup>57</sup>Fe в сравнение с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3

#### Заключение

Разработана новая цифровая методика прямых измерений  $\alpha$ -частиц, полученных из  $(n, \alpha)$  реакции на твердой мишени. Получены новые данные для реакций  ${}^{50}$ Cr $(n, \alpha)^{47}$ Ti,  ${}^{52}$ Cr $(n, \alpha)^{49}$ Ti,  ${}^{53}$ Cr $(n, \alpha)^{50}$ Ti,  ${}^{57}$ Fe $(n, \alpha)^{54}$ Cr,  ${}^{54}$ Fe $(n, \alpha)^{51}$ Cr,  ${}^{60}$ Ni $(n, \alpha)^{57}$ Fe,  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha)^{61}$ Ni и  ${}^{47}$ Ti $(n, \alpha)^{44}$ Ca.



*Рис. 13.* Результаты измерения сечения реакции <sup>64</sup>Zn(*n*, α)<sup>61</sup>Ni в сравнение с данными других авторов [12] — [14] и с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



Сечение  ${}^{47}$ Ti(*n*,  $\alpha$ )  ${}^{44}$ Ca реакции

$E_n$ ,	$\Delta E_n$ ,	σ,	Δσ,
МэВ	МэВ	мб	мб
4,00	0,15	8,2	0,7
5,00	0,09	19,3	2,3
6,00	0,07	33,0	2,5

*Рис. 14.* Результаты измерения сечения реакции  $^{47}$ Ti $(n, \alpha)^{44}$ Ca в сравнение с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010

#### Список литературы

- 1. G. Giorginis, V. Khryachkov et al. *In Proc. of Int. Conf. NDST 2007.* Nice, 2007, p. 525.
- 2. V. Khryachkov, I. Bondarenko et al. *EPJ Web of Conferences*, 2012. Vol. 21, 03005.

- 3. International evaluation of neutron cross section standards. International atomic energy agency, Vienna, 2007.
- A. Paulsen, R. Widera, F. Arnotte et al. Cross section for the reactions <sup>54</sup>Fe(n, α)<sup>51</sup>Cr-, <sup>54</sup>Fe(n, p)<sup>54</sup>Mn and <sup>56</sup>Fe(n, p)<sup>56</sup>Mn. *Nuclear Science and Engineering*, 1979, vol. 72, issue 1, p. 113.
- 5. J.W. Meadows, D.L. Smith, L.R. Greenwood et al. Measurements of the neutron cross section for Fe-54(*n*, alpha)Cr-51 between 5.3 and 14.6 MeV. *Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, Juelich, 1991, p. 288.
- 6. S.R. Salisbury, R.A. Chalmers.  ${}^{54}$ Fe(n, p), (n, alpha) and (n, 2n) cross sections. *Physical Review*, 1965, vol. 140, p. B305.
- Y.M. Gledenov, M.V. Sedysheva, G. Khuukhenhuu et al. Study of the fast neutron induced (n, α) reaction for middle-mass nuclei. *Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, Trieste, 1997, vol. 1, p. 514.
- 8. Yu.M. Gledenov, Guohui Zhang, M.V. Sedysgeva et al. Cross section of the  ${}^{56}$ Fe $(n, \alpha)$   ${}^{53}$ Cr and  ${}^{54}$ Fe $(n, \alpha)$   ${}^{51}$ Cr reactions in the MeV region. *Physical Review C Nuclear Physics*, 2015, vol. 92, no. 4.
- 9. M. Baba, N. Ito, I. Matsuyama et al. In Proc. of ND 1994, Gatlinburg, 1994, p. 941.
- 10. A.Paulsen, H.Liskien et al. Measurement of  $(n, \alpha)$  cross section on chromium, iron and nickel in the 5 to 10 MeV neutron energy range. *Nuclear Science Engineering*, 1981, vol. 78, p. 377.
- 11. Yu.M. Gledenov, M.V. Sedysheva, V.A. Stolupin.  ${}^{57}$ Fe $(n, \alpha)$   ${}^{54}$ Cr cross sections in the MeV region. *Proceedings of the XXI International Seminar on Interaction of Neutrons with Nuclei*, Alushta, Ukraine, 20-25 May, 2013, p. 330, 2014.
- 12. Guohui Zhang, Rongtai Cao, Jinxiang Chen et al. Differential Cross-Section Measurement for the  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha){}^{61}$ Ni reaction at 5.03 and 5.95 MeV. *Nuclear Science and Engineering*, 2007, vol. 156, p. 115.
- 13. Guohui Zhang, Jiaguo Zhang, Rongtai Cao et al. Measurement of Differential Cross Section for the  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha){}^{61}$ Ni reaction at 2.54, 4.00, and 5.50 MeV. *Nuclear Science and Engineering*, 2008, vol. 160, p. 123.
- 14. Jing Yuan, Zemin Chen. Angular distribution and cross-section measurements for  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha){}^{61}$ Ni reaction at 5.0, 5.7 and 6.5 6.5 MeV. *Nuclear Science and Engineering*, 2003, vol. 144, p. 108.

# Ядерные данные для расчетов быстрых реакторов библиотека файлов РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ

## Г. Н. Мантуров, М. Н. Николаев, В. Н. Кощеев

В связи с постоянно растущими задачами в области физики быстрых реакторов, повышением требований к их эксплуатационным показателям, разработкой перспективных проектов быстрых реакторов «естественной» безопасности, проблема совершенствования ядерных данных и систем ядерно-физических констант, включая программы подготовки констант к практическим расчетам, имеет важнейшее значение, так как проведение проектных, оптимизационных и поисково-исследовательских расчетов требует применения сертифицированных наборов ядерно-физических констант и программных средств. Так, хотя основные требования к топливной загрузке реакторной установки (РУ) определяются техническим заданием на РУ, однако фактические параметры загрузки (изотопный состав урана и плутония, его массовая доля в топливе, загрузка топлива в ТВС и др.) могут отличаться от проектных значений в пределах технологических допусков. К тому же нейтронно-физические расчеты также имеют погрешность. Очевидно, если не предусмотреть специальных мер, все это может существенно повлиять на нейтронно-физические характеристики реактора, снизить уровень его безопасности. Повышение требований при эксплуатации быстрых реакторов ставит задачу повышения точности расчетного предсказания характеристик проектируемых и работающих реакторных установок, расчетов в обоснование их безопасности, расчетов в обоснование ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерным топливом при его производстве, транспортировке и хранении.

Решение этих задач ведет в конечном счете к повышению надежности, безопасности и экономичности как самих реакторных установок, так и всех объектов ядерной энергетики.

В связи с бурным развитием вычислительной техники, и особенно персональных компьютеров, и всё большим внедрением в практику расчетных кодов на основе метода Монте-Карло, существенно понижается методическая составляющая расчетной погрешности. В этих условиях константная составляющая погрешности расчетов, обусловленная имеющимися неопределенностями в используемых в расчетах ядерных константах, становится полностью определяющей. Ситуация обостряется резким снижением финансирования экспериментальных работ, в связи с чем количество быстрых критических стендов в мире резко уменьшается.

На фоне этого роль использования в практических расчетах тщательно верифицированного и сертифицированного константного и программного обеспечения существенно возрастает, а в связи с резким снижением объемов экспериментальных реакторно-физических исследований эта роль ещё более подчеркивается.

### Развитие и современное состояние российской константной системы

Значительным этапом в развитии константного обеспечения расчетов быстрых реакторов в России явилась разработка в 1964 году под руководством И. И. Бондаренко 26-групповой отечественной системы констант [1], отличавшейся от аналогичных разработок [2, 3] тем, что в ней были представлены данные практически для всех элементов и изотопов, использующихся в реакторостроении. Число энергетических групп в ней было достаточным для адекватного описания спектров быстрых и промежуточных нейтронов в реакторах различных типов. Основным достижением было то, что в новой системе констант был предусмотрен учет резонансной блокировки сечений с помощью формализма т. н. «факторов резонансной самоэкранировки» (в зарубежной литературе известные как *f*-факторы Бондаренко). Разработанная 26-групповая система констант получила широкое распространение, главным образом, для расчетов быстрых реакторов. Она использовалась не только в России, но и за рубежом [4], где получила название ABBN, а в нашей стране — БНАБ.

Значительным этапом в развитии системы констант БНАБ стало создание в 80-х годах системы БНАБ-78 [5], а в 90-е годы совершенно новой версии библиотеки многогрупповых констант БНАБ-93 [6].

Новая версия констант БНАБ-93 существенно отличалась идеологически от всех предыдущих. Для важнейших материалов реакторов и защиты было принято 299-групповое приближение путем деления традиционных групп БНАБ на более узкие группы — мультигруппы. В систему БНАБ-93 были включены 73-групповые термализационные матрицы рассеяния для расчетов тепловых систем и ковариационные данные для оценки погрешности расчетов.

К началу 2000-х в России был накоплен уже опыт по оценке нейтронных данных для использования в реакторной физике. Были разработаны отечественные библиотеки файлов оцененных нейтронных данных ФОНД-2 и БРОНД-3 [7], которые начали широко использоваться в расчетах.

Следующий этап в развитии константной системы БНАБ связан с созданием в 2005–2006 годах Российской национальной библиотеки файлов нейтронных ядерных данных РОСФОНД [8]. Файлы нейтронных данных РОСФОНД размещены в открытом доступе на сайте ГНЦ РФ – ФЭИ<sup>\*</sup> (рис. 1) и переданы в МАГАТЭ, где библиотека РОСФОНД зарегистрирована под номером 59<sup>\*\*</sup>.

В отечественной библиотеке данных РОСФОНД аккумулированы современные оценки нейтронных сечений для более 680 важных и второстепенных материалов (нуклидов), в том числе отобранных из файлов оцененных данных ENDF/B-VI.8 и -VII.0, JEF-2 и JEFF-3, JENDL-3, ФОНД-2 и БРОНД-3 на основе их тщательного анализа. Таким образом, был подготовлен плацдарм для создания новой, усовершенствованной версии системы констант БНАБ-РФ [9] на основе отечественных файлов РОСФОНД.

<sup>\*</sup> http://www.ippe.ru/reactors/reactor-constants-datacenter/rosfond-neutron-database

<sup>\*\*</sup> http://www.oecd-nea.org/dbdata/data/nds\_eval\_libs.htm#RUSFOND



Рис. 1. Веб-страница РОСФОНД

Версия констант БНАБ-РФ уже прошла тестирование в расчетах многочисленных бенчмарк экспериментов различного типа [10–13].

Основная особенность констант БНАБ-РФ заключается в простоте её использования и преемственности по отношению к предыдущим, зарекомендовавшим себя константам БНАБ-93. Это значительно облегчает внедрение и использование БНАБ-РФ в практических расчетах.

Использование и подготовка констант БНАБ-РФ к расчетам осуществляется с помощью системы программ и баз ядерных данных CONSYST/БНАБ-РФ, которая представляет собой совокупность методик, алгоритмов, библиотек данных и вычислительных программ (замкнутую методическую базу) в виде программного комплекса CONSYST-RF [14] и библиотек многогрупповых констант БНАБ-РФ [15], основой которых является национальная библиотека файлов РОСФОНД.

На рис. 2 показана схема использования развитого константного и программного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ для проведения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов, радиационной защиты, расчетов в обоснование ядерной и радиационной безопасности.



*Puc.* 2. Схема константного и программного обеспечения нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах

Библиотека файлов нейтронных данных РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ, полученная на её основе, предназначены для проведения нейтроннофизических расчетов реакторных систем с использованием различных расчетных программ (вычислительных кодов) как инженерного, так и прецизионного класса (с использованием метода Монте-Карло), расчетов линейных и дробно-линейных функционалов потоков нейтронов и гамма-квантов. К рассчитываемым функционалам относятся важнейшие характеристики делящихся и реакторных систем: эффективный коэффициент размножения ( $k_{eff}$ ), эффективность органов СУЗ, пустотный эффект реактивности, Доплер-эффект, коэффициент воспроизводства (КВ), скорости различных процессов взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом, локальное энерговыделение, скорость наработки целевых изотопов, трансмутация минорных актинидов, и др.

Для статистического анализа получаемых расчетно-экспериментальных результатов и численной оценки величин погрешности рассчитываемых НФХ за счет имеющихся неопределенностей в используемых в расчетах ядерно-физических константах развита система кодов и архивов данных ИНДЭКС [16], которая включает библиотеки результатов экспериментов, расчетов, ковариационных данных и сопровождающие комплексы программ. Схематически структура системы приведена на рис.3.



*Рис. 3.* Схема оценки константных погрешностей по результатам микро- и макроэкспериментов с использованием системы ИНДЭКС

Система ИНДЭКС включает в себя необходимые банки данных: результатов интегральных (макро-) экспериментов и их погрешностей LEMEX, рассчитанных коэффициентов чувствительностей LSENS для экспериментальных и тестовых моделей ЯЭУ, матриц погрешностей микроконстант LUND, полученных из анализа дифференциальных экспериментов, а также вычислительного комплекса CORE для анализа расчетных и экспериментальных данных на основе статистического подхода с использованием метода максимального правдоподобия.

С использованием системы ИНДЭКС решается задача оценки и повышения точности расчетных предсказаний за счет снижения величин погрешностей в расчетах путем привлечения результатов уже проведенных или планируемых интегральных и реакторно-физических экспериментов.

Для этой цели, помимо библиотек ядерных данных, необходимых для проведения нейтронно-физических расчетов, система CONSYST/БНАБ-РФ содержит информацию о погрешностях этих данных [17] и программные средства, позволяющие оценить влияние этих погрешностей на конечные результаты расчетов [18, 19].

Система константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ (версия 2010 года) прошла верификацию в расчетах по программам метода Монте-Карло эффективного коэффициента размножения *k*<sub>eff</sub> многочисленных моделей экспериментов,

выполненных на отечественных и зарубежных критических стендах, в расчетах конфигураций оцененных бенчмарк-экспериментов из международного Справочника по критической безопасности ICSBEP Handbook, включая отечественные критсборки БФС и КБР, и др.

Система константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ в качестве одного из основных компонентов включает пакет программ CONSYST-RF подготовки групповых констант к нейтронно-физическим расчетам, а также интерфейсные комплексы для обеспечения расчетов по диффузионным и кинетическим программам. Передача данных от программ-интерфейсов к расчетным программам осуществляется через внутренний обменный файл данных GMF. Доступ к файлу GMF унифицирован и осуществляется с помощью специально разработанных так называемых функций доступа, что обеспечивает широкое использование констант БНАБ-РФ, как и БНАБ-93, в программах пользователя.

# Интерфейс CONSYST

Программа CONSYST (современная версия CONSYST-RF) — основная программа комплекса. Программа предназначена для связывания констант БНАБ (БНАБ-РФ и БНАБ-93) с программами нейтронно-физического транспортного расчета (такими широко известными программами, как TWODANT, DORT, TORT, КАСКАД, КАТРИН [20]).

Через формат ANISN программа CONSYST позволяет использовать константы БНАБ в вычислениях методом Монте-Карло, например, в российской программе ММКК (альтернативное название ММККЕNO) [21], в американских программах КЕNO [22] и МСNP [23].

Расчеты при этом проводятся, как правило, в 299 группах, с использованием при необходимости подгрупп, с учетом анизотропии рассеяния в P<sub>5</sub> приближении, что обеспечивает максимальную прецизионность и минимальную погрешность в получаемых расчетных результатах.

# Интерфейс PRECONS

Следующей по значимости в системе CONSYST/БНАБ-РФ является программа PRECONS. Программа подготавливает константы для обеспечения расчетов по российским проектным трехмерным диффузионным кодам: TRIGEX [24], JARFR [25], ГЕФЕСТ [26] и др. Эти программы, базирующиеся на известном формате APAMAKO, рассчитаны на использование нейтронных констант в небольшом числе групп (26 или 28) с учетом анизотропии рассеяния в P<sub>1</sub> или транспортном приближении.

# Интерфейс FFCP

Для возможности анализа экспериментов (например, на стендах БФС) система содержит программу FFCP, позволяющую проводить расчет ячейки гетерогенной решетки реактора в подгрупповом приближении, усреднять константы по ячейке и корректировать константы, рассчитанные в гомогенном приближении (используется в программе TRIGEX в дополнение к программе PRECONS).

# Интерфейс SUBGRAN

Программа SUBGRAN [27] предназначена для проведения расчетов с использованием подгрупповых параметров (в большем числе групп, чем 299) по программам TWODANT, DORT, TORT и др., а также методом Монте-Карло по программам MMKK, KENO и MCNP (используется в дополнение к программе CONSYST).

# Интерфейс FORAMPX

Программа FORAMPX [28] предназначена для связывания констант БНАБ с такими известными программами нейтронно-физического транспортного расчета как XSDRN, MMKK, KENO и др. (используется в дополнение к программе CONSYST).

# Интерфейс FORMCNP

Программа FORMCNP [29] предназначена для связывания констант БНАБ с широко известной американской программой MCNP (используется в дополнение к программе CONSYST).

# Программный комплекс CONSYST-RF и обоснование расчетной методики

Программный комплекс CONSYST-RF совместно с системой групповых констант БНАБ-РФ, как уже было сказано, в процессе создания прошли *верификацию* и *валидацию* в расчетах многочисленных тестов и бенчмарк экспериментов.

Общий смысл терминов: *валидация* — это оценка расчетных погрешностей путем сравнения расчетных результатов с данными экспериментов, полученных с известной погрешностью; *верификация* — это оценка расчетных погрешностей путем сравнения результатов расчетов по верифицируемой системе с результатами расчетов, полученных с помощью других вычислительных средств, считающихся наиболее надежными.

На стадии *верификации* подтверждается (на основе представления объективных свидетельств) факт, что установленные требования были выполнены. В данном случае установленным требованием является то, что константы БНАБ-РФ должны полностью соответствовать файлам РОСФОНД, на основе которых они были получены.

На стадии *валидации* должно быть подтверждено (на основе также представления объективных свидетельств), что требования, предназначенные для конкретного использования или применения констант БНАБ-РФ, выполнены, а именно, данные константы, подготовленные к расчетам с помощью программ комплекса CONSYST-RF, могут быть рекомендованы для использования в расчетах быстрых реакторов, радиационной защиты, в расчетах ядерной безопасности и др. Для обоснования этого привлекаются, как правило, прецизионные («реперные») расчетные модели и программы и хорошо оцененные эксперименты («бенчмарки»).

Нейтронные групповые константы, полученные из переработанных оцененных данных, могут содержать разного рода неточности, которые в той или иной степени не позволяют успешно использовать их в физических расчетах, а иногда и не дают такой возможности вовсе. Групповые константы необходимо проверить на правильность их представления в таблицах, которые будут непосредственно использоваться в расчетах — проверка физичности и правильности констант в смысле отсутствия в них ошибок, могущих возникнуть при переработке исходных файлов оцененных данных.

На этом этапе таблицы групповых констант БНАБ проверялись на отсутствие в таблицах констант ошибок и внутреннюю согласованность, выполнение балансных соотношений.

#### Обоснование многогруппового подхода

Обоснование многогруппового подхода должно проводиться в условиях, когда уравнение переноса решается точно и геометрия описывается со всеми деталями. При этом условии определяющую погрешность в расчетный результат вносят погрешности используемых ядерно-физических констант, что позволяет оценить константную составляющую погрешности расчетов.

Критичность системы — главное собственное число однородной задачи ( $k_{eff}$ ) определяется методом Монте-Карло с точным описанием геометрии рассчитываемого объекта по программе ММКК в 299-групповом приближении с использованием системы констант БНАБ-РФ. Подготовка констант к расчету осуществляется программой CONSYST-RF, преобразующей исходные данные — микроконстанты и факторы резонансной самоэкранировки в проблемно-ориентированные (блокированные) микро- и макроконстанты, отвечающие рассматриваемой задаче. Анизотропия рассеяния, представленная в БНАБ-РФ в Р5-приближении, в программе ММКК представляется тремя взвешенными δ-функциями. Учет резонансных гетерогенных эффектов, если они не слишком велики, выполняется на основе теоремы эквивалентности в процессе подготовки констант, а при существенной гетерогенности расчет проводится с использованием подгрупп. Для подготовки подгрупповых констант используется программа SUBGRAN. Программный комплекс ММКК позволяет пользователю также вводить ценностные веса зон с тем, чтобы траектории моделируемых частиц расщеплялись в областях с большей ценностью (в частности, в зонах, вероятность вылета из которых наружу особенно велика).

На следующем этапе групповой расчет по ММКК сравнивается с детальным расчетом, например, по MCNP, с использованием файлов данных РОСФОНД, что позволяет оценить методическую погрешность, связанную с групповым приближением.

Отметим, что предыдущая версия констант БНАБ — система БНАБ-93 — прошла основательную верификацию в расчетах реакторов различных спектральных классов и в 1995 году была аттестована Государственной Службой Стандартных Справочных Данных в качестве рекомендованного набора данных (Свидетельство ГСССД № 444-95). Используемое в расчетах 299-групповое приближение в БНАБ-93 с описанием анизотропии рассеяния в Р<sub>5</sub>-приближении, с учетом резонансной самоэкранировки сечений и термализационных эффектов, проверено в большом числе расчетов реакторов самых различных классов. Показано, что методические погрешности этого приближения существенно меньше,

чем погрешности, связанные с неточностью современного знания нейтронных данных, а последние сравнимы с погрешностями benchmark-экспериментов, на основе которых может быть сделано заключение о точности предсказания критичности.

Что касается обоснования многогруппового метода, используемого для описания нейтронных и фотонных сечений, то оно содержится в монографии [30].

# Верификация констант

Сформированная матрица верификации содержит описания бенчмарк-моделей, положенных в основу обоснования константных погрешностей расчетов с использованием системы CONSYST/БНАБ-РФ в области её применения, а именно, для расчетов быстрых реакторов с уран-плутониевым топливом и оценки ядерной безопасности. Верифицируются и валидируются в основном расчеты критичности. Для этой цели используются главным образом критические бенчмарк-эксперименты с активными зонами, содержащими уран и плутоний, и различными отражателями, описанные в международных справочниках по критической безопасности ICSBEP [31] и по физике реакторов IRPhEP [32]. В них собрана информация о бенчмарк-экспериментах, характеризующих топливные и конструкционные материалы, материалы теплоносителя, условия критической безопасности (рис. 4).

В справочнике ICSBEP Handbook содержатся описания более 4500 критических экспериментов, использующих различные виды ядерного топлива, характеризуемые разными спектрами, геометрическими формами и составами. В рамках Проекта МНТЦ № 815 в течение ряда лет велась работа по отбору из всего множества экспериментов, представленных в справочнике, таких, которые могут быть использованы для надежной оценки составляющей погрешности расчетного предсказания критичности, которая обусловлена неточным знанием нейтронных данных. Для этого необходимо было из более 4500 экспериментов отобрать те, которые выполнены в сравнительно простых геометриях, отличаются достаточно простым составом материалов и описаны достаточно подробно с указанием погрешностей измерявшихся параметров критических систем.



Рис. 4. Краткая информация о проектах ICSBEP и IRPhEP

Верификация и валидация системы константного обеспечения CONSYST/ БНАБ-РФ проводилась: (а) путем сравнения результатов расчета широкого набора типичных размножающих систем с результатами аналогичных расчетов по другим системам констант, (б) путем сравнения результатов расчета представительных наборов надежных критических экспериментов с экспериментальными данными и результатами расчетов по другим системам констант и, наконец, (в) путем статистической оценки погрешности расчетных результатов с использованием, как оценок погрешностей нейтронных сечений, так и результатов анализа расчетно-экспериментальных расхождений.

На всех этапах расчеты эффективного коэффициента размножения проводятся по программам, реализующим метод Монте-Карло, — отечественным кодам ММКК и ММКС и американским программам КЕЮ и МСNP. При этом расчеты проводятся с использованием групповых констант БНАБ-РФ и БНАБ-93, а также с использованием в программах ММКС и МСNP оцененных нейтронных данных РОСФОНД с детальным слежением за энергией нейтронов, для чего файлы РОСФОНД для всех материалов были преобразованы в формат АСЕ с помощью NJOY.

В случае использования программы MCNP верификация и валидация системы констант БНАБ-РФ (как и БНАБ-93) осуществляется путем сравнения результатов расчетов с использованием файлов РОСФОНД в формате ACE и расчетов с использованием 299-групповых констант БНАБ-РФ, переведенных после их переработки комплексом CONSYST-РФ в групповую форму формата ACE.

Для валидации констант для расчетов ядерной безопасности были выполнены расчеты многочисленных критических конфигураций из международного справочника по критической безопасности ICSBEP Handbook.

Для примера на рис. 5 и 6 показаны некоторые результаты валидации констант топливных материалов. Даны сравнения результатов расчетов критичности по зарубежным библиотекам данных и файлам РОСФОНД. Результаты расчетов критичности для рассмотренных бенчмарк-моделей, выполненные по современным библиотекам оцененных нейтронных данных, согласуются между собой в пределах  $\pm 0.6$  %.

Для расчетов радиационной защиты в качестве тестовых задач были выбраны защитные эксперименты — бенчмарк-модели из международного справочника ICSBEP, простейшие модели — железные (ALARM-CF-FE-SHIELD-001) и свинцовые (ALARM-CF-PB-SHIELD-001) сферы различного радиуса с калифорниевым источником в центре. Расчеты железных и свинцовых сфер были выполнены по программам MCNP и TRANSX [33], используя детальный метод слежения за энергией нейтрона и групповой подход. Сравнение расчетов с измерениями нейтронных спектров с поверхности железных сфер радиусом 10, 25 и 50 см с <sup>252</sup>Cf точечным источником в центре приведено на рис. 7. Видно хорошее согласие потоков, рассчитанных по программе MCNP, используя в качестве микроконстант библиотеку БНАБ-РФ в форматах БНАБ и MATXS, и библиотеку РОСФОНД в формате АCE в расчетах с детальным слежением за энергией нейтрона.



Рис. 5. Сравнения результатов расчетов критичности экспериментов ZPR



Рис. 6. Сравнения результатов расчетов критичности экспериментов БФС



*Рис.* 7. Спектральное распределение нейтронов, утекающих с железных сфер различного радиуса

#### Оценка погрешности расчетных предсказаний

Как уже было сказано, для оценки погрешностей рассчитываемых НФХ, которые возникают из-за имеющихся неопределенностей в используемых в расчетах ядерно-физических константах, развита система кодов и архивов данных ИНДЭКС.

С её помощью выполнена оценка константной погрешности для важных характеристик быстрого реактора:  $k_{eff}$ , локальное энерговыделение, эффективность стержней СУЗ, НПЭР, КВ.

Оценка константной погрешности выполнена для модели РУ БН-1200 с учетом интегральных (макро) экспериментов на критических сборках БФС-44, БФС-49, БФС-58, БФС-62, зарубежных ZPR-6/7, ZPPR-2, ZPPR-9, ZPPR-10 и др. При этом учитывались неопределенности только тех нейтронных сечений, которые вносят наибольший вклад в погрешность расчета, а именно: <sup>238</sup>U ( $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ , v, inel), <sup>239</sup>Pu ( $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ , v), <sup>240</sup>Pu ( $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ , v), <sup>23</sup>Na (el, in), Fe ( $\sigma_c$ , el, inel), FP ( $\sigma_c$ ). Учитывались погрешности в транспортном сечении и в спектре деления.

В табл. 1 представлены результаты оценки константной составляющей расчетных погрешностей *k<sub>eff</sub>*, локальное энерговыделение, эффективность стержней СУЗ, НПЭР, КВ для модели РУ БН-1200 с различными видами топлива.

#### Таблица 1.

	Константная составляющая погрешности расчета			
ΗΦХ	без учета	с учетом макроэкспериментов		
	макроэкспериментов			
	(уровень микроданных)			
БН-1200 МОКС / урановый бланкет				
$k_{e\!f\!f}$	1,9 %	0,55 %		
A3	7,0 %	4,3 %		
КС	7,0 %	3,9 %		
НПЭР	$0,5 \% \Delta k/k$	$0,3 \% \Delta k/k$		
<i>Q</i> (a. з.)	5 %	3 %		
доплер	11 %	10 %		
CHA	5 %	3 %		
KB	0,04	0,03		
БН-1200 Нитрид / урановый бланкет				
$k_{e\!f\!f}$	1,9 %	0,63 %		
A3	5,3 %	4,3 %		
КС	5,5 %	4,5 %		
НПЭР	$0,5 \% \Delta k/k$	$0,4\%\Delta k/k$		
<i>Q</i> (a. з.)	5 %	3 %		
доплер	11 %	10%		
CHA	5 %	3 %		
KB	0,04	0,03		

Оцененные константные погрешности расчетов модели РУ БН-1200 с различными видами топлива

Одной из особенностей использования программного комплекса ИНДЭКС при оценке константной погрешности с учетом интегральных (макро-) экспериментов является возможность проследить и выявить основных вкладчиков в полную погрешность. Это позволяет определить направление усилий по уменьшению величин расчетных погрешностей путем, например: (а) повышения качества и точности оценок отдельных сечений или (б) планирования дополнительных экспериментальных программ.

В табл. 2 для РУ БН-1200 с нитридной активной зоной и стальным отражателем представлены оцененные вклады в погрешность расчета величины  $k_{eff}$  от нейтронных данных без учета и с учетом интегральных экспериментов. Суммарный вклад в погрешность расчета  $k_{eff}$  за счет неопределенностей в сечениях нуклидов без учета интегральных экспериментов составляет около  $\pm 2,0$ %. Учет имеющихся интегральных (макро) экспериментов, в том числе проведенных ранее на БФС, снижает эту погрешность до уровня примерно  $\pm (0,7-0,8)$ %. При этом следует отметить, что погрешность в  $k_{eff}$  снизилась в основном за счет установления дополнительных корреляций между погрешностями сечений различных изотопов в различных энергетических областях. Без учета этих корреляций суммарная погрешность в  $k_{eff}$  будет составлять около  $\pm 1$ %.

#### Таблица 2.

		и стальным отражатсяем	
Нейтронные данные		Вклад в погрешность без учета экспериментов, %	Вклад в погрешность с учетом экспериментов, %
Уран-238	$\sigma_c$	0,6	0,5
-	$\sigma_{f}$	0,7	0,2
	v	0,1	0,1
	$\sigma_{in}$	0,7	0,3
Плутоний-239	$\sigma_c$	0,3	0.2
	$\sigma_{f}$	1,1	0,5
	ν	0,3	0,3
Азот	$\sigma_{el}$	0,1	0,1
	$\sigma_c$	0,2	0,2
Натрий	$\sigma_{el}$	0,2	0,2
	$\sigma_{in}$	0,1	0,1
Конструк-	$\Sigma_{tr}$	0,3	0,3
ционные	$\sigma_c$	0,1	0,1
материалы	$\sigma_{el}$	0,1	0,1
	$\sigma_{in}$	0,4	0,2
Осколки	$\sigma_c$	0,4	0,4
Суммарная погрешность	±1,9%		±0,73 % (±1,1 % — без учета корреляций)

Оцененные вклады в погрешность расчета *k<sub>eff</sub>* за счет неопределенностей в константах для РУ БН-1200 с нитридной активной зоной и стальным отражателем

#### Итоги и задачи на будущее

Несомненно, созданные в последние годы национальная библиотека файлов нейтронных данных РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ, полученная на её основе, обеспечивают проведение надежных сертифицированных нейтронно-физических расчетов быстрых реакторных систем с использованием различных расчетных кодов как инженерного, так и прецизионного класса (на основе метода Монте-Карло), расчетов линейных и дробно-линейных функционалов потоков нейтронов и гамма-квантов. Для этих целей разработана система подготовки констант CONSYST-RF, которая предусматривает обеспечение константами проблемно-ориентированных вычислительных комплексов, предназначенных для решения сложных взаимосвязанных задач при расчетах инновационных проектов реакторов на быстрых нейтронах, расчетах ядерной и радиационной безопасности при работах с ядерным топливом.

Таким образом, развитое константное обеспечение, созданное на базе современных ядерно-физических данных с привлечением современных вычислительных методов и с адаптацией к современной вычислительной технике, покрывает основные потребности в ядерных данных, требующихся при расчетах характеристик безопасности практически всех ядерных и радиационно опасных объектов современной атомной энергетики.

Завершая обзор состояния дел в области константного и программного обеспечения расчетов быстрых реакторов хотелось бы наметить задачи, которые представляются наиболее важными на текущий период:

# в области константного обеспечения

- фиксация «реперной» библиотеки файлов ядерных данных;

- фиксация «реперной» системы групповых констант;

 – разработка баз данных для верификации и валидации констант и расчетных кодов;

# в области программного обеспечения

 – развитие и широкое внедрение в практику расчетов прецизионных кодов (включая анализ реакторно-физического эксперимента, проектные проработки, сопровождение действующих и вновь вводимых блоков АЭС);

 – развитие систем оценки погрешностей расчета нейтронно-физических характеристик ЯЭУ;

- разработка матриц верификации кодов;

 обоснование точности расчетов реакторов с КВА~1 с рециклированием топлива;

- устранение имеющихся противоречий между расчетом и экспериментом;

 – развитие методов, обоснование точности расчетов в неразмножающих и замедляющих отражателях быстрых реакторов.

В заключение следует отметить, что в разработке и создании современного константного обеспечения расчетов быстрых реакторов, в создании национальной библиотеки файлов ядерных данных РОСФОНД и системы CONSYST/БНАБ-РФ на разных этапах работ принимали участие специалисты ГНЦ РФ – ФЭИ: Андрианова О. Н., Багдасарова Е. Е., Блыскавка А. А., Головко Ю. Е., Грабежной В. А., Жердев Г. М., Кислицына Т. С., Кощеев В. Н., Ломаков Г. Б., Мантуров Г. Н., Николаев М. Н., Перегудов А. А., Рожихин Е. В., Серёгин А. С., Семёнов М. Ю., Цибуля А. М., Якунин А. А.

# Список литературы

- 1. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1964, 140 с.
- 2. Hansen G.E., Roach W.H. Six and sixteen group cross sections for fast and intermediate critical assemblies. — Rep. LASL-2543, Los-Alamos, 1961.
- 3. Roach W.H. Computational survey of idealized fast breeder reactors // Nucl. Sci. and Eng., 1960, vol. 8, p. 621.
- 4. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Bondarenko I.I., Nikolaev M.N. Group Constants for Nuclear reactor Calculations. N.Y., Consultants Bureau, 1964, 140 p.
- 5. Абагян Л.П., Базазянц Н. АО., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981, 232 с.

- Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. — 1996. — Вып. 1. — С. 59.
- Blokchin A.I., et al. Current Status of Russian Evaluated Neutron Data Libraries. Proc. of Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, U.S., ORNL, ANS, 1994, vol. 2, p. 695.
- Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Николаев М.Н. РОСФОНД российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. — 2007. — Вып. 1-2. — С. 3–21.
- 9. Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н. и др. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2014. — № 3. — С. 93–101.
- Grabezhnoy V., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G. Verification of the ABBN-RF2010 constants in calculations of shielding benchmarks. // Proc. of Intern. Conf. on Radiation Shielding 'ICRS-12 & RPSD-2012'. Nara, Japan, September 2–7, 2012.
- Koshcheev V. N., Manturov G. N., Nikolaev M. N., Tsibouliya A. M. Verification of Neutron Data for Main Reactor Materials from RUSFOND Library based on Integral Experiments // EPJ Web of Conferences, Proc. of the WONDER-2012 — 3<sup>rd</sup> International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor applications, 2013, Vol.42, 07006, 7 pages.
- Koshcheev V. N., Manturov G. N., Semenov M. Yu., Tsibouliya A. M. Testing of Neutron Data for Fe, Cr, Ni based on Integral Experiments. // EPJ Web of Conferences, Proc. of the WONDER-2012 — 3<sup>rd</sup> International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor applications, 2013, Vol.42, 07005, 6 pages.
- 13. Головко Ю.Е., Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б. и др. Верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки CONSYST в расчетах критичности // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014. № 2. С. 99–108.
- 14. Свидетельство о гос. регистрации программы для ЭВМ № 2016612865 Российская Федерация. CONSYST-RF / Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. (2016).
- Свидетельство о гос. регистрации базы данных № 2016620461. Российская Федерация. БНАБ-РФ / Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. (2016).
- 16. Мантуров Г.Н. Система программ и архивов ИНДЭКС. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы, 1984. Вып. 5(59). С. 20–25.
- 17. Андрианова О.Н., Головко Ю.Е., Жердев Г.М. и др. Тестирование ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014. № 2. С. 109–117.
- 18. Свидетельство о гос. регистрации базы данных № 2016620471 Российская Федерация. ИНДЭКС / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. (2016).
- Свидетельство о гос. регистрации программы для ЭВМ № 2016612789 Российская Федерация. CORE / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. (2016).

- Волощенко А. М., Руссков А. А., Гуревич М. И., Олейник Д. С. Расчет нейтронных полей в активной зоне реактора с помощью аппроксимаций, поддерживающих балансы масс в разностной ячейке сетки // Атомная энергия. — 2008. — Т. 104. — Вып. 5. — С. 264–269.
- Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/MMKKENO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Р<sub>n</sub>-приближении : Препринт ФЭИ-2887, 2001.
- Petrie L.M., Landers N.F. KENO 5A An Improved Monte Carlo Criticality Program with Supergrouping. Vol.2, Section F11 from "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation", NUREG /CR-0200. Rev.2 (ORNL/NUREG/CSD-2/R2) (Dec. 1984).
- 23. MCNP A General Monte Carlo Neutron-Particle Transport Code. Version 5. X-5 Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 2003.
- Серёгин А.С. Аннотация программы TRIGEX для малогруппового расчёта реактора в трёхмерной гексагональной геометрии // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. — 1983. — Вып. 4(33). — С. 59–60.
- Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчёта нейтроннофизических характеристик ядерных реакторов. // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1983. — Вып. 8(37). — С. 41–43.
- Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация программы ГЕФЕСТ // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. — 1994. — Вып. 4. — С. 36–43.
- Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612435 Российская Федерация. SUBGRAN / Жердев Г.М., Мантуров Г.Н., Цибуля А.М. (2016).
- Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612266 Российская Федерация. FORAMPX / Жердев Г.М., Мантуров Г.Н. (2016).
- 29. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612265 Российская Федерация. FORMCNP / Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Цибуля А.М. (2016).
- Николаев М.Н., Рязанов Б.Д., Савоськин М.М., Цибуля А.М. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. — М.: Энергоатомиздат, 1984, 256 с.
- 31. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, OECD, Paris, Sept. 2012 Ed. (on CD ROM).
- 32. International Handbook of Evaluated Reactor physics Benchmark Experiments. NEA Nuclear Science Committee. 2010 (on CD-ROM).
- 33. TRANSX 2.15 Code System to Produce Neutron, Photon, and Particle Transport Tables for Discrete — Ordinates and Diffusion Codes from Cross Sections in MATXS Format, ORNL, RSIC Peripheral Shielding Routine Collection PSR-317, Available from OECD-NEA Data Bank as PSR-0317/03 TRANSX-2.15.

# ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

# Проблемы вывода из эксплуатации быстрых реакторов и пути их решения на базе исследовательского реактора БР-10

# В. Б. Смыков

Вывод ЯЭУ из эксплуатации является завершающим этапом её «жизненного» цикла после окончательного останова. Сам по себе этап вывода из эксплуатации по характеру работ мало зависит от типа реактора, так как в период окончательного останова из реактора должно быть выгружено и вывезено с площадки отработанное ядерное горючее, проведена дезактивация 1-го контура, переработаны и кондиционированы радиоактивные среды и радиоактивное оборудование для их передачи на долговременное безопасное хранение или захоронение у национального оператора РАО. Для быстрого реактора период окончательного останова осложняется и удлиняется в связи с необходимостью максимально безопасного обращения с отработанными радиоактивными (по <sup>137</sup>Cs) щелочными теплоносителями, которые, кроме радиоактивности, являются пожаро- и взрывоопасными веществами в отличие от других теплоносителей. Если безопасные



*Рис. 1.* Исследовательский реактор БР-10

технологии переработки и кондиционирования щелочных теплоносителей отсутствуют, то ЯЭУ с быстрым реактором становится «ядерным наследием» на три столетия, что противоречит действующему законодательству РФ в области атомной энергии.

ИР БР-10 (ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск) был окончательно остановлен в декабре 2002 года после 43 лет эксплуатации. В соответствии с решением Минатома 1997 года на базе остановленного ИР БР-10 предписано создать научно-технический полигон для «отработки технологий вывода из эксплуатации быстрых реакторов».

В настоящее время ИР БР-10 эксплуатируется в режиме окончательного останова (подготовительный этап к выводу из эксплуатации). Вид центрального (реакторного) зала представлен на рис. 1.

В 2003 году последняя активная зона реактора была выгружена, все ОТВС (топливо — мононитрид урана UN) запеналированы, залиты натрием и вывезены в хранилище ОЯТ на территории ГНЦ РФ – ФЭИ. Натрий 1-го и 2-го контура был дренирован в сливные баки. Принципиальная технологическая схема оборудования 1-го и 2-го контуров реактора БР-10 приведена на рис. 2. В связи с очень удачной конструкцией реактора и 1-го контура, в них отсутствовали «карманы», тупики, горизонтальные участки трубопроводов и прочее — что обеспечило практически полное дренирование натрия. Остатки натрия содержались только в его плёнке на внутренних поверхностях оборудования, которая уда-



*Рис. 2.* Схема основного оборудования 1 и 2 контуров ИР БР-10

лялась вакуумной отгонкой при 400–450 °C, а остатки «плёночного» натрия были нейтрализованы парогазовой продувкой. Затем весь 1 контур был химически дезактивирован. За период 2012—2016 гг. были отмыты от натрия более 600 ОТВС ИР БР-10 (5 активных зон) и отправлены на переработку на ПО «МАЯК».

#### Объём и состав накопленных радиоактивных щелочных теплоносителей

За годы эксплуатации на ИР БР-10 (с 1959 по 2002 год) накопилось приблизительно 18–19 м<sup>3</sup> щелочного металла (Na, сплав Na-K с примесью ртути), использовавшегося в качестве жидкометаллического теплоносителя в 1-м и во 2-м контурах реактора и в отдельном оборудовании: сливной бак 1-го контура, баки длительного хранения №1 (сплав Na-K с примесью ртути до 7,5 % масс.) и №2 (сплав NaK с примесью ртути 0,2 % масс.), сливные баки 1-й петли 2-го контура, 2-й петли 2-го контура, транспортные ёмкости натрия, экспериментальные устройства, пеналы хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС), отработанные холодные ловушки окислов (ХЛО) 1-го и 2-го контуров (18 штук, заполненные натрием) и др. Эти отходы щелочных металлов образовались в результате трёхкратной замены теплоносителей в реакторе. Химический и радионуклидный состав отработавших щелочных теплоносителей приведён на рис. 3.

25 лет назад, когда разрабатывался проект вывода из эксплуатации ИР БР-10, переработка и кондиционирование накопленных отработанных щелочных теплоносителей представлялась трудноразрешимой задачей. Поэтому в проекте отсутствовала технологическая часть по обращению со щелочными металлами. Кроме того, на реакторе имелся негативный опыт нейтрализации оборудования с остатками натрия пароводяными технологиями, которые казались простыми, дешевыми и управляемо-безопасными, так как испытывались и применялись на натриевых стендах. Но в ноябре 1979 года при отмывке пароводяной средой от остатков натрия отработанной нерадиоактивной ХЛО в отдельном боксе отмывки оборудования произошел взрыв выделившегося водорода, и здание бокса было практически полностью разрушено (рис. 4). К счастью, люди не пострадали, но крыша здания была унесена взрывом более чем на 100 метров.



Рис. 3. Общее количество накопленных ЩМ



*Рис. 4.* Последствия взрыва водорода при использовании паро-водяного способа нейтрализации остатков натрия в ХЛО

#### Технология твёрдофазного окисления щелочных теплоносителей

После взрыва водорода в ноябре 1979 года в ФЭИ начался поиск более безопасных методов и способов нейтрализации и переработки радиоактивных щелочных теплоносителей для ИР БР-10, который закончился в 1999 году выбором метода твёрдофазного окисления (ТФО) для переработки натрия и сплава натрийкалий гранулированным шлаком медеплавильного производства Карабашского абразивного завода (Челябинская область). Для создания и отработки технологии на базе метода ТФО был создан стенд МИНЕРАЛ-30. От альтернативных предложений, которые использовали водные растворы (в том числе щелочные) или различные спирты (этиловый, пропиловый, гликоли, бутилцеллозольв и др.) было решено отказаться из-за неизбежного выделения взрывоопасного водорода при их реакции со щелочными металлами.

Кроме того, альтернативные предложения требовали многостадийного обращения с промежуточными жидкими РАО и сложного оборудования для последующей их переработки в конечный твёрдый продукт, например в цементный камень. В итоге объём конечного продукта возрастал в 10–15 и более раз по сравнению с исходным объёмом щелочного металла, так как получаемый концентрированный щелочной раствор (10-11 моль NaOH/л) напрямую не цементируется и требует либо разбавления, либо кислотной нейтрализации. А для обеспечения водородной безопасности требовалось разбавление выделяющегося водорода инертным газом (например, азотом) до приемлемого уровня (около 1 % об.), то есть в 100 раз. При растворении 1 кг Na в воде выделяется 0,5 м<sup>3</sup> H<sub>2</sub>, поэтому для его разбавления и сброса в атмосферу необходимо затратить 50 м<sup>3</sup> N<sub>2</sub>. А это существенные дополнительные материальные и капитальные затраты (нужна АКС — азотно-кислородная станция). Несмотря на относительно небольшие объёмы РАО щелочного металла на ИР БР-10 (18–19 тонн), потребуется около миллиона м<sup>3</sup> N<sub>2</sub>. Данное техническое обстоятельство выпало из рассмотрения «цены вопроса» у авторов альтернативных предложений.

Экспериментальная отработка выбранного способа ТФО натрия и сплава натрий-калий на стендах МИНЕРАЛ-3 и МИНЕРАЛ-30 показала, что положительными характеристиками созданной технологии ТФО являются:

практическое отсутствие выделения водорода в защитный газ (аргон);

 одностадийность процесса получения конечного твёрдого продукта, т. е.
без образования промежуточных жидких РАО, требующих дополнительной переработки;

 – щелочной металл перерабатывается полностью, в продукте переработки отсутствуют следы свободного щелочного металла, вероятные пары металла поглощаются и нейтрализуются верхним слоем избыточного шлака;

 отсутствие необходимости применения механизмов для смешения реагентов — гранулированного шлака и щелочного металла;

– конечный продукт представляет собой твёрдый минералоподобный камень, нерастворимый в воде, который в реакционной ёмкости может быть

помещён в контейнер НЗК-1,5 и далее передан на длительное безопасное хранение и захоронение;

 объём конечного твёрдого продукта переработки щелочного металла превышает исходный объём щелочного металла только в 3 раза;

 не требуется дополнительная очистка щелочного металла от радиоизотопа
<sup>137</sup>Cs, так как он при реакции с компонентами шлака образует те же самые нелетучие алюмосиликаты, что и натрий (калий), и иммобилизуется в матрице конечного продукта;

 исходный гранулированный шлак не требует дополнительной химической корректировки исходного состава, нужна только предварительная термическая обработка в инертной атмосфере для удаления летучих примесей, в том числе кристаллизационной воды;

 собственно процесс ТФО щелочного металла проходит за 10–15 минут, а остальное время происходит естественное охлаждение полученного продукта в реакционной емкости.

Физико-химические основы технологии ТФО кратко приведены на рис. 5, где указан химический состав твёрдофазного окислителя (шлака), его агрегатное состояние и схема прохождения экзотермической реакции шлака с натрием.

ОСНОВА ТЕХНОЛОГИИ ТФО	экзотермическая химическая реакция между щелочным металлом и основными компонентами шлака медеплавильного производства			
Химический состав шлака:	FeO Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> SiO <sub>2</sub> CaO Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ZnO CuO	36÷38 % 1÷2 % 36÷40 % 6÷14 % 5÷7 % до 1,5 % менее 0,5 %	Физическая структура илака: Шлак — гранулированное аморфное тело (кристаллических фаз нет) Этих веществ в индивидуальном виде в илаке нет аналог — стекло	
аналог — стекло Приблизительная схема реакиии ТФО натрия шлаком:				
38Na+[(FeC →[19Na <sub>2</sub> O×S <i>Исход</i>	)) <sub>20</sub> ×(Fe <sub>2</sub> O SiO <sub>2</sub> ]+17F ное объем	93)×(SiO <sub>2</sub> ) <sub>24</sub> ×(CaO e+5FeO+Zn+5SiC +Q(3 МДж/кг Na) иное соотношени	) $_{12} \times (Al_2O_3) \times (ZnO)] \rightarrow$ $D_2 + [(CaO)_{12} \times (Al_2O_3)_2] +$ ) ие шлак/Na =3/1	

Рис. 5. Физико-химические основы технологии ТФО

В результате экзотермической реакции ТФО выделяется значительное количество тепловой энергии (рис. 5), поэтому продукт реакции достигает жидко-плавкого состояния при 1100–1200 °С, а после охлаждения является практически беспористым монолитным камнем. Твёрдость продукта соответствует классу 7 по шкале твёрдости минералов по Моосу (11,2 ГПа). Типичный внешний вид полученного твёрдого минералоподобного продукта ТФО натрия представлен на рис. 6.

В процессе отработки технологии была экспериментально доказана водородная пожаро- и взрывобезопасность процесса ТФО, установлены безопасные исходные температурные диапазоны реагентов и обоснована возможность применения углеродистой стали для оболочки реакционной емкости вместо аустенитной нержавеющей стали, которая оказалась нестойкой.

На основе полученных результатов был разработан, изготовлен и пущен в эксплуатацию модуль МАГМА-ТФО производительностью переработки 50 литров радиоактивного натрия за одну загрузку.



*Рис. 6.* Внешний вид продукта ТФО натрия (стальная оболочка реакционной ёмкости удалена)

# Проблема недренируемых остатков щелочных теплоносителей и её решение технологией газо-фазного окисления закисью азота

Следующей проблемой, стоявшей при выводе из эксплуатации ИР БР-10, была необходимость обезвреживания и нейтрализации остатков натрия в отдельном оборудовании после слива основной массы щелочного металла. В первую очередь это касается отработанных холодных ловушек окислов (ХЛО), на ИР БР-10 их накопилось 16 штук 1-го контура и 2 ХЛО 2-го контура, которые хранились заполненные натрием во всем их внутреннем объёме (200 литров). Если основную массу натрия из ХЛО можно было слить в баки хранения, то недренируемый остаток (количество которого заранее неизвестно) должен быть химически полностью нейтрализован, безопасно растворён водой и слит в монжюсы, а затем перекачен на упаривание в специальной установке. Только в этом случае радиоактивный металл ХЛО может быть передан на длительное хранение или захоронение в хранилище ТРО. Учитывая негативный предыдущий опыт обращения с
ХЛО, от применения водных или органических растворителей было решено отказаться. Вместо них в ГНЦ РФ – ФЭИ было предложено использовать газообразную закись азота N<sub>2</sub>O («веселящий газ»). Лабораторные исследования взаимодействия Na с N<sub>2</sub>O показали, что начиная с 200 °C идёт медленная реакция с образованием газообразного N<sub>2</sub> и сухого порошка, состоящего из смеси Na<sub>2</sub>O, NaNO<sub>2</sub>, NaNO<sub>3</sub> — все эти вещества хорошо известны и растворимы в воде, выделение водорода отсутствовало. Установлено, что нейтрализация Na закисью азота протекает по следующим реакциям:

$$2 \text{ Na} + \text{N}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{O} + \text{N}_2 + \Delta Q_1;$$
  

$$\text{Na}_2\text{O} + \text{N}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{N}_2\text{O}_2 - \Delta Q_2;$$
  

$$4\text{Na}_2\text{N}_2\text{O}_2 \rightarrow 3\text{Na}_2\text{O} + \text{Na}\text{NO}_2 + \text{Na}\text{NO}_3 + 3\text{N}_2 + \Delta Q_3$$

Реакции закиси азота со сплавом NaK аналогичные, но проходят при более низкой температуре и с меньшим тепловым эффектом. Кроме того, лабораторные исследования показали, что гидрид натрия (одна из накапливаемых в ХЛО примесей) также взаимодействует с закисью азота и нейтрализуется с выделением азота по реакции:

$$NaH + N_2O \rightarrow NaOH + N_2 + \Delta Q_4$$

(реакция с тритидом натрия NaT аналогичная).

Таким образом, можно достичь химической фиксации трития в виде устойчивого вещества — твёрдой щелочи NaOT и предотвратить его выделение в защитный газ-носитель.

Для решения проблемы накопления в продуктах реакций гипонитрита натрия Na<sub>2</sub>N<sub>2</sub>O<sub>2</sub>, который может спонтанно разлагаться со значительным тепловым эффектом, было предложено в газ-реагент (N<sub>2</sub>O) добавлять CO<sub>2</sub> для нейтрализации гипонитрита натрия в момент его образования. Экспериментальная проверка показала, что процесс нейтрализации натрия с примесями в ХЛО становится простым с образованием безопасного карбоната натрия:

$$2 \text{ Na} + \text{N}_2\text{O} + \text{CO}_2 \rightarrow \text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{N}_2$$

Основные технологические параметры процесса взаимодействия Na с  $N_2O$  были отработаны экспериментально на стендах ЛУИЗА и ЛУИЗА-Т (ИР БР-10). Таким образом было разработано научно-техническое обоснование для безопасного обезвреживания недренируемых остатков щелочного металла в отдельном оборудовании ИР БР-10 (ХЛО, баки, сильфоны, трубопроводы). В 2006 году газовые смеси на основе  $N_2O$  были успешно использованы для нейтрализации остатков натрия во 2-й петле 2-го контура без демонтажа и разборки петли на отдельное оборудование.

На основании полученного опыта и достигнутых результатов был разработан, изготовлен и пущен в эксплуатацию модуль ЛУИЗА-РАО в реакторном зале ИР БР-10 для обезвреживания недренируемых остатков радиоактивного натрия в отработанных ХЛО 1-го контура и в сливных баках 2-го и 1-го контуров.

#### Удаление ртути из отходов щелочных металлов

Но основной и наиболее трудной для ИР БР-10 была проблема предварительного удаления Hg из сплава NaKHg в БДХ-1, содержание которой составляет 7,5% (масс.). В БДХ-2 её содержание составляет 0,2% (масс.). Ртуть в щелочном металле появилась в результате неудачного эксперимента — разрушения опытного двухстеночного парогенератора с ртутным контактным слоем, в результате которого вся ртуть попала в теплоноситель NaK, который был слит в БДХ-1. Предварительные исследования содержимого БДХ-1 и БДХ-2 показали, что ртуть равномерно распределена в сплаве, так как образует амальгамы (интерметаллидные соединения) со щелочными металлами.

Химия двойных щелочных амальгам сложная, но хорошо изученная — имеются диаграммы состояния всех щелочных металлов со ртутью, в том числе диаграмма тройного сплава Na-K-Hg. Из анализа этих диаграмм был сделан вывод, что ртуть связана в амальгаму с натрием, а его избыток присутствует в виде сплава в калием в неэвтектическом составе. Опыты с попытками термической отгонки ртути из тройного сплава NaKHg подтвердили это предположение — ртуть отгонялась в паровую фазу (и далее конденсировалась в холодильнике) в виде амальгамы с натрием, но далеко не полностью, максимум на 30%. Поэтому от такого способа удаления ртути из щелочного металла отказались.

Решение было найдено в области жидкометаллической хроматографии в качестве селективного к ртути сорбента был предложен металлический магний при температуре прокачки через него тройного сплава NaKHg 360–380 °C. При этом имеет место следующая необратимая реакция:

NaKHg (
$$\mathfrak{K}$$
.) + 4 Mg ( $\mathfrak{TB}$ .)  $\rightarrow$  Mg<sub>4</sub>Hg ( $\mathfrak{TB}$ .) + NaK ( $\mathfrak{K}$ .)

Лабораторные исследования показали принципиальную правильность выбора этого метода, а стендовые испытания на ИР БР-10 дали весьма обнадёживающий практический результат: при однократной фильтрации сплава NaKHg через магниевый сорбент степень очистки сплава от ртути достигала 96–98%.

В дальнейших исследованиях было показано, что насыщенный ртутью магниевый сорбент можно безопасно утилизировать, выделив из него ртуть в виде нерастворимого твёрдого осадка, состоящего из киновари HgS (природный минерал).

На основании полученных результатов был разработан, изготовлен и смонтирован на ИР БР-10 модуль ГЕТТЕР.

#### Опытно-промышленная установка для переработки накопленных на ИР БР-10 отходов щелочных теплоносителей

Опытно-промышленная установка (ОПУ) была изготовлена и сдана в эксплуатацию в 2015 году в составе модулей ГЕТТЕР, МАГМА-ТФО и ЛУИЗА-РАО. Переработка щелочных ЖМТ начата в 2016 году. Последовательность переработки щелочных теплоносителей приведена на схеме рис. 7.

Сначала на модуле МАГМА-ТФО перерабатывается натрий 2-го контура, а на стенде ЛУИЗА-Т обезвреживаются обе отработанные ХЛО 2-го контура как

наименее радиоактивные среды (отсутствует <sup>137</sup>Cs). Затем на модуле ЛУИЗА-РАО идёт обезвреживание ХЛО 1-го контура, а слитый из них радиоактивный натрий направляется на промежуточное хранение в сливные баки 1-го контура. На следующем этапе на модуле МАГМА-ТФО перерабатывается натрий 1-го контура из сливных баков 1-го контура (рис. 8). На заключительном этапе на модуле ГЕТТЕР последовательно очищается от ртути щелочной металл из БДХ-2, а затем из БДХ-1. Очищенный от ртути сплав NaK направляется на переработку на модуль МАГМА-ТФО. Одновременно с заключительным этапом переработки на модуле ЛУИЗА-РАО будет проводиться обезвреживание недренируемых остатков натрия в сливных баках 2-го и затем в сливных баках 1-го контура.

Модуль ГЕТТЕР предназначен для предварительной очистки отработанного щелочного сплава NaK из БДХ-1 и БДХ-2 от примесей ртути путём фильтрования через гранулированный магний. Далее очищенный от ртути сплав NaK подаётся на переработку в модуль МАГМА-ТФО.



Рис. 7. Схема и последовательность переработки щелочных ЖМТ. Установки ОПУ для переработки РАО щелочных металлов: модули МАГМА-ТФО, ГЕТТЕР, ЛУИЗА-РАО



*Рис. 8.* Реакционные ёмкости с переработанным натрием 1-го контура (по 50 литров) на модуле МАГМА-ТФО перед погрузкой в контейнеры НЗК-1,5 (на заднем плане)

**Модуль МАГМА-ТФО** (рис. 9, 10, 11) предназначен для переработки щелочного ЖМТ в твёрдый минералоподобный продукт, пригодный для длительного хранения или захоронения, и состоит из печей НАКАЛ (служит также саркофагом для локализации последствий нештатных ситуаций), промежуточных баков — дозаторов щелочного металла, газовой системы, информационно-управляющей системы, системы выгрузки и загрузки реакционных емкостей, транспортной системы и другого оборудования. Технология ТФО не сопровождается образованием взрывоопасного водорода в отличие от водных технологий, что обеспечивает пожаро- и взрывобезопасность технологии ТФО, состав защитного газа (аргона) анализируется газохроматографическим прибором. Начиная с 2016 года на модуле МАГМА перерабатывались щелочные ЖМТ из сливных баков 1 и 2 контура, к настоящему времени переработка натрия 1-го и 2-го контура закончена.

#### Модуль МАГМА-ТФО

Предназначен для переработки сдренированных из контуров БР-10 натрия и очищенного от ртути сплава натрий-калий в минералоподобный твёрдый продукт технологией ТФО.

Печь НАКАЛ для проведения ТФО в загруженной реакционной емкости и переплавки продукта в монолитный оксидно-солевой спёк при 1150—1200 °С



Рис.9. Печь-саркофаг НАКАЛ для проведения процесса ТФО





Операторская для дистанционного контроля: слева — газовая рампа и блок управления печью для переплава НАКАЛ, справа — блок компьютерного слежения

Рис. 10. Информационно-управляющая система модуля МАГМА-ТФО



#### Модуль МАГМА-ТФО

Бак-накопитель очищенного от ртути сплава натрий-калий после модуля ГЕТТЕР перед подачей в модуль МАГМА-ТФО

Рис. 11. Баковое оборудование с трубопроводами для транспортировки натрия

Модуль ЛУИЗА-РАО (рис. 12, 13, 14) предназначен для очистки (нейтрализации) в оборудовании недренируемых остатков щелочного ЖМТ (натрия 1-го контура) методом газофазного окисления (ГФО) газовыми смесями на основе закиси азота. Продуктом нейтрализации является химически безопасный карбонат натрия, а также газообразный азот, по выделению которого в газ-носитель (аргон) ведется газоаналитический контроль процесса обезвреживания. Данный метод нейтрализации не сопровождается выделением взрывоопасного водорода, что обеспечивает пожаро- и взрывобезопасность технологии ГФО.



#### Модуль ЛУИЗА-РАО

Предназначен для нейтрализации недренируемых остатков щелочного металла в отдельном оборудовании БР-10 газовыми смесями на основе закиси азота. Расположен на отметке +6,6 в реакторном зале.

Вверху — газовая рампа для управления подачей газовых смесей и контроля за их расходом.

Внизу — бак РНП в процессе нейтрализации остатков натрия.

Особенность — количество недренируемых остатков натрия в обрабатываемом оборудовании заранее точно не известно

Рис. 12. Основное оборудование модуля ЛУИА-РАО

Две ХЛО 2-го контура (1-й и 2-й петли) обезврежены на стенде ЛУИЗА-Т, одна из них в порядке эксперимента заполнена отвержденным цементным компаундом (рис. 14). При этом не образуется жидких РАО, требующих дополнительной переработки.

К настоящему времени на модуле ЛУИЗА-РАО обезврежены от остатков натрия две ХЛО 2-го контура и три ХЛО 1-го контура.



Модуль ЛУИЗА-РАО

Отработанная ХЛО в защитном бетонном боксе модуля ЛУИЗА-РАО перед монтажом технологических и газовых линий

Рис. 13. Защитный бокс для размещения ХЛО 1-го контура





Схема ХЛО (слева) и общий вид обезвреженной ХЛО 2-го контура с зацементированным продуктом нейтрализации в корпусе ХЛО (справа)

*Рис.* 14. Результаты эксперимента по омоноличиванию содержимого ХЛО 2-го контура после нейтрализации в ней остатков натрия с примесями

Сейчас на ИР БР-10 осталось менее 10 (из 16) отработанных ХЛО 1-го контура. Полное дренирование Na из ХЛО технически невозможно, поэтому после дренирования Na и переработки его на модуле МАГМА-ТФО, в каждой ХЛО остается 20–30 литров Na с примесями (из исходных 200 литров). Для нейтрализации этого недренируемого Na используется модуль ЛУИЗА-РАО, на котором в 2016 году начата работа по обезвреживанию ХЛО 1 контура и обезврежено 7 ХЛО 1-го контура. Но растворение продуктов нейтрализации Na в ХЛО ведет к образованию жидких РАО, требующих последующей переработки в ЦРО.

#### Выводы и предложения

1. В ГНЦ РФ-ФЭИ на ИР БР-10 осуществлена разработка и применение новых безопасных технологий переработки РАО отработанных щелочных жидкометаллических теплоносителей (Na, NaK, NaKHg):

 технология твёрдофазного окисления (ТФО) шлаком медеплавильного производства для сдренированных щелочных металлов,

технология газофазной нейтрализации (ГФН) недренируемых щелочных металлов,

– технология жидкометаллической хроматографии (ЖМХ) для выделения и нейтрализации ртути из щелочных металлов.

2. Создано и пущено в эксплуатацию новое оборудование для их практической реализации — модуль МАГМА-ТФО, модуль ЛУИЗА-РАО, модуль ГЕТТЕР в составе опытно-промышленной установки. Безопасность технологий и оборудования обеспечивается практическим отсутствием выделения водорода при переработке РАО щелочных металлов.

3. К 2023 году предлагается создать и ввести в эксплуатацию на ИР БР-10 более производительную установку МИНЕРАЛ-100/150 разовой производительностью 100–150 литров натрия за один цикл с учётом перспективы её востребованности для вывода из эксплуатации БОР-60 (НИИАР) и БН-600 (Белоярская АЭС).

4. После вывода из эксплуатации ИР БР-10 в здании реактора планируется создать научно-технический полигон для отработки масштабированных технологий и оборудования для вывода из эксплуатации быстрых реакторов России.

#### Список литературы

- 1. Патент РФ на изобретение № 2114077. Твердеющий состав и способ его отверждения / Смыков В.Б., Борисов В.В., Кононюк М.Х. [и др.]; заявл. 01.10.1996; опубл. 27.06.1998.
- 2. Патент РФ на изобретение № 2133060. Устройство для укрытия оборудования, содержащего щелочной металл, материал для укрытия оборудования, теплоизоляционный материал и способ его получения / Борисов В.В., Яковенко А.А., Кравченко И.Н. [и др.]; заявл. 10.07.1998; опубл. 29.04.1999.
- 3. Багдасаров Ю.Е., Смыков В.Б., Борисов В.В., Кононюк М.Х. и др. Экспериментальные исследования по переработке РАО щелочных

теплоносителей методом ТФО // Сб. докладов 2-й международной конференции «Радиационная безопасность: РАО и экология», СПб, 9-12 ноября 1999 г., с. 66.

- Кононюк М.Х., Смыков В.Б., Лукьянов А.А., Багдасаров Ю.Е., и др. Разработка технологии переработки РАО щелочных теплоносителей методом ТФО / Избранные труды ФЭИ-2001. — Обнинск, ФЭИ. — С. 64–67.
- Багдасаров Ю.Е., Белинский В.С., Смыков В.Б., Кононюк М.Х. и др. Технология ТФО и установка «Минерал» для перевода в безопасное состояние РАО щелочных ЖМТ ЯЭУ : Препринт ФЭИ-2948. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2002.
- 6. Ермолаев Н.П., Смыков В.Б., Саратова И.Г., Орлова Т.А., Юдаков Г.А. Экспериментальная отработка технологии нейтрализации недренируемых остатков Na и Na-K в оборудовании ЯЭУ газообразной закисью азота. // Сб. д-дов Российской межотрасл. конф. «Тепломассообмен и свойства жидких металлов», Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 29–31 окт. 2002 г. Т. 1. С. 229–246.
- 7. Патент РФ на изобретение № 2200991. Способ переработки щелочного металла, загрязненного радиоактивными примесями и устройство для его реализации / Смыков В.Б., Кононюк М.Х., Лукьянов А.А. [и др.].]; заявл. 23.03.2001; опубл. 20.03.2003.
- Смыков В.Б., Багдасаров Ю.Е., Белинский В.С., Кононюк М.Х., Крючков Е.А., Лукьянов А.А. Научно-техническое обоснование технологии ТФО для перевода в безопасное состояние РАО щелочных ЖМТ реактора БР-10 // Материалы 14-й конф. Ядерного общества России «Научное обеспечение безопасного использования ядерных энергетических технологий», Удомля, Калининская АЭС, 30 июня — 4 июля 2003 г. С. 37.
- Смыков В.Б., Багдасаров Ю.Е., Белинский В.С., Крючков Е.А., Кононюк М.Х. и др. Исследования в обоснование технологии ТФО для перевода в безопасное состояние РАО щелочных ЖМТ реактора БР-10 // Сб. докладов 4-й Российской конференции по радиохимии «РАДИОХИМИЯ-2003», 20–25 октября 2003 г., г. Озерск, ПО МАЯК, 2003. С. 185–186.
- Смыков В.Б., Ермолаев Н.П., Саратова И.Г., Орлова Т.А. Экспериментальная отработка технологии применения N<sub>2</sub>O для нейтрализации остатков Na и сплава Na-K // Cб. докладов 4-й Российской конференции по радиохимии «РАДИО-ХИМИЯ-2003», 20–25 октября 2003 г., г. Озерск, ПО МАЯК, 2003. С. 188.
- Смыков В.Б., Крючков Е.А., Кононюк М.Х. и др. Исследования технологии предварительной очистки РАО щелочных теплоносителей ИР БР-10 от ртути металлическим магнием // Сб. докладов 5-й междунар. научно-технич. конф. «Обращение с РАО», Москва, ВНИИАЭС, 22–24 ноября 2005 г. С. 40–41.
- Смыков В.Б., Саратова И.Г., Пронин А.А. и др. Отработка технологии нейтрализации недренируемых остатков натрия на стенде ЛУИЗА // Сб. докладов 5-й международной научно-технической конференции «Обращение с РАО», Москва, ВНИИАЭС, 22–24 ноября 2005 года, с. 41–42.
- Смыков В.Б., Лукьянов А.А., Крючков Е.А. Разработка новой технологии очистки оборудования быстрых реакторов от недренируемых остатков натрия путём их нейтрализации закисью азота // Сб. докладов XVIII Менделеевского съезда по общей и прикладной химии, 23–28 сент. 2007 года, Москва, ИОНХ РАН, с. 2541 (рус.), 2462 (англ.). Изд. РАН, 2007 г.

- 14. Смыков В.Б., Крючков Е.А., Багдасаров Ю.Е., Кононюк М.Х., Белинский В.С., Пронин А.А. Проблемы кондиционирования радиоактивных отходов щелочных теплоносителей при выводе из эксплуатации исследовательского реактора БР-10 // Сб. докладов юбилейной конференции «От исследований на БР-5 (БР-10) к проектам демонстрационных и энергетических реакторов» / Под ред. проф. Багдасарова Ю.Е. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 26 января 2009 г. С. 115–127.
- 15. Канухина С.В., Лукьянов А.А., Смыков В.Б. Моделирование процесса твёрдофазного окисления щелочных металлов, используемого для утилизации отходов щелочных жидкометаллических теплоносителей реакторов на быстрых нейтронах // Сб. тезисов докладов межведомственного семинара ТЕПЛОФИЗИКА-2009 «Технология щелочных ЖМТ», Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 28–30 октября 2009 г. С. 82–83.
- IAEA-TECDOC-1633 "Decommissioning of Fast Reactors after Sodium Draining", IAEA, Vienna, 2009, p. 9-14: Development of technology of neutralization of sodium residues by gaseous dinitrogen oxide in cold trap of the BR-10 research reactor on LUIZA test facility./ V.B. Smykov, Yu.E. Bagdasarov, E.A. Kryutchkov, V.S. Belinsky.
- 17. Смыков В.Б., Крючков Е.А., Багдасаров Ю.Е., Кононюк М.Х., Белинский В.С., Пронин А.А., Сокол П.И., Журин А.В. Кондиционирование РАО щелочных теплоносителей исследовательского реактора БР-10 // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. 2011, №3, с. 105–109.
- Smykov V. B., Butov K. A., Kochetkov L. A., Poplavko V. Ya., Zhurin A.V. Decommissioning of SSC RF-IPPE Facilities Posing Nuclear and Radiation Danger: Current Status and Challengts. Proc. of the 5<sup>th</sup> International Conference and Exhibition "Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects", Avignon, France, 7-11 April, 2013, report no. 13025.
- 19. Smykov V., Zhurin A., Kanukhina S., Butov K. The main aspects of the implementation of works for the decommissioning of the RR BR-10 in the transition period and future plans. Technical Meeting on Decommissionig Plans and Managing the Transition between Operation and Decommissioning of Research Reactor, 8-12 December 2014, IAEA Headquaters, Vienna, Austria. Available at www.nucleus.iaea.org.
- 20. International Atomic Energy Agency. Treatment of Residual Sodium and Sodium Potassium from Fast Reactors. IAEA-TECDOC-1769, IAEA, Vienna, 2015.
- Smykov V., Butov R., Zhurin A., Komarov Eu. Research reactor BR-10 testing ground for conditioning of alkaline liquid-metal coolants under decommissioning/ International Conference IAEA on "Advancing the Global Implementation of Decommissioning and Environmental Remediation Programmes" (IAEA-CN-238), 23-27 May 2016, Madrid, Spain.
- Butov K., Kononuk M., Smykov V. Technical feature of application of SPO technology in industrial implementation under decommissioning project of fast reactors. International Conference IAEA on "Advancing the Global Implementation of Decommissioning and Environmental Remediation Programmes" (IAEA-CN-238), 23-27 May 2016, Madrid, Spain/ poster ID49.
- Канухина С.В., Кононюк М.Х., Бутов К.А., Смыков В.Б. Расчетные и экспериментальные исследования метода твердо-фазного окисления щелочных металлов шлаком медеплавильного производства. // Атомная энергия. — 2016. — Т. 120. — Вып. 6. — С. 330–336.

- 24. Патент РФ на полезную модель № 164535. Устройство для переработки щелочного жидкометаллического теплоносителя / Смыков В.Б., Кононюк М.Х., Пронин А.А. [и др.]; Заявка на патент РФ на полезную модель № 2015153968/07 (083207) от 15.12.2015.
- 25. Смыков В.Б., Пронин А.А. БР-10 полигон для отработки технологий вывода // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды . 2017. №4/104, (электронный журнал).
- Butov K. A., Smykov V. I., Kononyuk M. Kh., Zhurin A.V. Industrial Exploitation of Testing Ground for Treatment of Radwaste Alkaline Coolants under Decommissioning of Fast Research Reactors / International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development — FR17/ 26-29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation. Paper IAEA-CN245-456. Pp. 157-158.
- 27. Карабаш А.Г., Богданович Н.Г., Копылов В.С., Емельянов В.П. и др. Жидкометаллическая хроматография — метод сорбционного фильтрования для очистки расплавов металлов и концентрирования примесей / Тез. докладов межотраслевой конф. «Использование жидких металлов в народном хозяйстве» (ТЕЛОФИЗИКА – 91). — Обнинск, ФЭИ, 1993. — С. 118–120.

# Отмывка аварийных ОТВС от щелочных металлов перед переработкой

А. И. Ластов, С. А. Артамонов, Р. М. Малов, М. Д. Самсонов, С. В. Ткачёв, С. В. Хамьянов

С 1959 г. по 2002 г. в ГНЦ РФ – ФЭИ находился в эксплуатации исследовательский реактор на быстрых нейтронах ИР БР-10 (до 1973 г. — БР-5), на котором проводились испытания топлива различных композиций для энергетических быстрых реакторов. В ходе пяти кампаний реактор работал на диоксидах урана и плутония, карбиде урана и нитриде урана.

Отработавшее ядерное топливо из активной зоны ИР БР-10 выгружалось и отправлялось в сухое хранилище ОЯТ ГНЦ РФ – ФЭИ. Всего за время работы реактора была накоплена 631 отработавшая тепловыделяющая сборка.

В период 2008—2009 гг. и 2014—2017 гг. по используемой на ИР БР-10 штатной технологии (парогазовый метод) было отмыто от натрия 380 ОТВС, а 16 переданы в лабораторию для проведения материаловедческих исследований без отмывки.

Оставшиеся 235 аварийных ОТВС (табл. 1) негерметичны и имеют дефекты в оболочках твэл.

Основные технические данные ОТВС: шестигранник под ключ 26 мм, общая длина — 833 мм, выгорание — в пределах 2,9–8,4 %, конструкционный материал — нержавеющая сталь, топливная композиция — UC, UN и PuO<sub>2</sub>.

Извлечённые из реактора топливные сборки содержат остаточные массы металлического натриевого теплоносителя до 200 и более граммов, не слитые по причинам наличия карманов, смачивания поверхностей конструкционных материалов, проникновения внутрь повреждённых твэл и др.

Нарушение целостности оболочек тепловыделяющих элементов, имевшее место особенно при работе с карбидным топливом, приводило к заполнению интерьера и пропитке топлива радиоактивным металлическим натрием.

#### Таблица 1.

N⁰	Топливная	Обога-	Период	Сред-	Уд. активность	Количество
кампании	компози-	щение,	эксплуатации	нее	продуктов	аварийных
	ция	%		выго-	деления,	OTBC,
				рание	Ки/кг топлива	ШТ.
2	UC	90	1965–1971	2,92	102	116
3	PuO <sub>2</sub>	_	1973–1979	8,42	330	87
4	UN	90	1983–1989	4,9	224	24
5	UN	90	1989–2002	4,9	735	24
6	Разл.	_	—	_	_	8

Характеристика аварийных отработавших топливных сборок ИР БР-10

Для отмывки ОТВС от остатков натрия используют в основном четыре метода удаления натрия с поверхностей оборудования:

парогазовый метод;

 отмывка спиртами и их водными растворами, а также смесями с другими компонентами;

- дистилляционный метод удаления натрия;

- растворение водой под вакуумом.

Для отмывки от остатков натрия штатных топливных сборок и другого высокоактивного оборудования на здании ИР БР-10 была разработана установка пароводяной отмывки сборок и пробок, которая успешно работала в течение нескольких десятков лет. К настоящему времени она модернизирована в систему парогазовой отмывки сборок и пробок.

Суть модернизированного метода заключается в том, что реакционный объем, в котором происходит реакция взаимодействия натрия с паром, заполнен и постоянно продувается инертным газом-носителем (азотом). Концентрация водорода, который образуется в результате взаимодействия натрия с паром, непрерывно контролируется с помощью анализатора водорода типа ГТВ-1101 ВЗ. Это позволяет оператору регулировать интенсивность подачи в реакционный объем пара и не допускать образования опасных концентраций водорода.

Однако при загрузке аварийных ОТВС ИР-БР-10 в обмывочный канал и подаче пара из парогенератора происходит вымывание топлива и продуктов деления из сборок, что приводит к неконтролируемому уносу ядерных материалов и к серьёзному ухудшению радиационной обстановки в обслуживаемых помещениях. В связи с этим для удаления остатков натрия из аварийных ОТВС потребовалось создание новой технологии.

Среди известных технологических подходов [1—4] наиболее приемлемыми и практически реализуемыми представляются вакуумная отгонка металлического натрия и спиртовая отмывка его остатков и продуктов окисления.

Вакуумная отгонка, включающая нагрев изделия до температуры около 500 °С и сбор сконденсированных паров натрия, не нашла широкого практического применения по причине неконтролируемого распространения паров радиоактивности и серьёзного загрязнения всех коммуникаций. Также недостатком вакуумной отгонки считается отсутствие контроля за окончанием процесса, что вносит неопределённость в полноту удаления натрия. Спиртовая промывка топливных сборок позволяет достичь полной очистки от остатков натрия, но при больших количествах велика опасность выхода реакции за допустимые пределы.

Сотрудниками АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» впервые было предложено сочетание этих методов, что позволяет добиться и проверить полноту удаления натрия из аварийных ОТВС. Кроме того, было сделано оригинальное предложение собирать натрий при вакуумной отгонке не традиционным способом (путем конденсации натрия и сбора его в емкостях-накопителях), а путём использования твердофазного поглотителя, например окиси меди, который не просто сорбирует натрий, а вступает с ним в химическое взаимодействие, превращая его в нелетучий оксид натрия и оставляя на своей поверхности. Это позволяет избежать распространения радиоактивного натрия по коммуникациям. Образующийся продукт окисления натрия состоит из восстановленной красной меди, белого оксида натрия и остатка черной окиси меди и может быть захоронен в могильнике или же в хранилище ТРО ГНЦ РФ – ФЭИ.

Выбор технологии вакуумной отгонки металлического натрия со спиртовой отмывкой его остатков и продуктов окисления учитывает ряд важных моментов:

высокая радиоактивность ОТВС БР-10;

- разрушенные оболочки твэл;

 исключение реагентов на основе воды (собственно вода, пар, растворы, газовые смеси, эмульсии и пр.), в виду опасности размывания и диссипации ядерных материалов и нарушения взрывобезопасности;

- использование горячих камер с дистанционным управлением.

Для обоснования возможности применения указанных методов представим их детальное рассмотрение.

Натрий плавится при температуре 97,8 °C и кипит при 882,9 °C [1]. Давление паров становится заметным уже при относительно низких температурах: форвакуум ( $1\cdot10^{-2}$  мм рт. ст.) достигается при 290 °C. Поэтому предварительное вакуумирование должно обеспечить удаление натрия при температурах 450—500 °C. Можно считать процесс завершённым, если в сборке останется менее 1 % натрия.

Здесь необходимо обратить внимание на тот факт, что натриевый теплоноситель, находящийся в топливной сборке, загрязнён примесью радионуклида цезий-137 активностью до  $8,5 \cdot 10^7$  Бк/кг ещё в период нахождения сборки в активной зоне реактора. Удельная активность самого цезия-137 составляет  $3,2 \cdot 10^{15}$  Бк/кг. Расчёт показывает, что мольная доля цезия-137 в натриевом теплоносителе равна  $4,5 \cdot 10^{-9}$ .

Однако массовая концентрация генетической примеси цезия в натриевом теплоносителе реактора БР-10 составляла около 2,5 ppm, что соответствует мольной доле  $4,2\cdot10^{-7}$  и определяет поведение цезия-137 в расплаве натрия. Известно [5], что цезий в натрии находится в элементарном состоянии. Исходя из этого, давление паров цезия-137 над натриевым расплавом можно рассчитать по формуле в соответствии с законом Рауля

$$p_{\mathrm{Cs}(\mathrm{Na})} = \chi_{\mathrm{Cs}(\mathrm{Na})} \cdot p^0_{\mathrm{Cs}},$$

где:  $\chi_{Cs(Na)}$  — мольная доля цезия в расплаве натрия;  $p^0_{Cs}$  — давление насыщенных паров цезия над чистым цезием.

На рис. 1 приведены графические зависимости изменения давления насыщенных паров натрия [1] и цезия [6], а также цезия над расплавом реакторного натрия. Как видно из графиков рис. 1, давление паров цезия на два порядка больше, чем у натрия. Это обстоятельство, казалось бы, делает невозможным удаление основной массы натрия без захвата радиоактивного цезия. Но расчёт с учётом реальной концентрации цезия в расплаве натрия (линия 3, рис. 1) показывает, что такая возможность существует. При нагреве системы, откачанной до форвакуума (0,05 мм рт. ст.), до температуры 330—340 °С натрий начнёт возгоняться, так как давление его паров сравняется с вакуумом. А давление паров цезия в этих условиях остаётся ниже более чем на четыре порядка. По мере отгонки натрия концентрация цезия растёт. Когда останется 0,01 мас % Na, цезий может также начать возгоняться. Поэтому можно в начале процесса, когда концентрация цезия еще мала, недолговременно поднимать температуру системы до 500—550 °C, чтобы активизировать процесс удаления натрия. Напротив, в конце процесса следует постепенно понизить температуру до 330 °C и далее, чтобы полнее завершить очистку от натрия топливной сборки без захвата цезия.

При нагревании замкнутой системы пары натрия покидают топливную сборку и выходят во внутреннее пространство герметичного сосуда. Обычно в принятых технологиях пары направляются на конденсацию, где собираются и удаляются. При этом возникают значительные



радиационные затруднения, создающие отрицательное отношение к вакуумной технологии в целом. Предложено разместить внутри герметичного сосуда твёрдые неорганические окислители, которые способны взаимодействовать с натрием и переводить его в форму оксида. В качестве неорганических окислителей можно использовать оксиды металлов, имеющих сродство к кислороду меньшее, чем натрий. Такими являются оксиды кадмия, меди, железа, марганца и других металлов. Если порошки или гранулы оксидов разместить вокруг топливной сборки, то выходящие пары натрия будут превращаться в оксид натрия и оставаться на поверхности окислителя. Переход паров натрия в твёрдую фазу приводит к понижению давления над поверхностью окислителя, что является движущей силой процесса денатризации топливной сборки. Кстати отметить, что даже если пары цезия будут выходить из топливной сборки, то они так же будут окисляться и оставаться на твёрдой фазе окислителя вместе с натрием.

Химическая реакция взаимодействия натрия с оксидами металлов протекает по уравнению

$$2xNa + MeO_x = xNa_2O + Me.$$

Из приведённого уравнения следует, что практически наиболее выгодны оксиды металлов в максимальном валентном состоянии с наименьшим атомным весом. В этом отношении оксиды металлов, обладающих меньшим сродством к кислороду, можно выстроить в ряд  $MnO_2 > Fe_2O_3 > CuO > CdO$ . Если положить, что в топливной сборке содержится 230 г натрия (10 грамм-молей), то для полной нейтрализации потребуется 217 г MnO<sub>2</sub>, или 267 г Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, или 400 г CuO, или 642 г CdO. Естественно, что в реальной ситуации необходимо использовать избыток твёрдого окислителя.

Выбранный твёрдый окислитель размещается в герметичном сосуде либо на неглубоких поддонах, установленных в несколько рядов, либо в сетчатом контейнере коаксиально топливной сборке. Отработавшие порции окислителя могут быть регенерированы и возвращены в процесс или подвергнуты захоронению. Побочным продуктом регенерации может стать ценный раствор радионуклида цезий-137.

Следовательно, достоинствами вакуумной отгонки натрия с использованием твердого окислителя являются:

 твердый окислитель не просто сорбирует натрий, а вступает с ним в химическое взаимодействие, превращая его в нелетучий оксид натрия и оставляя на своей поверхности;

 радиоактивный натрий не покидает внутреннего пространства замкнутого рабочего сосуда, поэтому не происходит неконтролируемого распространения радиоактивности и серьёзного загрязнения всех коммуникаций;

 отработавшие порции окислителя без сложных технических решений могут быть регенерированы и возвращены в процесс или подвергнуты захоронению.

К недостаткам метода относится:

 необходимость использования достаточно сложного оборудования вакуумной печи;

- отсутствие контроля полноты очистки ОТВС от натрия.

После окончания операции вакуумной отгонки топливные сборки содержат продукты окисления натрия (оксид, гидроксид, карбонаты), образовавшиеся во время хранения, и возможные остатки металлического натрия. Для их удаления проводится операция спиртовой отмывки. Наиболее приемлемыми из широкого набора возможных жидких реагентов считаются этиловый спирт и денатурированный спирт[2].

Этиловый спирт хорошо растворяет продукты окисления и активно взаимодействует с натрием по реакции

#### $Na + C_2H_5OH = C_2H_5ONa + 1/2H_2.$

Выделяющийся водород, с одной стороны, создаёт проблемы с обеспечением пожаро- и взрывобезопасности, а с другой стороны — даёт возможность осуществления контроля за окончанием нейтрализации натрия. Взрывоопасность возникает за счёт возможного образования гремучей смеси с воздухом. Для её снижения и даже полного исключения необходимо воздушную атмосферу заменить на инертный газ путём постоянной продувки аргона или азота так, чтобы объёмная концентрация водорода в выходящем газе не превышала 4 %.

Продукты реакции (алкоголята натрия) обладают невысокой растворимостью в спирте. Чтобы избежать образования насыщенных растворов, требуется использовать 50-кратный объём спирта.

Реакция натрия со спиртом сопровождается значительным выделением тепла. Это может привести к росту температуры и резкому возрастанию скорости

взаимодействия. Для предотвращения отрицательных последствий необходимо предусмотреть возможность теплоотвода.

Достоинства спиртового метода следующие:

 из ОТВС удаляются продукты окисления натрия (оксид, гидроксид, карбонаты и пр.), образовавшиеся во время хранения, и остаточные следы натрия;

 позволяет контролировать полноту удаления металлического натрия из аварийных ОТВС;

— этиловый или денатурированный спирт являются наиболее приемлемыми и дешевыми из широкого набора возможных жидких реагентов.

Недостатки метода следующие:

 выделяющийся в процессе водород создаёт проблемы с обеспечением пожаро- и взрывобезопасности и требует применения специальных технических решений;

 – реакция натрия со спиртом сопровождается значительным выделением тепла, для предотвращения отрицательных последствий необходимо предусмотреть возможность теплоотвода.

Следовательно, задача полного удаления металлического натрия из аварийных ОТВС может быть успешно решена с последовательным использованием рассмотренных методов вакуумной отгонки и спиртовой промывки.

Для реализации данного подхода необходимо было создать две установки — установку вакуумной отгонки и установку спиртовой отмывки.

#### Установка вакуумной отгонки (УВО)

Установка вакуумной отгонки предназначена для удаления натрия из топливной сборки за счёт испарения в вакуумных условиях при температурах в пределе (350—550) °С и давлении не более 1 Па (8·10<sup>-3</sup> мм рт. ст.) и последующего осаждения натриевых паров на неорганическом носителе.

Принципиальная схема УВО и план её размещения в Горячей камере представлены на рис. 2.

Основой установки является трубчатая электропечь (1) внутренним диаметром 70 мм и длиной 1200 мм, в которую вставлен цилиндр (2) из нержавеющей стали внутренним диаметром 64 мм и со стенками толщиной 3 мм. В цилиндре размещается топливная сборка (3) и упаковка с поглотителем паров натрия (4). Металлический цилиндр имеет термопарный ввод и герметизирующий откидной фланец (5). Резиновое уплотнение фланца охлаждается сжатым воздухом. Для обеспечения достижения высокого вакуума форвакуумный насос (8), измерительная лампа (6) и отсечные клапаны (7) размещены внутри Горячей камеры, а щит управления, включающий вакуумметр МЕРАДАТ-ВИТ и регулятор температуры (9), расположен в операторской Горячей камеры.

Основным узлом УВО является рабочий участок, показанный на рис. 3.

В состав рабочего участка входят металлическая труба из жаропрочной стали диаметром 70 мм и длиной 1200 мм, заканчивающаяся откидной крышкой, и картридж с гранулированным оксидом меди, вставленный внутрь металлической трубы.



Рис. 2. Установка вакуумной отгонки (УВО):

1 – электропечь; 2 – цилиндр металлический; 3 – сборка топливная;

4 – поглотитель паров натрия; 5 – фланец откидной; 6 – лампа термопарная ПМТ6-3;
 7 – вентили; 8 – насос форвакуумный; 9 – регулятор температуры ТЕРМОДАТ-17Е6;
 10 – щит управления



Рис. 3. Рабочий участок УВО

Металлическая труба, заваренная наглухо с тыльной стороны, имеет патрубок для связи с газо-вакуумной системой и кольцевую рубашку для подачи сжатого воздуха с расходом 240 л/мин. Откидная крышка позволяет проведение загрузки-выгрузки топливной сборки и картриджа с оксидом меди, обеспечивая возможность последующей надёжной герметизации и создания высокого вакуума. Металлическая труба в собранном виде вставлена в цилиндрический паз трубчатой электропечи. Картридж представляет собой две коаксиально расположенные обечайки с диаметрами 64 и 32 мм из перфорированного листа нержавеющей стали толщиной 0,5 мм, пространство между которыми заполнено гранулами оксида меди. Поверхности обечаек, примыкающие к оксиду меди, покрыты тонкой сеткой из нержавеющей стали, препятствующей рассыпанию гранул. Топливная сборка ИР БР-10 размещается внутри картриджа, который закрывается пробкой с оксидом меди.

#### Установка спиртовой отмывки (УСО)

Установка спиртовой отмывки предназначена для проверки наличия и полного удаления остатков металлического натрия и продуктов его окисления окружающей атмосферой в период хранения ОТВС после извлечения из активной зоны исследовательского реактора БР-10.

Принципиальная схема УСО и план ее размещения в Горячей камере представлены на рис. 4.

Основными узлами установки являются ванна со спиртом (1) и химический реактор (3), в котором размещается топливная сборка (4). Химический реактор расположен над ванной и соединяется с ней через перистальтический насос (2). При включении насоса спирт заполняет реактор и далее свободно сливается обратно в ванну. Откидной фланец (6) герметично закрывает химический реактор. Аргон из баллона продувает газовое пространство установки через систему регулирования и контроля расхода и концентрации водорода, чтобы исключить возможность образования гремучей смеси на выходе газа из установки. Регулирующие и контролирующие приборы и оборудование размещено в перчаточном боксе операторской Горячей камеры.

Основным узлом УСО является рабочий участок, конструктивная схема которого представлена на рис. 5.



Рис. 4. Установка спиртовой отмывки (УСО):

 <sup>1 –</sup> ванна спиртовая; 2 – насос перистальтический; 3 – реактор химический; 4 – сборка топливная; 5 – манометр; 6 – фланец откидной; 7 – милливольтметр показывающий;
 8 – датчик водорода; 9 – анализатор водорода; 10 – теплообменник; 11 – регулятор расхода газа; 12 – вентиль; 13 – баллон с инертным газом



Рис. 5. Рабочий участок УСО



Рис. 6. Спиртовая ванна УСО: 1 – корпус; 2 – холодильник; 3 – штуцер отбора; 4 – штуцер верхний; 5 – штуцер сливной; 6 – разъём дистанционный

Корпус в виде металлической трубы из нержавеющей стали диаметром 40 мм длиной 820 мм оборудован с одной стороны ниппельным вводом, а с другой — откидным фланцем. На корпусе по длине трубы имеются отверстия со штуцерами для подсоединения манометра, предохранительного клапана и ниппельного разъёма, а также чехол для установки термопары. Внутри трубы устанавливается топливная сборка ИР БР-10 (или макет) после проведения процесса вакуумной отгонки натрия.

Ниппельный разъём соединяет корпус УСО со спиртовой ванной. Спиртовая ванна (рис. 6) представляет собой закрытую плоскую ёмкость объёмом около трех литров. В крышке ванны имеются штуцеры для подачи и слива этилового спирта, для подачи и вывода инертного газа и карман для термопары. Ванна соединяется с рабочим

участком с помощью перистальтического насоса, обеспечивающего прокачку этилового спирта с требуемым расходом. Вентиль прямого слива позволяет экстренно удалить спирт из рабочего участка в случае необходимости.

В 2018 г. обе установки созданы впервые для реализации технологического процесса подготовки к переработке аварийных ОТВС БР-10 в условиях

414

ограниченного пространства Горячих камер и дистанционного управления выполнением всех операций.

Перед размещением Установок в Горячих камерах были проведены предварительные испытания и подтверждена правильность принятых конструктивных решений и установлены оптимальные параметры двухстадийной технологии удаления натрия при работе в чистых условиях на макете топливной сборки, подвергнутой погружению в расплав металлического натрия.

#### Заключение

На основе глубокого анализа современного состояния мировой практики удаления металлического натрия с различных поверхностей выбрана двухстадийная технология подготовки к переработке аварийных топливных сборок ИР БР-10, включающая операции вакуумной отгонки и последующей спиртовой отмывки.

Расчётно-теоретические рассмотрения позволили подобрать оптимальные условия процессов вакуумной отгонки (температура, давление, время, использование поглотителя паров натрия) и спиртовой отмывки (объём и расход спирта, концентрация водорода в газовой фазе, температура спиртового раствора).

Представлено принципиальное описание установок вакуумной отгонки (УВО) и спиртовой отмывки (УСО).

Экспериментальная проверка двухстадийной технологии удаления натрия из макета топливной сборки, проведённая на созданных УВО и УСО в чистых условиях, продемонстрировала технологичность и безопасность процесса подготовки к переработке аварийных ОТВС ИР БР-10.

#### Список литературы

- 1. Ситтиг М. Натрий, его производство, свойства и применение. М.: Госатомиздат, 1961. 440 с.
- 2. Colburn J. M., Lutton R.P., Welch P. Sodium removal and decontamination of LMFBR components for maintenance. Atomic Energy Review, 1980, 12, 4, pp. 815–892.
- Штында Ю. Е., Поляков В. И. Методы отмывки и дезактивации оборудования, обезвреживания и утилизации отходов натриевого теплоносителя БН-реакторов : Препринт, Димитровград, 1998. — 53 с.
- Скоморохова С. Н. Диссертация на соискание учёной степени кандидата технических наук «Кондиционирование радиоактивных отходов щелочных металлов жидкофазными методами». Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 2004, 183 с.
- Коновалов Э.Е., Ластов А.И., Отставнов П.С. Химия натриевого теплоносителя. Сообщение Ш. Примеси ядерного топлива и продуктов его деления в натриевом теплоносителе быстрых реакторов: Препринт ФЭИ №1362. — Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 1982. — 25 с.
- 6. Каландаришвили А.Г. Источники рабочего тела для термоэмиссионных преобразователей энергии. М., Энергоатомиздат, 1986. 183 с.

## ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА И РАДИОХИМИЯ

## Закрытые источники ионизирующего излучения для лечения органов зрения

С. А. Артамонов, О. Ю. Второва, С. С. Мосин, Н. А. Нерозин, Д. А. Подсобляев, С. В. Ткачев, В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц

Главным направлением современной ядерной медицины является развитие эффективных и безопасных методов применения радиоизотопов для лечения пациентов с онкологическими заболеваниями. Эти методы обеспечивают низкую дозу, целевое применение и минимальное поражение здоровых тканей за счет формирования дозного поля, локализованного в основном очаге поражения. К таким методам относится брахитерапия пациентов с онкологическими заболеваниями органов зрения с помощью медицинских изделий — закрытых источников ионизирующего излучения в форме офтальмоаппликаторов (OA).

По инициативе советских ученых А. Ф. Бровкиной, Г. Д. Зарубея и при непосредственном участии сотрудников ВНИИ неорганических материалов был создан первый отечественный комплект ОА для органосохранных методов лечения в офтальмоонкологии. Для технического обеспечения этого направления трудились сотрудники многих институтов страны. В результате был выполнен огромный комплекс научных исследований, разработан и на практике опробован ряд конструкций ОА, исследованы ядерно-физические свойства радиоизотопов применительно к их производству. Такие аппликаторы использовались во многих медицинских учреждениях СССР, было пролечено более 5000 пациентов с заболеваниями органов зрения.

С распадом СССР все научные исследования были прекращены; расположенные в Москве производства, связанные с использованием радиоактивных материалов, были закрыты. В связи с этим прекратились поставки отечественных офтальмоаппликаторов. Только спустя почти двадцать лет производство отечественных ОА было возобновлено в ГНЦ РФ – ФЭИ, где был организован выпуск ОА с изотопом рутений-106. В настоящее время в ГНЦ РФ – ФЭИ выпускаются шесть типоразмеров ОА на основе бета-излучателя рутений-106 и создается производство ОА на основе бета- и гамма-излучающих радиоизотопов (рутений-106, стронций-90 и йод-125) с широким спектром типоразмеров.

Офтальмоаппликаторы используются для органосохранных методов лечения взрослых пациентов и детей с такими сложными онкологическими

заболеваниями органов зрения, как опухоли цилиарного тела и радужки, лечения меланомы, ретинобластомы, сосудистой внутриглазной опухоли придаточного аппарата глаза, орбиты и др. Применение ОА различных размеров и конфигураций с радиоизотопами, которые имеют различные энергии гамма- и бета-излучения, обеспечивает проведение брахитерапии с индивидуальным планированием. Индивидуальное планирование лечения и наличие технических средств — различных ОА — позволяет добиться максимального терапевтического эффекта при минимальных осложнениях в процессе лечения пациентов с опухолями различных размеров, толщины и локализаций, в том числе и труднодоступных (угол глаза, области зрительного нерва, зрачка, века и др.).

Исследования, проведенные в Московском научно-исследовательском институте глазных болезней им. Гельмгольца, показали, что у больных, пролеченных методом брахитерапии (ОА с изотопом рутений-106), 5-летняя выживаемость составила 93 %, 10-летняя — 89 %, 14-летняя — 87 %. При лечении ретинобластомы удается сохранить глаз у 85—95 % детей в зависимости от стадии заболевания; в 70 % случаев сохраняется зрение.

Использование ОА позволяет сохранить жизнь, органы зрения, место человека в обществе после лечения и улучшить качество жизни.

Офтальмоаппликаторы представляют собой герметичные многосоставные изделия вогнуто-сферической формы, которые могут иметь различные конфигурации, размеры и радиусы кривизны (рис. 1).

Корпус ОА выполнен из нержавеющей стали марки 12X18H10T и состоит из основания и герметизирующей крышки, сваренных друг с другом по периметру лазерной сваркой. Вследствие того, что при заболеваниях заднего отдела глаза ОА пришиваются к глазному яблоку на продолжительное время, на корпусе имеются фиксирующие «ушки». Конструкция и размещение «ушек» на корпусе должны



*Рис. 1.* Выпускаемые типы ОА с изотопом рутений-106: 1 – основание, 2 – подложка, 3 – крышка, 4 – фиксатор

обеспечивать фиксацию ОА, удобство для медицинского персонала при проведении операций и таким образом минимизировать его облучение. Под герметизирующей крышкой корпуса размещается подложка с нанесенным на нее радиоактивным изотопом. Подложки могут изготавливаться: а) из меди для нанесения изотопа рутений-106, б) из пористого материала для нанесения изотопа стронций-90, в) из серебра или пористого материала для нанесения изотопа йод-125. Типоразмеры и толщина ОА одинаковы для всех вариантов радиоактивных подложек.

Размеры и конфигурации конструкций ОА определяются физиологическими особенностями строения органов зрения взрослых пациентов и детей, а также размерами и конфигурациями наиболее часто встречающихся опухолей.

Габаритные размеры ОА варьируются от 10 до 25 мм, толщина не должна превышать 1 мм. Средняя мощность поглощенной дозы на рабочей поверхности ОА может составлять от 1200 до 6000 сГр/ч на дату калибровки.

Офтальмоаппликаторы и их макеты предназначены для многократного использования в стационарных и амбулаторных условиях в течение назначенного срока службы, который составляет:

– для ОА с рутением-106 до 12 месяцев (период полураспада составляет 373,59 дня, энергия бета-излучения 3541 кэВ),

– для ОА со стронцием-90 до 5 лет (период полураспада составляет 28,9 лет, энергия излучения 2280 кэВ),

– для ОА с йодом-125 до 180 суток (период полураспада составляет 59,40 дня, энергия рентгеновского излучения 35 кэВ),

– для неактивных макетов из прозрачного пластика до года.

Герметичность, форма, размер и чистота поверхности ОА должны сохраняться в течение всего назначенного срока службы.

Результаты расчетных исследований распределения поглощенной дозы в ткани глаза, выполненные методом Монте-Карло, представлены на рисунке 2.

Проведенный сравнительный анализ ОА российских (ГНЦ РФ – ФЭИ, с изотопом рутений-106) (рис. 3) и основных мировых производителей, показывает



*Рис. 2.* Распределения поглощенной дозы в ткани глаза для ОА заднего отдела глаза без выреза (а) и с вырезом (б)

(табл. 1), что отечественные ОА имеют более совершенные технические характеристики: более тонкий корпус (это приводит к меньшей операционной травме глаза и орбиты), более высокую мощность поглощенной дозы (это значит, что короче срок экспозиции, выше биологический эффект облучения), различные варианты длины фиксирующих «ушек» (это — удобство в работе, сокращение времени операции, более легкое извлечение ОА, меньшая операционная травма, меньшее облучение медицинского персонала). По своим медико-техническим характеристикам эта продукция полностью конкурентоспособна в сравнении с продукцией зарубежных фирм. Российские ОА с изотопом рутений-106 стоят в несколько раз меньше по сравнению с зарубежными аналогами.



*Рис. 3.* Общий вид офтальмоаппликаторов с рутением-106

Таблица 1.	
------------	--

		- )			
Технические характеристики ОА	ГНЦ РФ — ФЭИ	BEBIG, Германия			
1. Рутений-106					
1.1 радиус кривизны корпуса, мм	12 ,13, 14	12 ,13, 14			
1.2 диаметр корпуса, мм	от 10 до 25 мм	от 11,6 до 25,4			
1.3 толщина изделия, мм	0,95	1			
1.4 материал корпуса	нержав. сталь	серебро			
1.5 активность, мКи	от 0,54 до 5,4	от 0,54 до 5,4			
1.6 назначенный срок службы	12 месяцев	12 месяцев			
2. Стронций-90 (в разработке)					
2.1 радиус кривизны корпуса, мм	12 ,13, 14	Не выпускаются			
2.2 диаметр корпуса, мм	от 10 до 25 мм	-			
2.3 толщина изделия, мм	0,95	-			
2.4 материал корпуса	нержав. сталь	-			
2.5 активность, мКи	от 0,6 до 13	-			
2.6 назначенный срок службы	5 лет	-			
3. Йод-125 (	в разработке)				
3.1 радиус кривизны корпуса, мм	12,13,14	12,13,14			
3.2 диаметр корпуса, мм	от 10 до 25 мм	от 12 до 20			
3.3 толщина изделия, мм	0,95	2,5			
3.4 материал корпуса	нержав. сталь	МИ в акриловой			
		вставке			
3.5 активность, мКи	от 1,5 до 25	от 1,5 до 25			
3.6. назначенный срок службы	180 суток	180 суток			

Сравнение с аналогами (технические характеристики)

Офтальмоаппликаторы с изотопом рутений-106 имеют Регистрационное удостоверение Росздравнадзора № РЗН 2014/1750 от 07.07 2014. ОА поставляются в офтальмологические центры России (ФГБУ «НМИЦ ГБ им. Гельмгольца», ФГАУ НМИЦ «МНТК «Микрохирургия глаза» им. акад. С. Н. Федорова» Минздрава России, Офтальмологическая клиническая больница филиала ГБУЗ ГКБ им. С. П. Боткина), а также за границу (Белоруссия, Казахстан).

В 2018 году совместно с фирмой «Ресурсы и технологии» начата разработка и постановка на производство офтальмоаппликаторов на основе радиоактивного изотопа стронций-90, выпуск которых также был прекращен с распадом СССР. В настоящее время ОА с изотопом стронций-90 не производят нигде.

Офтальмоаппликаторы представляют собой закрытый источник излучения, корпус которого изготовлен из нержавеющей стали, радиоактивные комплектующие детали для нанесения изотопа стронций-90 изготовлены из пористого материала.

Основные физико-дозиметрические характеристики ОА:

среднее значение мощности поглощенной дозы (МПД) на рабочей поверхности ОА составляет 120–130 сГр/мин, а на обратной стороне ОА МПД должно составлять порядка 6,5 сГр/мин на дату поставки ОА;

среднее квадратичное отклонение МПД на рабочей поверхности составляет около 15 %.

В таблице 2 представлена линейка ОА, предполагаемых к выпуску.

Выпускаемые в настоящее время офтальмоаппликаторы мало отличаются друг от друга по форме активной части. Кроме того, одинаковая (круглая) форма корпуса офтальмоаппликаторов всех типов осложняет их использование при облучении труднодоступных участков (угол глаза, область около зрительного нерва). Поэтому, при создании комплекта офтальмоаппликаторов с радионуклидом стронций-90 учитывались пожелания врачей-офтальмологов по конфигурации ОА, чтобы как можно более эффективно обеспечить лечение различных по размерам очагов заболевания на любом участке глаза.

Аппликаторы типа 1, 2, 6, 7 имеют сплошной корпус и активную часть в форме круга, но есть разновидности в активной части, которая может быть выполнена в виде полукруга.

Аппликаторы типа 3 предназначены для облучения новообразований, локализованных вблизи зрачка. Наличие центрального отверстия в корпусе и, соответственно, в активной части обеспечивает точную фиксацию аппликатора относительно зрачка и уменьшает дозу облучения хрусталика и прилегающих к нему здоровых тканей глаза.

Аппликатор типа 4 имеет форму равнобедренного треугольника и применяется для облучения тканей в углах глаза.

Для облучения тканей в области века предназначены аппликаторы типа 5. Если аппликатор этого типа снабжен экраном на выпуклой стороне корпуса, то он применяется для облучения опухолей, расположенных на глазном яблоке. Если экран расположен на вогнутой стороне корпуса, то облучению подвергаются ткани века. Если в аппликаторе защитный экран отсутствует, такой аппликатор используется для облучения опухоли века и глазного яблока одновременно.

### Таблица 2.

Тип	Рисунок	Радиус кри- визны, мм	Размеры, мм	Bec, г	
1		12, 13, 14	Наружный диаметр от 10 до 25	От 1,22 до 2,765	
2				Вес не имеет значения	
3	$\mathbf{F}$	12, 13	Наружный диаметр от 17 до 21		
4	✐		Наружный размер основания 12, высоты — 14	Вес не имеет значения	
5		12	Наружный размер широкой части — 18, узкой — 6		
6		12	Наружный диаметр от 17 до 21, радиус выемки — 6,5, расстояние от внут- реннего края выемки до центра ОА — 2,75	Около 2,615	
7		12, 13	Наружный диаметр от 17 до 21, радиус выемки — 5,5, расстояние от края вы-	От 2,0 до 2,7	
			емки до края ОА — 4,5		

Линейка офтальмоаппликаторов с рутением-106 и стронцием-90

Аппликаторы типа 6 используются для терапии новообразований, расположенных в непосредственной близости от зрительного нерва, и имеют серповидный вырез, соответствующий его размерам.

Вследствие того, что при заболеваниях заднего отдела глаза ОА пришиваются к глазному яблоку на довольно продолжительное время (намного большее, чем время экспозиции при лечении заболеваний переднего отдела), активность у таких аппликаторов (типы 1, 6, 7, табл. 2) составляет от 0,6 до 3 мКи. Вместе с тем, активность аппликаторов для терапии переднего отдела глаза (типы 2, 3, 4, 5, табл. 2) находится в интервале 1,5–15 мКи.

Главная цель радиационной терапии при лечении рака — доставить максимальную дозу в опухоль при минимальной дозе на здоровые ткани. Это же относится в полной мере и к лечению злокачественных новообразований в области глаз, поэтому для реализации этой цели точная дозиметрия жизненно важна. В случае радиационного лечения глазной меланомы, когда объем лечения очень мал, крутые градиенты дозы и близость окружающих критических структур делает дозиметрию особенно актуальной. В связи с этим в ФЭИ были проведены, с привлечением методов Монте-Карло, дозиметрические расчеты ОА, которые становятся все более полезными в глазной брахитерапии благодаря их способности моделировать в очень маленьком диапазоне от поверхности источника.

Была поставлена задача рассчитать пространственное распределение энерговыделения вдоль центральной оси ОА в среде, имитирующей состав глаза, для ОА с изотопами <sup>106</sup>Ru+<sup>106</sup>Rh и <sup>90</sup>Sr+<sup>90</sup>Y, имеющих определенную конфигурацию, размеры и спектральный состав фотонного и электронного излучений. Расчет проводился при помощи компьютерной программы MCNP5, реализующей метод Монте-Карло в 3-мерной геометрии.

Офтальмоаппликатор имеет вогнуто-сферическую форму с радиусом кривизны внутренней поверхности 12–14 мм и толщиной 1 мм. В расчетной модели, которая практически повторяет реальную геометрию ОА, толщина задней защитной стенки ОА составляет 0,8 мм. На подложку толщиной около 0,1 мм наносится радиоактивный изотоп. Рабочая поверхность закрывается фольгой толщиной около 0,1 мм. Материал защитного слоя — аустенитная сталь марки 12Х18Н10Т.

Энерговыделение рассчитывается в точках по оси симметрии Z с шагом 0,5 мм на глубину 7,5 мм (рис. 4). В качестве исходных данных для расчета вводится геометрия OA (размеры и форма), состав материалов (сталь, медь, имитатор



*Рис. 4.* Геометрия ОА для расчета по программе MCNP5

глаза), источник излучения. Источником  $\beta$ -излучения является тонкий слой изотопов Rh-106 и Ru-106, пребывающих в динамическом равновесии, нанесенный равномерно на медную подложку. Задается сумма бета-спектров изотопов Rh-106 с периодами полураспада 29,6 с и 130 мин. Бета-спектры других изотопов вносят пренебрежимо малый вклад в источник, поэтому не

рассматриваются. Энерговыделение измеряется в МэВ/см<sup>3</sup> на одну частицу, зная активность источника, его легко можно пересчитать в единицы мощности поглощенной дозы (МПД) Гр/с, сГр/ч, которая и является интересующей врачей величиной. Наиболее актуальным является расчет этих величин вдоль оси симметрии, что необходимо для понимания изменения МПД в глубине глаза.

Результаты расчета приводятся в следующих таблицах и графиках.

Расчеты для всех типов и размеров ОА проводились для радиуса глаза 12 мм, поскольку это самый распространенный размер, а для радиусов 13 мм и 14мм расчет может быть проведен аналогичным образом.

В качестве примера приведены результаты расчета для ОА типа 1 и 2 (таблица 3) с наружными диаметрами 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20, 21 22, 24 мм и соответствующими активными диаметрами 9,5; 10,5; 11,5; 12,5; 13,5; 14,5; 15,5; 16,5; 17,5; 18,5; 19,5 и 21,5 мм. Результаты расчетов сведены в таблицу 3. Ход кривых энерговыделения отображен на графике (рис. 5).

Поскольку в дальнейшем предполагается наряду с изотопом рутения-106 использование изотопа стронция-90 для ОА типа 3, то также проведены расчеты для изотопа стронция-90.

Для ОА типа 4 (треугольник) был проведен расчет для изотопов рутения-106 и стронция-90. Результаты расчетов сведены в таблицу 4 и отражены на графике (рис. 6).

Таблица 3.

Γπν-	Наружный лиаметр мм											
т лу- бина,	12	13	14	15	16	лный <sub>4</sub>	18	10	20	21	22	24
MM	12	15	17	15	10	17	10	17	20	21	22	27
0,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00
0,50	91,00	80,00	83,00	88,00	84,00	86,00	89,00	87,00	92,00	90,00	91,00	87,00
1,00	74,00	70,00	72,00	77,00	76,00	77,00	77,00	78,00	80,00	80,00	79,00	77,00
1,50	60,00	59,00	63,00	64,00	67,00	67,00	70,00	68,00	70,00	64,00	63,00	60,00
2,00	52,00	49,00	52,00	55,00	57,00	59,00	60,00	59,00	61,00	58,00	57,00	58,00
2,50	42,00	42,00	46,00	47,00	48,00	49,00	51,00	51,00	52,00	52,00	51,00	53,00
3,00	35,00	33,00	38,00	37,00	42,00	43,00	43,00	42,00	43,00	43,00	45,00	44,00
3,50	26,00	27,00	32,00	32,00	35,00	36,50	39,00	38,00	41,00	41,00	41,00	40,00
4,00	21,00	22,00	25,00	25,00	27,50	31,00	32,00	33,00	37,00	35,00	34,00	32,00
4,50	17,00	17,00	19,00	20,00	23,00	23,00	25,00	26,00	28,00	26,00	26,00	24,80
5,00	12,00	14,50	15,00	17,00	22,00	24,00	24,00	25,00	26,00	25,00	25,00	24,50
5,50	9,70	10,80	12,00	13,00	14,00	16,00	18,00	19,00	20,00	20,00	20,00	20,00
6,00	9,00	8,80	9,40	11,00	11,00	12,00	13,00	13,00	14,00	15,00	15,00	15,50
6,50	5,70	6,60	7,50	8,00	9,00	10,00	11,00	11,00	12,00	13,00	14,00	14,00
7,00	4,50	5,50	5,00	7,00	7,00	7,50	8,00	8,00	9,40	9,00	9,40	10,00
7,50	3,80	3,80	5,00	5,00	6,00	6,00	7,00	7,50	8,60	10,00	10,00	11,00

Относительное (в %) распределение энерговыделения в глазу вдоль центральной оси ОА типа 1 и 2



*Рис.* 5. Ход кривых энерговыделения внутри глаза вдоль центральной оси ОА типа 1 и 2

#### Таблица 4.

	1	
Глубина, мм	Ru-106	Sr-90
0,00	100,00	100,00
0,50	82,00	76,00
1,00	69,00	56,00
1,50	53,00	46,00
2,00	43,00	32,00
2,50	36,00	25,00
3,00	27,00	19,00
3,50	20,00	12,00
4,00	16,00	9,50
4,50	13,00	7,00
5,00	11,00	4,00
5,50	8,00	2,50
6,00	6,00	-
6,50	4,00	_
7,00	4,00	_
7.50	3.00	_

Относительное (в %) распределение энерговыделения в глазу вдоль центральной оси ОА типа 4



*Рис. 6.* Ход кривых энерговыделения внутри глаза вдоль центральной оси ОА с изотопами рутения-106 и стронция-90

Для ОА типа 5 (пластина) и типа 6 (с вырезом) также были проведены расчеты для изотопов рутения-106 и стронция-90.

Результаты расчета по программе MCNP5 могут использоваться в сертификатах, сопровождающих поставляемые в клиники ОА. Эти данные необходимы врачам для планирования операций с использованием ОА. При разработке новых типов ОА любого радиуса и диаметра активного слоя разработанная методика расчета позволяет получать дозные кривые. Методика позволяет рассчитывать МПД не только по оси симметрии ОА, но в любой точке глазного яблока.

#### Список литературы

- 1. Патент 2475875 Российская Федерация. МПК G 21G 4/00. Способ нанесения радиоизотопа на вогнутую металлическую поверхность подложки закрытого источника излучения / Нерозин Н.А., Шаповалов В.В., Подсобляев Д.А., Ермолов Н.А.; опубл. 20.02.13. Бюл. № 5.
- 2. Патент 2467818 Российская Федерация. МПК В 21D 22/00. Способ изготовления из листового металла офтальмоаппликатора / Нерозин Н.А., Хамьянов В.В., Шаповалов В.В., Тимохович В.П., Ермолов Н.А.; опубл. 27.11.12. Бюл. № 33.
- Болонкин А.С., Дунин А.В., Подсобляев Д.А. и др. Контроль равномерности нанесения рутения-106 на подложки офтальмоаппликаторов // Тезисы доклада на VIII Всерос. конф. по радиохимии «Радиохимия-2015» (Железногорск Красноярского края, 28 сентября — 2 октября 2015 г.). — Железногорск, 2015. — С. 436.

### Создание РФП для лечения злокачественных новообразований печени

С. А. Артамонов, А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, М. Д. Самсонов, Е. А. Соловьёва, Д. В. Степченков, С. В. Ткачёв, Н. Р. Тогаева, В. В. Шаповалов

Злокачественные новообразования — проблема высокой социальной значимости. Такие новообразования являются одной из основных причин смерти и инвалидизации населения развитых, а в последние годы и развивающихся стран, ведут к значительной утрате трудоспособной части общества. В России более 35 % больных с впервые выявленным диагнозом находятся в трудоспособном возрасте (15–59 лет). Онкологические заболевания продолжают оставаться в списке лидеров в структуре причин смертности населения [1, 2]. В структуре смертности населения России злокачественные новообразования занимают второе место (15,3% в 2014 году) после болезней системы кровообращения (50,1% в 2014 году), опередив травмы и отравления (8,0% в 2014 году) [3].

Метод лечения злокачественных новообразований с помощью открытых и закрытых радионуклидных источников позволяет доставлять терапевтическую дозу радиации непосредственно к опухолевому очагу при минимальной дозовой нагрузке на здоровые ткани. Целевая или таргетная терапия становится основным средством для их лечения. Преимущества целевой терапии — максимальная дозовая нагрузка на ткани опухоли с минимальным воздействием на окружающие ткани и весь организм пациента. Одним из наиболее популярных среди применяемых для этих целей изотопов является <sup>90</sup>Y. Это чистый  $\beta$ -излучатель, не имеющий, в отличие от других нуклидов, побочного  $\gamma$ -излучения, с периодом полураспада 64 часа и максимальной энергией  $\beta$ -частиц 2,28 МэВ. Благодаря таким свойствам <sup>90</sup>Y стал одним из первых радионуклидов, используемых для терапии открытыми источниками.

Количество клинических исследований радиофармпрепарата (РФП) на основе <sup>90</sup>Ү позволяет утверждать, что применение таких препаратов для лечения онкологических и других заболеваний будет возрастать. Одним из основных преимуществ данного радионуклида является генераторный способ его производства, позволяющий осуществлять его получение без необходимости использования ядерных реакторов. Иттрий является дочерним изотопом материнского <sup>90</sup>Sr. Важнейшим требованием для безопасного использования в клинической практике является его чистота, которая не допускает использование в медицине, если содержание <sup>90</sup>Sr превышает  $10^{-4}$ % от активности <sup>90</sup>Y, а суммарное содержание катионов не превышает  $10 \text{ мкг/Ки} ^{90}$ Y. Кроме того, существует еще одна проблема — это накопление стабильного <sup>90</sup>Zr в цепочке распада <sup>90</sup>Y. Так как период полураспада <sup>90</sup>Y невелик, в нем накапливается цирконий, который может оказывать конкурирующее действие иттрию за места связывания при синтезе готовой лекарственной формы — радиофармацевтического лекарственного препарата

(РФЛП). Поэтому очень важен срок годности активной фармацевтической субстанции, т. е. раствора <sup>90</sup>Y, используемого для синтеза РФЛП, и срок годности самого РФЛП. В синтезе РФЛП важно использовать свежевыделенный иттрий для приготовления лекарственного средства и немедленного его применения. Все это принималось во внимание при разработке технологии выделения и очистки <sup>90</sup>Y, а также при проведении исследований по созданию РФЛП с <sup>90</sup>Y.

Одной из актуальных задач клинической онкологии продолжает оставаться лечение злокачественных опухолей печени. Рак печени может быть первичным, то есть происходящим из клеток печеночных структур, и вторичным (метастатическим), который характеризуется разрастанием в печени опухолей из раковых клеток, занесенных в печень из других внутренних органов при их первичном опухолевом поражении [4, 5].

Данные канцеррегистра МНИОИ им. П. А. Герцена — филиала ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России свидетельствуют о том, что количество заболевших первичным раком печени с каждым годом увеличивается. Если в 2004 году было зарегистрировано 6570 человек с диагнозом первичный рак печени, то к 2014 году количество зарегистрированных пациентов с аналогичным заболеванием увеличилось на 10%. Метастатические опухоли печени регистрируют на порядок чаще, чем первичные, поскольку печень является одним из самых часто поражаемых метастазами органом, что связано с ее функцией в организме и соответствующим характером кровоснабжения [2, 6].

Наиболее часто заболевают вторичным раком печени пациенты, имеющие злокачественные образования в кишечнике, желудке и поджелудочной железе, а также легких и органах половой системы. Как правило, метастазы в печени развиваются у 1/3 больных раком различных локализаций. Метастатический рак печени обычно характеризуется быстрым прогрессированием.

Лечение злокачественных опухолей печени продолжает оставаться одной из актуальных задач клинической онкологии, может включать в себя оперативное лечение, лучевую терапию, химиотерапию. Единственным методом, позволяющим добиться длительной выживаемости при первичном раке печени, является хирургическая операция.

У пациентов с метастатическим колоректальным раком печени в большинстве случаев выполняется ее анатомическая резекция как в ходе первичной операции, так и в процессе последующего наблюдения за пациентами. Общая 5-летняя выживаемость при таком подходе составляет не более 40 %.

Однако в большинстве случаев к моменту диагностики злокачественного новообразования печени радикальное удаление опухоли возможно лишь у 5–15 % больных. Рецидив опухоли в течение 3–5 лет после резекции печени наблюдается у 60–90 % пациентов, из них повторную резекцию удается выполнить не более чем у 10 % пациентов. Таким образом, очевидно, что в нехирургической противоопухолевой терапии рака печени нуждаются до 80 % больных.

Для лечения больных с нерезектабельным раком печени используют системную химиотерапию или методы локорегионарного воздействия, включающие химиоинфузию и химиоэмболизацию печеночной артерии, а также облучение.



*Рис. 1.* Процедура эмболизации: радиоэмболизация (РЭ) — методика предполагает сочетание эмболизации и лучевой терапии

К сожалению, такие традиционные методы при новообразованиях печени малоэффективны. Попытки найти более действенные, малоинвазивные и вместе с тем эффективные способы терапии явились стимулом к разработке внутрисосудистых вмешательств под рентгенологическим контролем, таких как эмболизация [6].

Эмболизация — это альтернативный вариант лечения пациентов, у которых опухоль не может быть удалены хирургически. Данное лечение обычно не требует длительной госпитализации и представляет собой методику введения определенных веществ в кровеносные сосуды человека для уменьшения или полного прекращения кровоснабжения определенной части органа. Если эмболизацию провести в месте кровоснабжения опухолевой ткани, то это приведет к полной или частичной гибели присутствующих там раковых клеток.

В лечении пациентов применяют три вида эмболизации:

трансартериальная эмболизация (рис. 1) — процедура, при которой печеночную артерию закупоривают взвесью мелких нейтральных частиц. Опухоль подвергается полному или частичному некрозу;

– химиоэмболизация — лечебная процедура предполагающая сочетание эмболизации и химиотерапии.

Отсутствие на отечественном рынке РФЛП для проведения радиоэмболизации исключает возможность проведение терапевтической процедуры. За рубежом используют РФЛП, представляющие собой стеклянные микросферы с <sup>90</sup>Y и микросферы на основе полимеров. Микросферы из стекла при внутрисосудистом введении вследствие их высокой плотности имеют свойство оседать в кровеносных сосудах. Другим недостатком стеклянных микросфер является то, что они не подвергаются в организме метаболизму, т. е. биодеградируемости — рассасыванию. Общим недостатком стеклянных и полимерных микросфер является то, что удельная активность их невысока.

Результаты РЭ свидетельствуют о хороших перспективах применения метода, однако в России клинический опыт составляет на настоящий момент лишь



*Рис. 2.* Терапия методом радиоэмболизации с применением препаратов на основе радионуклида <sup>90</sup>Ү

6 наблюдений. В 2009 г. процедура РЭ стеклянными микросферами, содержащими <sup>90</sup>Y, была осуществлена в РНЦРХТ (С.-Петербург) у 4 больных. В начале 2012 г. еще две процедуры РЭ в России были выполнены специалистами



были выполнены специалистами *Рис. 3*. Радиоэмболизация микросферами с <sup>90</sup>Y РОНЦ им. Н. Н. Блохина РАМН

(Москва). Сдерживающим фактором широкого применения зарубежных РФЛП для РЭ в России является их высокая стоимость и небольшой срок годности вследствие короткого периода полураспада <sup>90</sup>Y, поэтому появилась идея создания отечественного РФЛП для РЭ с микросферами на основе альбумина крови человека, модифицированные диэтилентриаминпентауксусной кислотой (ДТПА), меченные радионуклидом <sup>90</sup>Y (рис. 2, 3).

Разрабатываемый отечественный препарат является аналогом зарубежных препаратов:

- стеклянные микросферы <sup>90</sup>Y, Theraspheres, MDS Nordion, Канада;

– полимерные микросферы с радиоизотопом <sup>90</sup>Y, SIR-spheres, Sirtex Medical, Австралия.

Преимуществами отечественного препарата являются:

 достаточно высокая удельная активность микросфер 7500 Бк/частицу, что потребует меньшего их количества при РЭ;

 низкая объемная плотность суспензии микросфер 1,26 г/см<sup>3</sup>, что будет обуславливать равномерное распределение их в капиллярах, кровоснабжающих опухоль;

 временной эмболизирующий эффект — время рассасывания микросфер альбумина (протеолиза) в организме, вследствие их биодеградируемости, позволяет обуславливать возможность повторного проведения процедуры РЭ при необходимости.

Микросферы альбумина (МСА) крови человека (рис. 4) получают путем тепловой денатурации белка. РФП на основе МСА характеризуются высокой физиологичностью и технологичностью их получения, возможностью получать



*Рис.* 4. Микросферы альбумина крови человека под микроскопом

микрочастицы с заданными размерами и программируемой скоростью протеолиза их в организме, возможностью инкорпорировать практически любые радионуклиды, прочно удерживать их в составе частиц и высвобождать по мере протеолиза денатурированного белка.

МСА являются уникальным носителем для селективной доставки радионуклидов к очагу опухолевого или неопухолевого поражения. Бета-частицы <sup>90</sup>Ү проникают в окружающие ткани в среднем на 3,5 мм, но не более 13 мм. Наличие характеристического излучения, испускаемого радионуклидом <sup>90</sup>Ү, позволяет визуализировать распределение РФЛП в

организме пациента с помощью ОФЭКТ. Эти свойства делают <sup>90</sup>Ү почти идеальным радиоизотопом в качестве метки для создания РФЛП для проведения локальной лучевой терапии.

Скорость кровотока и количество капилляров в опухоли в 3–7 раз больше, чем в окружающих тканях. Следовательно, создается целенаправленная доставка микросфер по капиллярам в ложе опухоли и высокая доза облучения опухоли (120–200 Гр) при относительно небольшом облучении здоровой, окружающей опухоль, ткани печени (20–30 Гр).

Для разработки нового отечественного РФЛП для проведения процедуры внутриартериальной радиоэмболизации неоперабельных пациентов с первичными и метастатическими опухолями печени необходимо было отработать технологию получения радиофармпрепарата и провести полномасштабные доклинические исследования в рамках федеральной целевой программы «Развитие фармацевтической и медицинской промышленности Российской Федерации на период до 2020 года и дальнейшую перспективу».

Коллективом исследователей АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», МРНЦ им. А. Ф. Цыба филиала ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России был разработан радиофармпрепарат на основе микросфер альбумина крови человека, диаметром 25–40 мкм, меченных <sup>90</sup>Y, проведены доклинические исследования РФЛП, подготовлен пакет документов для проведения клинических испытаний.

Была разработана технология синтеза готовой лекарственной формы радиофармацевтического лекарственного препарата «ДТПА-Микросферы альбумина, 25–40 мкм, <sup>90</sup>Ү» («ДТПА-МСА, <sup>90</sup>Ү»), наработаны опытные партии РФЛП терапевтической активности, проведены доклинические испытания.

Модифицированные ДТПА микросферы альбумина крови человека получали в лаборатории Экспериментальной ядерной медицины МРНЦ им. А.Ф. Цыба путем эмульгирования раствора альбумина крови человека в оливковом масле, нагретом до необходимой температуры, в течение нескольких часов с последующей промывкой полученных микросфер и фильтрацией на ультразвуковых микроситах до требуемого размера.

К нагретой суспензии микросфер альбумина добавляли ДТПА диангидрид в воде. Полученные модифицированные микросферы отфильтровывали, промывали несколькими видами растворов и сушили. В лиофильную форму модифицированные микросферы альбумина переводили путем лиофильной сушки в токе аргона. Таким образом получали субстанцию «Микросферы



Рис. 5. Лиофилизат ДТПА-МСА

альбумина-ДТПА, лиофилизат» (рис. 5), которую помещали во флаконы для инъекций емкостью 10 мл, укупоренных резиновыми пробками для лекарственных средств и обжатых алюминиевым колпачком. В каждом флаконе 20 мг микросфер заданного размера. Срок годности лиофилизата составляет 1 год с даты приготовления. Основные характеристики качества готовой лекарственной формы радиофармацевтического лекарственного препарата «ДТПА-Микросферы альбумина, 25–40 мкм, <sup>90</sup>Y» приведены ниже.

Название РФЛП	.«ДТПА-Микросферы альбумина, 25-40 мкм, <sup>90</sup> Ү»,
сокращенное название	.«ДТПА-МСА, <sup>90</sup> Ү»
Внешний вид	.суспензия желтоватого цвета
Объемная активность	.до 5,55 ГБк/мл (150 мКи/мл) на дату и время изготовления
Размер частиц	25-40 мкм
Радиохимические примеси	.не более 5 %
Стерильность	.стерильный
Пирогенность	.апирогенен
Первичная упаковка	порциями до 5,55 ГБк (150 мКи) на установленное время и дату поставки во флаконы из дрота для лекарственных средств вмести- мостью 10 мл (ТУ 9461-010-00480514-99), герметично укупорен- ные пробками резиновыми медицинскими АВ (ТУ 9467-001- 44111344-2008) и обжатые колпачками алюминиевыми К2-20 (ГОСТ Р 51314-99)
Вторичная упаковка	.флакон в защитном контейнере, паспорт и инструкцию по приме- нению помещают в комплект упаковочный транспортный для ра- диоактивных веществ.
Маркировка	.на этикетке флакона со знаком радиационной опасности указы- вают: предприятие-изготовитель, его товарный знак, название препарата, лекарственная форма, объёмная активность на дату и время приготовления, «стерильно», номер серии, срок годности
Срок годности	.72 часа с момента изготовления
Хранение	.в соответствии с «Основными санитарными правилами обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010)». При температуре окружающей среды от плюс 5 °C до плюс 25 °C и относительной влажности воздуха 65 %
Назначение	.РФЛП «ДТПА-МСА, <sup>90</sup> Ү» предназначен для лечения рака печени при внутриартериальном введении
Для синтеза РФЛП была разработана технология получения активной фармацевтической субстанции <sup>90</sup>Y (АФС <sup>90</sup>Y).

Для выделения сырьевого радиоактивного изотопа <sup>90</sup>Y в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» использовали полупротивоточный центрифужный экстрактор, который обеспечивает наиболее эффективное проведение всех рутинных экстракционных операций, таких как выделение, концентрирование и разделение с наименьшим количеством экстракционных стадий [7, 8]. Довольно короткое время переработки наряду с высоким качеством получаемого продукта можно считать главным преимуществом этого метода. Кроме того, этот процесс может быть полностью автоматизирован. После чего проводили доочистку от химических примесей активной фармацевтической субстанции с <sup>90</sup>Y. Методом ионно-обменной хроматографии на двух хроматографических колонках проводили ее аффинаж, с последующим упариванием досуха полученного десорбата [7, 8]. Получившийся сухой остаток растворяли в соляной кислоте и расфасовывали в стерильные флаконы объемом 10 мл, укупоривали резиновой пробкой для лекарственных средств, обжимали алюминиевым колпачком с последующей финишной стерилизацией в автоклаве. Ниже приведены основные характеристики качества «АФС <sup>90</sup>Y».

Внешний вид	. бесцветная прозрачная жидкость
Химическая форма	. 90YCl <sub>3</sub> , хлорид иттрия, 90Y в 0,04 М растворе
	хлористоводородной кислоты
Объемная активность, ГБк/мл (мКи/мл),	
не менее	. 5,5 (150)
Объем, мл	. 0,5-5,0
Калибровка, сутки от даты производства	.3
Радиохимическая чистота, % 90Ү в виде Ү <sup>3+</sup> ,	
не менее	. 99,0
Радионуклидные примеси, %, не более:	
<sup>90</sup> Sr	0,002
ү-излучающие	0,01
Химические примеси, мкг/ГБк:	
Na, Al, Ca, Fe, Cu, Zn, Cd, Pb,	
в сумме не более	. 10,0
Стерильность	. стерильный
Содержание бактериальных эндотоксинов,	
ЕЭ/мл, не более	. 35
Срок годности, суток от даты производства	.5

Радиофармпрепарат «ДТПА-МСА, <sup>90</sup>Ү» получали в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» (рис. 6). Для этого во флакон с полученным лиофилизатом модифицированных микросфер альбумина добавляли воду для инъекций и проводили обработку содержимого флакона в ультразвуковой бане несколько минут. После этого доводили полученную суспензию модифицированных микросфер раствором соляной кислоты до определенного рН и добавляли туда активную фармацевтическую субстанцию <sup>90</sup>Ү требуемой активности. Полученную суспензию перемешивали и доводили ее до нужного рН. Флакон с препаратом нагревали до заданной температуры и выдерживали с периодическим встряхиванием флакона. Меченые микросферы отделяли от раствора с несвязанным <sup>90</sup>Ү путем центрифугирования. Проводили исследования связываемости и стабильности наработанных серий радиофармпрепарата от 0,5 часов после приготовления препарата до 120 часов.

При синтезировании РФЛП по разработанной в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» опытно-промышленной технологии доля связанного с микросферами альбумина радионуклида <sup>90</sup>Ү была не менее 85 % от исходной активности АФС во всех сериях РФЛП. Доля свободного <sup>90</sup>Ү в готовой лекарственной форме в течение 72 часов не превышала 1 % с последующим незначительным ростом при увеличении временной выдержки препарата, что подтверждает стабильность синтезированного РФЛП. Полученные результаты контроля качества синтезированных серий РФЛП свидетельствует о высокой воспроизводимости радиофармацевтического лекарственного средства.

Контроль качества полученных образцов радиофармацевтического лекарственного препарата проводили с использованием: сцинтилляционного β-спектрометра и полупроводникового γ-спектрометра для контроля радионуклидной чистоты образцов; радиометрического сканера для контроля радиохимической чистоты; проводили контроль бактериальных эндотоксинов.



Рис. 6. Аппаратурная схема производства и спецификация оборудования

Расчет прогнозных поглощенных внутренних доз радиофармпрепарата проводили в МРНЦ им. А. Ф. Цыба в лаборатории медико-экологической дозиметрии и радиационной безопасности с применением метода Монте-Карло (программный код MCNP-4B) и результатов фармакокинетики радиофармпрепарата, проведенной в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России на крысах. Исходили из того, что ввиду устойчивого и преимущественного уровня накопления исследуемого препарата в печени с опухолью в экспериментальных условиях (в условиях введения препарата в печеночную артерию) и относительного короткого периода полураспада <sup>90</sup>Y, общая картина распределения исследуемого препарата в организме человека будет приблизительно аналогичной таковой в организме крыс.

При расчете поглощенных доз внутреннего облучения, исходя из сферической формы опухоли и равномерного распределения препарата по объему опухоли, а также из предположения удержания препарата в опухоли на среднем уровне 74% от введенной активности, показано, что величины доз внутреннего облучения опухоли с массами 1, 3 и 5 г, накопленные за 120 часов, составляют, соответственно, 124, 42 и 24 Гр при введении во внутрипечёночную артерию 2 ГБк препарата. При инъекции 5 ГБк препарата поглощенные дозы внутреннего облучения опухоли с массами 1, 3 и 5 г составляют, соответственно, 310, 105 и 60 Гр.

В ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России проведены доклинические исследования РФЛП на крысах. При выполнении доклинических исследований на безопасность РФЛП установлено, что препарат эффективен, нетоксичен и безопасен при его применении по назначению.

В соответствии с действующими нормативными правовыми документами и руководствами подготовлен пакет документов для подачи в Фармакопейный комитет Минздрава России для получения разрешения на клинические исследования (проекты протокола клинического исследования и брошюры исследователя).

В ходе проведения патентных исследований не были выявлены охранные документы, которые имеют прямое отношение к объекту патентных исследований. В результате анализа имеющейся патентной информации за период с 1998 по 2019 годы установлено, что проектируемое техническое решение по технологии мече-



Рис. 7. Флакон для готового РФЛП «ДТПА-МСА, <sup>90</sup>Ү»

ния атомами изотопа <sup>90</sup>Ү микросфер альбумина крови человека обладает патентной чистотой на территории РФ и относительной патентной чистотой на территории других стран.

Разрабатываемое отечественное радиофармацевтическое лекарственное средство позволит достичь мирового уровня оказания медицинских услуг населению в области лечения онкологии за счет качественных преимуществ отечественного РФЛП и возможности оказания терапевтической помощи по существующим квотам ВМП и ОМС.

Готовый продукт будет состоять из флакона для лекарственных средств с готовым РФЛП (рис. 7) для проведения радионуклидной эмболизации печеночной артерии требуемой активности, паспорта на РФЛП и инструкции по применению. Флакон с РФЛП размещается в защитный свинцовый контейнер, упаковывается в упаковочный транспортный комплект типа А.

Помимо радионуклидной эмболизации печеночной артерии, МСА с <sup>90</sup>Y можно использовать и для терапии воспалительных заболеваний суставов различного генеза: ревматоидного артрита, псориатического артрита, остеоартроза, после эндопротезирования суставов, синовита — путем введения в воспаленный сустав препарата, содержащего радиоизотоп. Этот метод носит название <u>Радиосиновэктомия</u> (PCO) и является наиболее эффективным способом местного лечения воспалительных заболеваний суставов. Специалисты считают, что у радионуклидов <sup>90</sup>Y и <sup>188</sup>Re есть потенциал стать возможным лидером в терапевтической ядерной медицине, каким является <sup>99m</sup>Tс в качестве диагностического препарата.

## Список литературы

- Петрова Г.В., Каприн А.Д., Грецова О. П., Старинский В.В.: Злокачественные новообразования в России обзор статистической информации за 1993–2013 гг. / под общей редакцией чл.-корр. РАН, проф. А.Д. Каприна, проф. В.В. Старинского, Москва 2015. — 511 с.
- Статистика злокачественных новообразований в России и странах СНГ в 2012 г. / Под ред. академика РАН и РАМН М.И. Давыдова и д. биол. н. Е.М. Аксель, Москва, 2014.
- Злокачественные новообразования в России в 2015 году (заболеваемость и смертность) / Под редакцией А.Д. Каприна, В.В. Старинского, Г.В. Петровой, Москва 2017. — 250 с.
- 4. Щукина О.Е. Ультразвуковая диагностика рака печени (обзор) // Саратовский научно-медицинский журнал. 2014. Т. 10(1). С. 103–107.
- Таразов П.Г. Артериальная радиоэмболизация злокачественных опухолей печени микросферами иттрия-90 // Вопросы онкологии. — 2013. — Том 59. — №4.— С. 428–434.
- 6. Таразов П.Г. Рентгеноэндоваскулярные вмешательства в лечении первичного рака печени // Практическая онкология. 2008. Т. 9. № 4. С. 209–215.
- Ермолов Н.А., Котовский А.А., Нерозин Н.А., Подсобляев Д.А., Тогаева Н.Р., Ткачев С.В., Хамьянов С.В., Шаповалов В.В. / Описание изобретения к патенту. Способ получения препарата на основе иттрия-90, № 2385754 от 04.08.2008 г.»;
- 8. Шаповалов В.В., Мельниченко Н.А., Нерозин Н.А., Ткачев С.В., Тогаева Н.Р., Хамьянов С.В.. Экстракционно-хроматографическое выделение <sup>90</sup>Y для медицинских целей // Радиохимия. 2012. Т. 54. № 4. С. 357–359.
- Власова О.П., Степченкова Е.Д., Петриев В.М., Клементьева О.Е., Степченков Д.В., Красноперова А.С., Кузнецов А.А., Нерозин Н.А., Иванов С.А., Каприн А.Д. Результаты доклинических испытаний эффективности радиофармпрепарата «ДТПА-Микросферы альбумина, <sup>90</sup>Ү» // Медицинская радиология и радиационная безопасность. — 2020. — Т. 65. — № 5. — С. 60–67.

## Генератор <sup>188</sup> Re ГРЕН-1 для терапии злокачественных новообразований

А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, А. А. Семёнова, Д. В. Степченков, Е. В. Сулим

Основным направлением ядерной медицины является применение радиофармацевтических лекарственных препаратов (РФЛП) в диагностике и терапии заболеваний человека. РФЛП представляют собой химическое соединение, содержащее в своей молекуле радиоактивный нуклид. РФЛП должны соответствовать всем требованиям, предъявляемым к медицинским препаратам.

Главная цель радионуклидной терапии (PHT) — с помощью радионуклидов достигнуть максимальной поглощённой дозы в патологическом очаге при минимальном облучении окружающих тканей. Для этих целей используются чаще всего β-излучающие радионуклиды. Энергия β-частицы реализуется локально (если энергия β-частицы 100 кэВ, то проникновение в ткани составляет 0,2 мм, если 1000 кэВ — до 6 мм), и поэтому характер дозового распределения аналогичен распределению радионуклида в ткани. Период полураспада (T<sub>1/2</sub>) выбранных радионуклидов должен равняться нескольким жизненным циклам клетки. Хорошие терапевтические результаты должны быть, если период полураспада не менее 12 часов и не более 5 дней. В случае короткоживущих изотопов возникает необходимость введения их в большом количестве. При большом  $T_{1/2}$  небольшие изменения распределения радионуклида, небольшая его локальная задержка могут значительно сказаться на дозовом распределении. Во всех случаях для оценки радионуклидов с оптимальными свойствами принимаются во внимание накопление и выведение радионуклида из организма. Принципиально различают три вида радионуклидов терапевтического назначения:

 радионуклиды доставляются в капиллярные сосуды опухоли (локальная терапия) посредством селективной техники катетеров, при этом должны испускаться β-частицы высокой энергии (<sup>90</sup>Y, <sup>188</sup>Re);

2) радионуклиды накапливаются в межклеточном пространстве или в клетках опухоли, при этом предпочтительно β-излучение в пределах средних и высоких энергий (<sup>111</sup>Ag, <sup>186</sup>Re, <sup>188</sup>Re и <sup>90</sup>Y). Такими веществами являются, например, меченные радионуклидом моноклональные антитела;

3) РФЛП связываются с ядрами клеток, они очень близки к воспринимающим участкам клеток и могут метиться нуклидами, испускающими α-частицы (<sup>211</sup>At) или β-частицы низких энергий (<sup>77</sup>As). Последние два типа веществ впрыскиваются в кровь и накапливаются благодаря их биохимическим свойствам (системная терапия).

При оптимальных физических свойствах радионуклидов их химические свойства должны обеспечивать устойчивое связывание радионуклида с препаратом при физиологических условиях. Это важно, так как меченые препараты должны избирательно накапливаться в опухоли. Распад некоторых радионуклидов сопровождается испусканием γ-фотонов с энергиями от 100 до 300 кэВ, что позволяет легко проследить путь препарата в организме с помощью γ-камеры.

<sup>188</sup>Re является одним из перспективных радионуклидов благодаря своим химическим и ядерно-физическим характеристикам:

- обладает высокой способностью к комплексообразованию;

 – радионуклидный распад сопровождается с испусканием мягкого гаммаизлучения с энергией 0,155 МэВ и жесткого β-излучения с энергией 1,96 (16,7%), 2,12 (80%) МэВ;

- короткоживущий радионуклид, период полураспада составляет 16,98 ч.

Важным отличием радионуклида <sup>188</sup>Re от других изотопов терапевтического действия (<sup>153</sup>Sm, <sup>89</sup>Sr и др.) является то, что <sup>188</sup>Re получается генераторным путем и необходимое количество готового радиофармпрепарата может быть получено непосредственно в клинике по мере поступления пациентов.

Генераторная пара <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re была признана исключительно удобной с точки зрения возможности использования в радионуклидной терапии: достаточно длительный период полураспада материнского радионуклида <sup>188</sup>W (64,9 сут) обеспечивает возможность работы генератора в течение нескольких месяцев; энергия  $\beta$ -излучения и период полураспада дочернего радионуклида <sup>188</sup>Re позволяют реализовать требуемую терапевтическую дозу, не вызывая лишних лучевых нагрузок; за счет наличия  $\gamma$ -излучения имеется возможность визуализации распределения радиофармпрепарата в организме пациента.

Все вышеперечисленные свойства <sup>188</sup>Re позволяют синтезировать РФЛП для терапии различных онкологических и неонкологических заболеваний: рак предстательной, щитовидной и молочной желез, костных метастазов, гепатоклеточной карциномы, меланомы кожи, ревматоидных артритов и других заболеваний суставов различного генеза.

В настоящее время в России разработано два промышленных способа получения радионуклида <sup>188</sup>Re: экстракционный (разработчик НИО ФГУП «ФЦ ПРОЯМ» ФМБА России, завод «Медрадиопрепарат») и хроматографический способ получения радионуклида <sup>188</sup>Re из генератора <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re (производство ГНЦ РФ — ФЭИ).

Радиоизотопный генератор — это устройство для оперативного получения короткоживущего радионуклида путем отделения дочернего изотопа от исходного родительского. Генератор построен на принципе соотношения распаднакопление между долгоживущим материнским и короткоживущим дочерним радионуклидом. Химические свойства дочернего нуклида должны значительно отличаться от свойств материнского, чтобы их легко можно было разделить. В генераторе обычно долгоживущий родительский нуклид распадается до дочернего и последний химически отделяют.

Раствор для получения дочернего радионуклида называется <u>элюентом</u>. <u>Элюатом</u> называется раствор элюента, прошедший через колонку генератора и содержащий целевой радионуклид. Элюирование — процесс пропускания элюента через колонку генератора с получением элюата. Элюат является источником радиоактивного излучения, поэтому он обычно собирается во флакон, находящийся в специальном контейнере с радиационной защитой. Элюат из генератора является радиофармацевтическим лекарственным препаратом (РФЛП) или используется для синтеза РФЛП, поэтому он должен быть стерильным и апирогенным.

Важным преимуществом генераторов с хроматографическим способом получения радионуклида, по сравнению с экстракционным, является то, что они транспортабельны и могут служить источниками короткоживущих радионуклидов в учреждениях, находящихся далеко от циклотронной или реакторной установки.

Действие генератора <sup>188</sup>Re основано на цепочке радиоактивных превращений:

$${}^{188}_{74}W \xrightarrow{\beta^-, 69, 4 \text{ cyr}}{} {}^{188}_{75} \text{Re} \xrightarrow{\beta^-, \gamma, 16, 7 \text{ y}}{} {}^{188}_{76} \text{Os} .$$

Исходным сырьевым препаратом для производства генераторов <sup>188</sup>Re является радионуклид <sup>188</sup>W с периодом полураспада 69,4 суток. Наработка сырьевого радиоактивного препарата «Вольфрамат натрия, <sup>188</sup>W» (Na<sub>2</sub>WO<sub>4</sub>, <sup>188</sup>W) осуществляется на высокопоточных реакторах: АО «ГНЦ НИИАР», Россия, г. Димитровград, Ульяновская область, Ок-Риджская национальная лаборатория (Oak Ridge National Laboratory), США и Исследовательский центр в Моле (SCK CEN), Бельгия.

Материнский радионуклид <sup>188</sup>W нарабатывается в реакторе по следующей ядерной реакции:

<sup>186</sup>W
$$(n, \gamma) \rightarrow$$
 <sup>187</sup>W $(n, \gamma) \rightarrow$  <sup>188</sup>W.

Удельная активность наработанного препарата <sup>188</sup>W составляет 2–7 Ки/г. Производство промышленных хроматографических генераторов <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 в ГНЦ РФ – ФЭИ осуществляется с 2004 г. (рис. 1).



*Puc. 1.* Генератор <sup>188</sup>Re ГРЕН-1, защитный медицинский контейнер, набор флаконов (вакуумированных флаконов и флаконов с изотоническим раствором хлорида натрия) для получения элюата

Генератор <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re (генератор <sup>188</sup>Re) ГРЕН-1 предназначен для многократного получения стерильного апирогенного раствора перрената натрия (Na<sup>188</sup>ReO<sub>4</sub>) с радионуклидом <sup>188</sup>Re (элюата), применяемого для изготовления радиофармацевтических препаратов с помощью специальных наборов реагентов. Полученные препараты применяются в медицине в терапевтических целях.

Генераторы <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 производятся номиналами 100, 200, 500 и 1000 мКи на установленную дату калибровки. Возможно производство генераторов и других промежуточных номиналов по требованию Заказчика. Срок службы генератора составляет от 40 до 200 суток в зависимости от номинальной активности. Вес генератора составляет 16,0 кг. Эквивалентная мощность излучения на поверхности генератора составляет 60 мкЗв/ч-ГБк.

Генератор <sup>188</sup>Re выполнен в виде компактного переносного устройства с внутренней свинцовой защитой, внутри которого расположена стеклянная колонка, соединенная с двумя коммуникациями (линия элюента и элюата), заполненная хроматографическим оксидом алюминия, на котором сорбирован материнский радионуклид <sup>188</sup>W, в результате  $\beta$ -распада которого образуется дочерний радионуклид <sup>188</sup>Re. Получение радионуклида <sup>188</sup>Re из колонки осуществляется путем пропускания через нее стерильного изотонического раствора натрия хлорида с помощью вакуумированного флакона. Накопление <sup>188</sup>Re происходит в течение 3 суток в количестве 96% от равновесного состояния, поэтому для получения элюата с максимальной объемной активностью рекомендуется выполнять элюирование каждые трое суток (рис. 2).

При паспортизации каждого генератора <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 строится кривая элюирования. Кривая элюирования представляет собой зависимость активности элюата от объема элюента, прошедшего через сорбционную колонку радиоизотопного генератора. С помощью кривой элюирования определяется оптимальный объем элюента, необходимый для получения максимальной объёмной активности радионуклида <sup>188</sup>Re в элюате.



*Рис. 2.* Накопление радионуклида  $^{188}$ Re в системе  $^{188}$ W/ $^{188}$ Re

Ниже приведены технические характеристики элюата генератора <sup>188</sup>Re ГРЕН-1.

Технические характеристики элюата генератора 188 Re ГРЕН-1

Элюат	прозрачный, бесцветный, стерильный,
	в количествах, превышающих 6 ЕЭ/мл
Химическая форма	Na <sup>188</sup> ReO <sub>4</sub>
Радиохимическая чистота, %, не менее	99,0
рН	4,0-8,0
Номинальная активность по <sup>188</sup> Re	
на установленную дату поставки, мКи	100, 200, 300, 500, 1000
Содержание радионуклидных примесей,	
% от активности <sup>188</sup> Re, не более:	
188W	1×10 <sup>-3</sup>
ү излучающие радионуклиды, в сумме	1×10 <sup>-3</sup>
Содержание химических примесей,	
мкг/мл, не более:	
AI	5,0
Fe	1,0
Суммарное содержание химических примесей,	
мкг/мл, не более:	9,0

Экспериментальным путем доказано, что профиль кривой элюирования сохраняется на протяжении всего назначенного срока службы генератора. Также установлено, что для генераторов активностью от 100 до 500 мКи по <sup>188</sup>Re объем элюента составляет не более 5 мл; для генераторов активностью от 500 до 1000 мКи — не более 10 мл (рис. 3, 4).

С началом клинических исследований и применения хроматографических генераторов <sup>188</sup>Re возникла еще одна достаточно острая проблема — в течение периода эксплуатации генератора (уже через 1–2 месяца) необходимо выполнение процедуры многократного концентрирования элюата для достижения требуемой для радионуклидной терапии объемной активности.



Рис. 3. Профили элюирования генераторов <sup>188</sup>Re номиналом 200 и 100 мКи



Рис. 4. Профили элюирования двух генераторов <sup>188</sup>Re номиналом 1 Ки



*Рис.* 5. Пример выбора порции с максимальной объемной активностью элюата (средняя часть) на примере кривой элюирования генератора рения-188

С целью увеличения объемной активности раствора перрената натрия сотрудниками ГНЦ РФ – ФЭИ создан способ порционного элюирования, защищенный патентом РФ. Выбор порции с максимальной объемной активностью выполняется на основании кривой элюирования (рис. 5). Раствор элюента делят на несколько порций. Порции элюента последовательно пропускают через колонку с последующим выбором порции элюата с максимальной объемной активностью, что позволяет расширить номенклатуру синтезируемых препаратов в течение назначенного срока службы генератора.

В таблице 1 представлены сравнительные показатели объемной активности элюатов из генераторов <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 на начало эксплуатации и в течение 2,5 месяцев при штатном и порционном режимах элюирования.

Впервые наиболее простой в исполнении метод концентрирования элюата из генератора рения-188 был предложен Кпарр F.F.: потери перренат-ионов на катионите в среднем составляли 10–18%; потери на колонке с оксидом алюминия до 6%; перренат-ионы полностью переходят в раствор при промывке картриджа 2 мл 0,9 % раствора NaCl; выход по <sup>188</sup>Re после процесса концентрирования составлял 70–85 %. Таким образом, использование системы концентрирования, состоящей из картриджа с катионитом Dowex 50WX8 и картриджа с Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> с pH=4, позволило получить 1–2 мл раствора натрия перрената, <sup>188</sup>Re с высокой объемной активностью (рис. 6).

#### Таблица 1

Сравнительные показатели объемной активности элюатов из генераторов <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 на начало эксплуатации и в течение 2,5 месяцев при штатном и порционном режимах элюирования

Номинальная	Режим	Объем	Начальная	Объемная	Объемная
активность ге-	элюирования	элюата,	объемная	активность	активность
нераторов <sup>188</sup> Re		МЛ	активность, на 30-е сут,		на 70-е сут,
ГРЕН-1,	ГРЕН-1,		мКи/мл	мКи/мл	мКи/мл
мКи/мл					
500	штатный	5,0	80	60	40
300	порционный	2,0	200	150	100
1000	штатный	10,0	110	60	40
1000	порционный	4,0	230	150	100



Рис. 6. Система концентрирование элюата из генератора <sup>188</sup>Re (США)

Автоматический модуль концентрирования NEPTIS TH (IRE, Бельгия) для получения раствора натрия перрената, <sup>188</sup>Re с высокой объемной активностью из генератора <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re, производства Национального института радиоэлементов (IRE, Бельгия) показан на рисунке 7. После установки кассеты концентрирования в модуль и запуска программы, процесс концентрирования идет автоматически:



*Рис.* 7. Модуль концентрирование элюата из генератора <sup>188</sup>Re (Бельгия)

100 мл элюата под действием давления, нагнетаемого компрессором, поступают в кассету для концентрирования. Концентрированный раствор по завершению процесса, который длится 1 ч, автоматически поступает в стерильный флакон. Объем концентрированного раствора элюата задается до начала процесса.

В настоящее время в ГНЦ РФ – ФЭИ созданы предпосылки для разработки технологии генератора <sup>188</sup>Re с улучшенными характеристиками элюата, что позволит создать высокотехнологичное изделие для ядерной медицины российского

производства, обеспечив тем самым возможность для России занять лидирующую позицию в области радиофармацевтики.

В настоящее время объем мирового рынка по <sup>188</sup>W составляет порядка 70–80 Ки в год, основные производители генераторов <sup>188</sup>Re (ГРЕН-1, Россия; ІТG, Германия; ORNL, США; ІRE, Бельгия) представлены на рисунке 8. Потребность мирового рынка составляет около 200–300 генераторов/год.

Сравнительные показатели качества элюата из генераторов <sup>188</sup>Re представлены в таблице 2. Сорбентом в генераторных колонках представленных генераторов является оксид алюминия.



Рис. 8. Мировой рынок производителей генераторов <sup>188</sup>Re (из доклада АО «В/О» Изотоп» 21.06.2018 в Обнинске Калужской области на семинаре «<sup>188</sup>Re и радиофармацевтические препараты на его основе»)

### Таблица 2.

Производи-	Номинал,	Объем	pН	Радиохими-	Содержание	Примечание
тели	ГБк	элюента,	элюата	ческая чи-	вольфрама-	
		МЛ		стота, %	188, %	
АО «ГНЦ РФ –ФЭИ», Россия	3,7–37,0	5–10	4,0–8,0	не менее 99,5	не более 1·10 <sup>-3</sup>	Регулярное производство и поставка
ORNL, TN, CIIIA	9,25–111,0	10–20	4,5–6,0	не менее 98,0	*	Более 500 ге- нераторов с 1986
IDB, Ни- дерланды	3,7–18,5	8	4,5–6,0	не менее 98,0	*	Регулярное производство и поставка
POLATOM, Польша	3,7–37,0	8	4,0–7,0	не менее 98,0	не более 0,5	В настоящее время не произво- дится
IRE, Бельгия	3,7–37,0	100	4,5–6,0	не менее 99,0	*	Генератор используется с автомати- ческим моду- лем концен- тратором
ITM, Германия	Более 100,0	меньше 10 мл	*	*	не более 1·10 <sup>-3</sup>	Регулярное производство и поставка

Сравнительные показатели качества элюата из генераторов <sup>188</sup>Re

\* — сведения отсутствуют.

Разработка концентратора к генератору <sup>188</sup>Re позволит АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выйти с новой продукцией на зарубежный рынок (рынок ближнего зарубежья и Юго-Восточной Азии) и конкурировать с другими производителями. Ключевым преимуществом является низкая цена, генератор производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» практически в 2 раза дешевле конкурентов, кроме этого в РФ нарабатывается сырьевой радиоактивный препарат <sup>188</sup>W для производства генераторов (всего два крупных производителя в мире).

Потребность рынка РФ на сегодня составляет 15–20 шт./год (15 медицинских учреждений, в которых синтезируются РФЛП и проводится терапевтическое применение).

Разработанные перспективные РФЛП на основе <sup>188</sup>Re для радионуклидной терапии представлены в таблице 3.

Ведущими предприятиями РФ также разрабатываются новые РФЛП на основе  $^{188}$ Re (таблица 4).

#### Таблица 3.

РФЛП	Направление применения	Страна
<sup>188</sup> Re(V)DMSA	Костные метастазы при раке про- статы/груди	Велико- британия
<sup>188</sup> Re-золедроновая кислота	Паллиативная терапия при метастатиче- ском поражении скелета (РПЖ и рак груди). На рынке существуют следующие произво- дители-конкуренты генераторов <sup>188</sup> Re: ITG, Германия; ORNL, США; IRE, Бельгия	Россия
<sup>188</sup> Re-фосфорен	Паллиативное лечение метастатических по- ражений костной ткани (рак простаты, мо- лочной железы, легкого, желудка, щитовид- ной железы)	Россия
<sup>188</sup> Re-SSS Lipiodol	F	Франция
<sup>188</sup> Re-HDD Lipiodol	тепатоцеллюлярная карцинома	Бельгия
<sup>188</sup> Re-Human Serum Albu- min (HSA)Microspheres	Прогрессирующий, неоперабельный первичный или вторичный рак печени	Польша
<sup>188</sup> Re-HEDP	Рак предстательной железы рефрактерный к гормональной терапии	Нидерланды
<sup>188</sup> Re Tin-colloid	Ревматоидный артрит	Корея
<sup>188</sup> Re-Sn microparticles (colloidal)	Синовит с острой болью	Индия
<sup>188</sup> Re-BMEDA	Первичные солидные опухоли в продвинутой или метастатической стадии	Тайвань
<sup>188</sup> Re-P2045	Рак легких	CIIIA
<sup>188</sup> Re-PTI-6D2	Метастатическая меланома	Израиль
<sup>188</sup> Re SCT (мед. изделие для брахитерапии)	Немеланомный рак кожи	Италия

## Перспективные РФЛП на основе <sup>188</sup> Re для радионуклидной терапии

Впервые генератор <sup>188</sup>Re был зарегистрирован в Росздравнадзоре как медицинское изделие в 2006 г. Срок действия регистрационного удостоверения до декабря 2011 г. В этом же году был подготовлен пакет документов для продления срока действия регистрационного удостоверения на медицинское изделие по существующему на тот момент регламенту, но в 2012 г. Постановлением Правительства РФ № 1416 были введены новые правила регистрации медицинских изделий. В связи с изменением нормативной документации и регламента по регистрации медицинских изделий, ГНЦ РФ – ФЭИ приступило к подготовке нового пакета документов по регистрации генератора <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 и проведению заводских, технических испытаний.

#### Таблица 4.

Ведущие предприятия РФ, разрабатывающие новые РФЛП на основе <sup>188</sup>Re

Название РФЛП	Хими- ческая форма	Статус	Назначение	Разработчик и производитель
Синорен, <sup>188</sup> Re	Суль- фокол- лоид с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Терапия воспали- тельных заболева- ний суставов, ра- диосиновэктомия коленного сустава	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ имени А.И. Бурназяна ФМБА Рос- сии
Микро- сферы аль- бумина, <sup>188</sup> Re (5–10 мкм)	Альбу- мин с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Терапия ревмато- идного артрита	Завод «Медрадиопрепарат» — филиал ФГУП ФЦ ПРОЯМ ФМБА России, МРНЦ имени А.Ф. Цыба — филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России
Гепарен, <sup>188</sup> Re	Альбу- мин с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Гепатоклеточная карцинома	Завод «Медрадиопрепарат» — филиал ФГУП ФЦ ПРОЯМ ФМБА России, МРНЦ имени А.Ф. Цыба — филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России
<sup>188</sup> Re- SSS/липио- дол	Липио- дол с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Гепатоклеточная карцинома	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ имени А.И. Бурназяна ФМБА Рос- сии, ООО «Центр Атоммед»

В 2018 г. ГНЦ РФ – ФЭИ получено разрешение Росздравнадзора на проведение клинических испытаний медицинского изделия «Генератора <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re ГРЕН-1».

В апреле 2021 г. медицинское изделие «Генератор рения-188 ГРЕН-1» производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (Россия) зарегистрировано повторно, регистрационное удостоверение № РЗН 2021/13914.

#### Список литературы

- Баранов Н.Г., Степченков Д.В., Нерозин Н.А., Сулим Е.В., Минко Ю.В., Семенова А.А. Способ получения генераторного радионуклида рений-188 // Патент РФ на изобретение №2481660. 2011.
- 2. Баранов Н.Г., Степченков Д.В., Нерозин Н.А., Сулим Е.В., Минко Ю.В., Семенова А.А. Обоснование технологических параметров стационарного генератора рения-188 для радионуклидной терапии // Доклад на Седьмом международном симпозиуме «Технеций и рений: изучение свойств и

применение», г. Москва, 4–8 июля 2011 г. : Book of abstracts 7<sup>th</sup> International Symposium on Technetium and Rhenium — Science and Utilization. — М.: GRANITSA. P. 142.

- Сулим Е.В., Кузнецов А.А., Степченков Д.В., Нерозин Н.А., Минко. Динамические характеристики сорбции и десорбции радинуклидов молибдена-99, вольфрама-188, рения-188 из технологических растворов генераторов // Тезисы докладов VIII Всероссийской конф. «Радиохимия-2015», г. Железногорск, 28 сентября — 2 октября, 2015. С. 471.
- 4. Степченков Д.В., Сулим Е.В., Крылов В.В., Кузнецов А.А., Мануйлов Р.Н., Нерозин Н.А., Петриев В.М., Семенова А.А. Генератор рения-188 производства АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» для синтеза терапевтических радиофармпрепаратов // В книге: ХХ Менделеевский съезд по общей и прикладной химии. Тезисы докладов в 5 томах. Уральское отделение Российской академии наук. — 2016. — 436 с.
- 5. Н.А. Нерозин, Д.В. Степченков, Е.В. Сулим, А.А. Кузнецов. Российский генератор <sup>188</sup>W/ <sup>188</sup>Re для радионуклидной терапии // Исследования и практика в медицине. 2017... Т. 4. № S1. С. 84.
- A.A. Kuznetsov, N.A. Nerozin, A.A. Semenova, D.V. Stepchenkov, E.V. Sulim "GREN-1" <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re generator. Current status // 10<sup>th</sup> International Symposium on Technetium and Rhenium – Science and Utilization. Proceedings and selected lectures of the 10th International Symposium. 2018. C. 442–448.

## Производство отечественных микроисточников для брахитерапии

С. А. Артамонов, М. В. Бурмистров, С. С. Мосин, Н. А. Нерозин, Д. А. Подсобляев, А. П. Пышко, С. В. Ткачёв, В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц

Россия является признанным лидером в области использовании ядерных технологий в различных сферах народного хозяйства, в том числе и по производству радиоактивных и стабильных изотопов, используемых, в частности, для нужд ядерной медицины, развивающейся заметно интенсивнее в последнее время. В различных регионах появились центры ядерной медицины, в которых устанавливается современное оборудование для радиоизотопной диагностики и лучевой терапии. Ядерная медицина является эффективным инструментом существенного повышения качества жизни населения и снижения смертности, и мировой опыт на практике доказывает это. Достижения в ядерной медицине благоприятно влияют на развитие практически всей медицинской науки, давая пациентам надежду на продление жизни, а то и на полное выздоровление.

Для развития ядерной медицины в России особенно важна правительственная поддержка. Создана концепция развития ядерной медицины в РФ, в которой одним из важнейших стратегических направлений является борьба против онкологических заболеваний. На основе этой концепции формируется Национальная программа. Президент Российской Федерации Владимир Владимирович Путин в своем Послании к Федеральному собранию сказал: «Предлагаю реализовать специальную общенациональную программу по борьбе с онкологическими заболеваниями, активно привлечь к решению этой задачи науку, отечественную фарминдустрию, выстроить современную комплексную систему от правильной диагностики до своевременного эффективно лечения, которая позволит защитить человека».

Разработки Физико-энергетического института (ФЭИ), много лет занимавшегося исследованиями в области ядерной медицины вносят существенный вклад в развитие этого направления. Благодаря тесному сотрудничеству физиков и радиохимиков нашего института с медиками ведущих радиологических центров РФ созданы и создаются уникальные отечественные радиофармпрепараты (РФП) и изделия медицинской техники.

В России ежегодно фиксируется около 10000 новых заболевших раком простаты, и это не считая тех, кто не прошел диагностику. После рака легких смертность мужчин от рака предстательной железы стоит на 2-м месте. У каждого третьего мужчины после 50 лет обнаруживают некоторые изменения клеток простаты, которые в конечном счете могут привести к онкологическому заболеванию. По наблюдениям ВОЗ, рак простаты особенно распространён в промышленно развитых странах, где заболеваемость доходит до 100 человек на 100 тысяч населения. Для лечения этого заболевания в наши дни в развитых странах большое распространение получил метод брахитерапии. Если в последние годы прошлого столетия брахитерапию использовали при лечении рака простаты в 5 % случаев, то сегодня её применяют практически с той же частотой, что и радикальную простатэктомию. Операция малоинвазивная, с высоким процентом положительных результатов (более 90 %) и легко переносится больными (выписка пациентов осуществляется на следующий день).

Брахитерапию рака предстательной железы стали применять в РФ в начале 2000 г., методику проведения этих операций освоили в нескольких клиниках РФ, и такое лечение стало возможно в России. К 2015 году в России уже функционирует 25 клиник, где проводят такие операции. В основном до 2015 года применялись зарубежные источники «IsoCord» Eckert&Ziegler BEBIG, Германия. Брахитерапия внесена в перечень процедур, на которые выделяются Государством квоты как на высокотехнологическую медицинскую помощь (ВМП). До 2013 года квота составляла порядка 450 тыс. рублей; этой суммы хватало на закупку необходимого количества импортных микроисточников и остальных комплектующих (иглы, брахибаллоны), также зарубежных производителей. Однако в 2014 году квота снизилась до 234 тыс. рублей, и такой суммы хватало на закупку лишь третьей части от необходимых на операцию комплектующих. И если до 2013 года количество проведенных операций брахитерапии только возрастало, то постепенно операции по квоте клиники делать прекращали из-за дороговизны зарубежных микроисточников.

Чтобы не лишать российских пациентов возможности пользоваться современным и высокоэффективным методом лечения рака простаты, специалисты ФЭИ совместно с сотрудниками НМИЦ радиологии разработали отечественную технологию и запустили опытное производство российских микроисточников с йодом-125 на отечественном оборудовании и с применением отечественных комплектующих и технологий. В ходе разработки специалистам этих предприятий пришлось решать ряд задач, не часто встречающихся им в повседневной практике, однако существенно повлиявших на эффективность производства и особенно на качество микроисточников (МИ). Прежде чем приступить к полномасштабному производству, были проведены описанные ниже исследования и технологические работы с целью оптимизации разработанной технологии производства российских микроисточников.

Изучена кинетика нанесения йода-125 (зависимости количества нанесённого йода-125 от его концентрации, времени нанесения, pH среды) на серебряные подложки методом изотопного обмена и электрохимическим методом.

Выбран оптимальный режим работы установки, при котором из раствора извлекается не менее 80 % активной субстанции йода-125.

Подобраны параметры для достижения равномерности распределения активности МИ.

Доработана установка нанесения йода-125 на серебряные подложки [1].

Отработана технология лазерной сварки микроисточников (рис. 1), разработана и передана изготовителю конструкция позиционера на 20 микроисточников для повышения производительности участка сварки МИ. Оптимизирована



Рис. 1. Участок сварки микроисточников

технология проверки МИ на герметичность иммерсионным (радиометрическим) методом. Велась работа оптимизации технологий: сортировки по активности, стерилизации, формирования стрендов и паспортизации МИ.

Разработана методика контроля качества МИ, позволяющая измерять мощность воздушной кермы и «видимую» активность МИ (основные параметры, необходимые для проведения клинических испытаний).

Модернизирована электронная база данных, предназначенная для учета, контроля и движения МИ по технологическим участкам и формирования сопроводительной документации на поставки МИ потребителям, которая будет прослеживать информацию по произведенным в ГНЦ РФ — ФЭИ микроисточникам (данные о сырье; даты изготовления, сварки, герметизации, стерилизации, сортировки, стерилизации, упаковки; номера паспортов; дату отправки заказчикам; информацию по отбракованным МИ и т. д.), а также информацию о потенциальных потребителях МИ.

Оптимизирован режим работы автоматизированной установки измерения и сортировки МИ по активности (рис. 2), подобраны параметры функционирования данной установки для измерения реальных изготовленных МИ.

Разработана процедура дезинфекции отсортированных МИ. Проведен сравнительный анализ дезинфицирующих растворов. После чего процедура дезинфекции была оптимизирована и выпущена соответствующая инструкция для операторов.

Проведен ряд мероприятий по разработке подающего устройства МИ для оплеточной машины (рис. 3). Проведены поисковые мероприятия с целью определения изготовителя данного подающего устройства среди изготовителей современной робототехники.

Проведены переговоры с производителями биосовместимых и биоразлагаемых полимеров, применяемых для отверждения шовного материала (используется для изготовления стрендов). От каждого производителя были получены опытные образцы в виде растворов, которые впоследствии были применены для реально изготовленных стрендов. Исследовались различные типы полимеров и растворителей. Для каждого отвержденного стренда проверялись физикомеханические свойства, совместимость с процедурой стерилизации и полнотой ее проведения (микробиологический анализ на стерильность и пирогенность).

Разработана процедура упаковки стрендов в защитные контейнеры (рис. 4) с последующей упаковкой их в полупроницаемые пакеты для стерилизации. Отработаны оптимальные режимы запаивания пакетов для подготовки к стерилизации.





Рис. 2. Автоматическая сортировка микроисточников по активности



Рис. 3. Оплетка микроисточников биоразлагающейся нитью



Рис. 4. Микроисточник в упаковке

Проведена работа по выбору режимов стерилизации, подбор оптимальной программы стерилизации, определение необходимого количества реагента, температуры стерилизации, времени стерилизации.

Разработан полный комплект технической документации на МИ: стандартные операционные процедуры, паспорт соответствующего образца, технические условия, руководства по эксплуатации на все участки производства МИ.

В связи с отсутствием российской программы планирования операций по брахитерапии, необходимо было подтвердить сходство характеристик микроисточников производства фирмы ONCURA (модель OncoSeed 6711) и AO «ГНЦ РФ – ФЭИ» (модель IPPE SEED), для того чтобы использовать программное обеспечение для МИ OncoSeed 6711 при планирования операций с МИ ГНЦ РФ – ФЭИ. С этой целью были проведены исследования дозиметрических характеристик стандартных микроисточников и по отработанной методике были рассчитаны основные дозиметрические характеристики микроисточников ГНЦ РФ – ФЭИ, результаты которых опубликованы в статье [2] и частично приведены ниже.

При производстве и использовании микроисточников существуют ряд особенностей в тестировании и контроле, обусловленных микроскопичностью размеров микроисточника и существенным вкладом различий дозиметрических характеристик в терапевтическое воздействие. Принятый на сегодняшний день в мировой практике свод рекомендаций и правил для расчета дозиметрических характеристик впервые представлен ААРМ Task Group 43. Также в указанном документе представлены стандартные данные для основных типов микроисточников.

Следуя рекомендациям Task Group 43, посредством кода MCNP были проведены расчетные исследования дозиметрических характеристик микроисточников с радионуклидом I-125. Получены стандартные дозиметрические данные, характеризующие исследуемый тип микроисточников.

Микроисточник «OncoSeed 6711» (модель фирмы ONCURA, рис. 5) представляет собой герметично запаянный в титановую капсулу серебряный стержень, покрытый тонким слоем радиоактивного I-125, период полураспада которого равен 59,43 дня. В процессе распада I-125 превращается в Te-125 в первом возбужденном состоянии. Переход Te-125 в стабильное состояние с вероятностью 93 % происходит с испусканием электронов внутренней конверсии, либо с вероятностью 7 % — с испусканием гамма-излучения с энергией 35,5 кэВ. Захват и внутренняя конверсия электронов сопровождаются характеристическим излучением. Имеется также флуоресцентное рентгеновские излучение с энергией 22,1 и 25,5 кэВ вследствие взаимодействия фотонов йода-125 с серебряным стержнем. Электроны и фотоны предельно низких энергий спектра радиоактивного йода поглощаются титановыми стенками капсулы.

При разработке конструкции МИ ГНЦ РФ – ФЭИ (рис. 6) были учтены достоинства известных микроисточников. Для изготовления корпуса МИ использовалась титановая трубка Ø 0,80×0,05 мм. Вкладыши изготавливались из серебряной проволоки Ø 0,5 мм марки Ср 999,9 ГОСТ 6836. Герметизация корпуса МИ осуществлялась титановыми шариками и сварными швами, образующимися при оплавлении кромок.

Исторически задачу выработки норм в оценке дозовых характеристик для разработки микроисточников каждый производитель решал отдельно, тем самым умножая неопределенность в описании предмета. Поэтому в США, для стандартизации дозовых характеристик «OncoSeed 6711» и других терапевтических микроисточников, была инициирована и проведена работа по анализу и систематизации существующих публикаций, посвященных радиационной терапии. В 1998 году Комитетом радиационной терапии Американской ассоциации физиков в медицине была сформирована Рабочая группа № 43 (TG43) для курирования этой проблемы. Итогом работы являлся формализм описания дозиметрических



*Рис. 5.* Модель микроисточника OncoSeed 6711



Рис. 6. Микроисточник ГНЦ РФ – ФЭИ

характеристик микроисточников, опубликованный в отчете «Дозиметрия внедренных брахитерапевтических источников». Отчет представлен в журнале «Медицинская физика» (США) в феврале 1995 года [3].

Толщина слоя нанесенной активности производимого в ГНЦ РФ – ФЭИ микроисточника, согласно заявлениям разработчика, составила 8,0 ·10<sup>-3</sup> мкм или 80 Å слоя материала AgI, соответствующего значению нанесенной активности в 1 мКи. Для данных условий были рассчитаны дозиметрические характеристики (рис. 7).



В таблице 1 представлены сравнительные данные радиальной функции дозы для линейной и точечной аппроксимации МИ.

В таблице 2 представлены данные по функции анизотропии на различных радиусах для МИ IPPE SEED.

На рисунке 8 представлены линии уровня мощности поглощенной дозы (изодозы) в воде от одиночного микроисточника. Результаты нормированы на нанесенную активность, равную 1 мКи.

В табл. 3 представлена постоянная дозы  $\Lambda$  для микроисточников OncoSeed 6711 и микроисточников производства ФЭИ

Показательны также отличия в спектре выходящих фотонов из МИ с экспериментальными данными (таблица 4).

Радиальная функция дозы					
<i>r</i> , см	Микроисточни	к OncoSeed 6711	Микроисточн	ник IPPE SEED	
	$g(r)_l$	$g(r)_p$	$g(r)_l$	$g(r)_p$	
0,10	1,055	0,969	1,042	0,693	
0,15	1,078	0,853	1,056	0,836	
0,25	1,082	0,982	1,063	0,967	
0,50	1,071	1,048	1,049	1,026	
0,75	1,042	1,036	1,026	1,025	
1,00	1,000	1,000	1,000	1,000	
1,50	0,908	0,912	0,908	0,912	
2,00	0,814	0,819	0,846	0,849	
3,00	0,632	0,636	0,683	0,689	
4,00	0,496	0,499	0,536	0,541	
5,00	0,346	0,367	0,413	0,419	
6,00	0,270	0,272	0,329	0,332	
7,00	0,199	0,200	0,241	0,242	
8,00	0,148	0,149	0,185	0,186	
9,00	0,109	0,110	0,138	0,139	
10,0	0,0803	0,0809	0,0968	0,0993	

## Таблица 1.

## Таблица 2.

Значения  $F(r, \theta)$ 

Полярны	<i>г</i> , см									
и угол ө, град	0,3	0,5	0,7	1	2	3	4	5	6	7
0	0,154	0,202	0,248	0,304	0,419	0,484	0,550	0,580	0,622	0,636
5	0,219	0,203	0,250	0,307	0,421	0,637	0,559	0,589	0,632	0,643
10	0,398	0,454	0,501	0,549	0,628	0,675	0,728	0,726	0,747	0,724
15	0,608	0,597	0,630	0,660	0,723	0,737	0,783	0,781	0,821	0,793
20	0,782	0,728	0,737	0,750	0,781	0,809	0,828	0,828	0,831	0,877
25	0,881	0,811	0,815	0,818	0,841	0,854	0,881	0,860	0,912	0,884
30	0,939	0,887	0,878	0,875	0,884	0,889	0,905	0,904	0,907	0,898
35	0,973	0,939	0,940	0,921	0,915	0,923	0,926	0,934	0,950	0,900
40	1,001	0,965	0,963	0,963	0,945	0,938	0,962	0,954	0,971	0,971
45	1,012	0,991	0,989	0,982	0,969	0,959	0,981	0,990	0,982	0,996
50	1,028	1,006	1,007	1,006	0,987	0,981	0,999	1,011	1,001	1,009
55	1,048	1,022	1,024	1,020	1,003	0,991	1,003	1,014	1,015	0,980
60	0,968	1,027	1,033	1,031	1,031	1,000	1,019	1,017	1,032	1,000
65	0,971	1,042	1,049	1,036	1,020	1,008	1,017	1,014	1,064	1,025
70	0,982	1,041	1,050	1,039	1,026	1,029	1,016	1,036	1,036	1,023
75	0,985	0,987	1,046	1,048	1,034	1,012	1,028	1,027	1,016	1,002
80	0,988	0,996	0,998	1,039	1,030	1,012	1,028	1,027	1,063	1,028
85	0,997	1,008	1,008	1,009	1,008	1,034	1,011	1,019	1,016	1,010
90	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
$\Phi_{an}(r)$	1,054	0,994	0,986	0,980	0,970	0,967	0,977	0,980	0,991	0,975



*Рис. 8.* Изолинии мощности поглощенной дозы в воде от разрабатываемого в ГНЦ РФ – ФЭИ микроисточника

## Таблица 3.

Источник	$\Lambda - TG-43(1995)$	$\Lambda$ – константы	$\Lambda - MCNP$ модель
		мощности дозы (2004)	
MИ OncoSeed 6711	0,88	0,964	0,941 ( <sup>125</sup> I + 5 мкм Ag), 0,994 (I <sup>125</sup> + 1 мкм AgCl, AgI))
ФЭИ			1,01

### Таблица 4.

Относительный спектр фотонов, выходящих из МИ OncoSeed 6711 на оси, перпендикулярной оси МИ, в зависимости от материала покрытия слоя <sup>125</sup>I в сравнении с данными NIST

	Энергия,	Источник	<sup>125</sup> I +5 мкм	<sup>125</sup> І+1 мкм	ΝЄΦ	NIST
	кэВ		Ag	(AgCl, AgI)	(80Å AgI)	
Ад (рентге-	21,99		8,89E-02	5,40E-02	5,02E-02	4,82E-02
новское из-	22,163		1,65E-01	9,91E-02	9,17E-02	1,03E-01
лучение)	24,94		5,22E-02	3,15E-02	2,92E-02	3,45E-02
5	25,46		9,68E-03	5,99E-03	5,59E-03	8,90E-03
<sup>125</sup> I	27,202	2,75E-01	1,78E-01	2,19E-01	2,23E-01	2,09E-01
	27,473	5,13E-01	3,36E-01	4,07E-01	4,15E-01	4,01E-01
	30,98	1,37E-01	1,06E-01	1,17E-01	1,18E-01	1,25E-01
	31,7	2,97E-02	2,35E-02	2,57E-02	2,58E-02	2,80E-02
	35,49	4,53E-02	4,07E-02	4,06E-02	4,12E-02	4,19E-02

Основным донором в характеристическое излучение серебра послужили энергетические линии с максимальной долей выхода фотонов 27,202 и 27,473 кэВ. Особенно это выражено для экспериментальных данных, что позволяет в данном случае предположить о более вероятном взаимодействии излучения с серебром или серебросодержащем материалом, т. е. явное наличие подобного верхнего, нерадиоактивного закрепляющего слоя на подложке стандартного микроисточника.

Проведен литературный обзор отчетов об исследованиях дозиметрических характеристик микроисточников, утвержденных NIST (Национальный институт стандартов, США) и Task Group 43 (Рабочей группы Ассоциации медицинских физиков, США). Рассчитаны по отработанной методике основные дозиметрические характеристики микроисточника ГНЦ РФ – ФЭИ:

- радиальная функция дозы для точечной аппроксимации;
- радиальная функция дозы для линейной аппроксимации;
- функция анизотропии на различных радиусах;
- постоянная дозы А.

Учитывая результаты проведенных исследований, сделано заключение о возможности использования для планирования операций по брахитерапии рака предстательной железы с применением МИ IPPE SEED параметров программного обеспечения, полученных для МИ OncoSeed 6711.

В опубликованной статье [4] было изучено влияние неравномерности нанесения радионуклида на распределение поглощенной дозы, создаваемой решеткой микроисточников. На инженерном программном комплексе МАТНСАД разработана программа расчета мощности поглощенной дозы, создаваемой решеткой из микроисточников. Для верификации данного алгоритма создана расчетная модель для кода MCNP, представляющая собой область, состоящую из мягкой биологической ткани или любой другой ткани, в которую введена решетка микроисточников. При помощи разработанной системы было проанализировано значение возможного систематического неравномерного нанесения активности на сердечник микроисточника. В работе моделировалось распределение активности по поверхности микроисточника для создания распределения мощности поглощенной дозы, соответствующей экспериментальным данным радиационного поражения. Полученная модель микроисточника с неравномерным распределением активности сравнивалась по основным дозиметрическим характеристикам со стандартным микроисточником, использующим сердечник с активностью, нанесенной равномерно по всей площади серебряного стержня. Результаты показывают, что даже при очень неравномерном распределении активности, распределение мощности дозы, создаваемое в окрестности опухоли решеткой микроисточников, практически не отличается от поля мощности дозы, полученного для микроисточников с равномерно распределенной активностью. Различия в мощности дозы (до 10 %) в ближайших к центру решетки областях существенно меньше, чем спад ее от центра к периферии решетки. С целью получения пространственного распределения поглощенной энергии для заданной конфигурации набора микроисточников и построения кривых равного уровня по заданным срезам создана программа SEEDPLAN. Разработанная программа достаточно точно отображает пространственное распределение для заданной конфигурации набора микроисточников, используя в качестве исходных данных результаты расчетов поглощенной энергии вокруг одиночного микроисточника, и может быть использована при оптимальном планировании брахитерапии, использующей микроисточники.

В 2018 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создан новый точный и быстрый метод оптической цифровой дозиметрии. Для измерения разработали и изготовили уникальный (единственный в РФ) специальный стенд СИДХМ-11-111, который обрабатывает поля радиолюминесценции малогабаритных сцинтилляторов, расположенных на определенных расстояниях и под определенными углами по отношению к оси микроисточника и автоматически определяет дозиметрические характеристики микроисточника (рис. 9). По сравнению с традиционным, данный метод позволяет сократить время измерения дозиметрических характеристик микроисточников более чем в 10 раз. Длительность полного цикла измерений всех дозиметрических характеристик для одного микроисточника составляет 1,5 часа. Другие преимущества стенда — компактность, высочайшая точность измерений, простота обслуживания (нужен всего один оператор). Разработана и аттестована методика измерения дозиметрических характеристик микроисточников.

После проведенных исследований, создания полноценного производства отечественных микроисточников и получения необходимых документов, были проведены клинические испытания, в ходе которых было пролечено 36 пациентов. Клинические испытания доказали высокую эффективность лечения онколо-



Рис. 9. Стенд для определения дозиметрических характеристик микроисточников



Рис. 10. Команда победителей от АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

гических больных с использованием разработанных и производимых отечественных радиоактивных источников. В группе больных раком предстательной железы стадии T1-2bN0M0 общая 5-летняя выживаемость составила 96,2 %, безрецидивная 5-летняя выживаемость — 94,3 %, что превышает показатели 5-летней безрецидивной выживаемости при выполнении у аналогичной категории больных других методов лечения: хирургического вмешательства— 89,8 % и дистанционной лучевой терапии — 85,0 %. Отечественные микроисточники производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» получили официальное право на применение в медицинской практике. За эту разработку группа специалистов Физико-энергетического института отмечена Генеральным директором Росатома в 2015 году, а трое из них в 2017 году удостоены премии Правительства РФ.

Начиная с 2016 года российские клиники получили отечественное средство для лечения опасного заболевания у мужчин, не уступающее по качеству зарубежным, но в несколько раз дешевле.

Вклад работников АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в развитие отечественной радиомедицины был отмечен дипломом III степени на конкурсе ГК Росатома в номинации «Победа года» в 2016 году.

С 2015 года по настоящее время в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» произведено и поставлено в различные медицинские центры около 40000 микроисточников.

#### Список литературы

- 1. Подсобляев Д.А., Нерозин Н.А., Шаповалов В.В., Яковщиц Ю.А., Болонкин А.С., Дунин А.В., Говердовский А.А. Электрохимическое осаждение <sup>125</sup>I на серебряные подложки микроисточников // Biomedical photonics. 2015. № 4. С. 17–20.
- 2. Нерозин Н.А., Пышко А.П., Шаповалов В.В. Расчётные исследования пространственного распределения мощности поглощённой дозы в опухоли и окружающих её для различных микроисточников // Исследования и практика в медицине. 2015. Т. 2. № 4. С. 41–49.
- R. Nath, L.L. Anderson, G. Luxton, K.A. Weaver, J.F. Williamson, A.S. Meigooni, Dosimetry of Interstitial brachytherapy sources: Recommendations of the AAPM Radiation Therapy Committee Task Group No. 43. Med. Phys, 1995, 22, pp. 209– 233.
- 4. Нерозин Н.А., Пышко А.П., Шаповалов В.В., Говердовский А.А. Исследование влияния неравномерности нанесения на подложку радионуклида на распределение поглощённой дозы, создаваемой решёткой микроисточников // Biomedical photonics. 2015. № 3. С. 10–23.

# СОДЕРЖАНИЕ

## ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

БФС — уникальный инструмент для обоснования нейтронно-физических
характеристик активных зон быстрых реакторов нового поколения
А. В. Гулевич, В. Г. Двухшерстнов, В. А. Елисеев, Д. А. Клинов,
И. П. Матвеенко, Г. М. Михайлов, М. Ю. Семенов5
Особенности активных зон перспективных быстрых реакторов
Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев
Проблемы создания высокотемпературной ядерной энерготехнологии
с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для
производства элетроэнергии, водорода и других инновационных применений А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Л. А. Клинов, А. В. Гулевич.
А. П. Иванов, В. В. Алексеев, А. В. Морозов
Реакторный исследовательско-испытательный комплекс
А. С. Кириллов, А. А. Романенко, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин
Автономные ядерные энергоисточники субмегаваттного класса
И. А. Денежкин, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, Н. И. Логинов,
А. С. Михеев, А. П. Пышко70
Роль быстрых натриевых реакторов в замыкании ядерного топливного цикла атомной энергетики
А В Гулевич В М Лекусар А А Камаев Л А Клинов А П Мосеев
В И. Усанов, Б. А. Васильев, А. В. Васяев, С. Ф. Шепелев
ФЭИ — научный руковолитель Билибинской АЭС
Ю Л Баранаев, Ю. В. Матвеев, И. В. Московченко, Р. И. Мухамадеев.
Л. М. Парафило, А. П. Суворов, В. Ф. Тимофеев, Ю. В. Харизоменов
Свинцово-висмутовые реакторы: между прошлым и будущим
Г. И. Тошинский

## ТЕПЛОФИЗИКА

Технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей
в атомной энергетике и других отраслях промышленности
Р. Ш. Асхадуллин, А. Ю. Легких, В. П. Мельников, В. В. Ульянов137
Закономерности теплообмена и верификации теплогидравлических кодов
для реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления
(некоторые итоги)
П. Л. Кириллов154
Проблемы моделирования влияния процессов массопереноса борной кислоты
на ее накопление в активной зоне при аварийных режимах АЭС с ВВЭР
А. В. Морозов, А. Р. Сахипгареев, А. С. Шлёпкин,
С. В. Рагулин, А. С. Сошкина
•

Уточнение и применение схем течения теплоносителя в раздающих коллекторных системах теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ
В. Н. Дельнов
Экспериментальные и расчетные исследования теплофизических аспектов
развития кипения жидкого металла в реакторе на быстрых нейтронах
А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Е. Ф. Иванов197
Опыт ФЭИ в области разработки и применения тепловых труб
Ю. В. Аксенов, Т. Н. Верещагина, Н. И. Логинов, А. С. Михеев
Актуальные проблемы теплофизики водоохлаждаемых реакторов нового поколения
Ю. А. Кузина, А. П. Сорокин, П. Л. Кириллов, Ю. Д. Левченко, В. М. Лощинин, А. В. Морозов241
Комплексные исследования актуальных проблем теплофизики быстрых реакторов
Ю А Кузина А П Сорокин В В Алексеев В А Грабежная
Ю. И. Загорулько, А. А. Камаев, Ю. И. Орлов
Исспелование термического взаимолействия кориума с теплоносителями
(натрий, вода). Проблемы экспериментального моделирования гипотетических
тяжелых аварий на реакторных установках
Ю. И. Загорулько, К. Ф. Раскач, Н. С. Ганичев,
В. Г. Жмурин, М. А. Коновалов
ФУНЛАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕЛОВАНИЯ
Иногослойные графенополобные структуры интеркалированные цезием
в прикладных задачах плазменной электроэнергетики
В. И. Ярыгин, О. Ф. Кухарчук, С. М. Тулин
Лазерные системы с ядерной и оптической накачкой
П. П. Дьяченко, О. Ф. Кухарчук, А. А. Суворов
Методы расчетно-экспериментальных исследований и оптимизации
характеристик систем с термоэмиссионным преобразованием энергии
П. А. Алексеев, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин339
Измерение сечения реакции (n, α) для ряда конструкционных элементов
В. А. Хрячков, Т. А. Хромылёва, И. П. Бондаренко, А. Ф. Гурбич,
В. В. Кетлеров, П. С. Прусаченко
Ядерные данные для расчетов быстрых реакторов — библиотека файлов
РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ
I. Н. Мантуров, М. Н. Николаев, В. Н. Кощеев
ВЫВОЛ ИЗ ЭКСПЛУАТАНИИ
Проблемы вывода из эксплуатации быстрых реакторов и пути их решения

Проблемы вывода из эксплуатации быстрых реакторов и пути их решения	
на базе исследовательского реактора БР-10	
В.Б.Смыков	390

Отмывка аварийных ОТВС от щелочных металлов перед переработкой	
А. И. Ластов, С. А. Артамонов, Р. М. Малов, М. Д. Самсонов,	
С.В. Ткачёв, С.В. Хамьянов	406

## ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА И РАДИОХИМИЯ

Закрытые источники ионизирующего излучения для лечения органов зрения	[
С. А. Артамонов, О. Ю. Второва, С. С. Мосин, Н. А. Нерозин,	
Д. А. Подсобляев, С. В. Ткачев, В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц	416
Создание РФП для лечения злокачественных новообразований печени	
С. А. Артамонов, А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, М. Д. Самсонов,	
Е. А. Соловьёва, Д. В. Степченков, С. В. Ткачёв,	
Н. Р. Тогаева, В. В. Шаповалов	426
Генератор <sup>188</sup> Re ГРЕН-1 для терапии злокачественных новообразований	
А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, А. А. Семёнова,	
Д. В. Степченков, Е. В. Сулим	436
Производство отечественных микроисточников для брахитерапии	
С. А. Артамонов, М. В. Бурмистров, С. С. Мосин, Н. А. Нерозин,	
Д. А. Подсобляев, А. П. Пышко, С. В. Ткачёв,	
В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц	448

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ» АО «Государственный научный центр Российской Федерации – ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ имени А. И. Лейпунского»

# ИЗБРАННЫЕ ТРУДЫ



Обнинск 2021

Избранные труды АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» / Отв. ред. А. А. Говердовский. — Обнинск, 2021. — 463 с.

В книге представлены избранные научные труды АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского» по ряду направлений деятельности института: фундаментальные исследования, ядерные реакторы, ядерная медицина и радиохимия, теплофизика, вывод из эксплуатации.

Для научных работников, инженеров, специалистов ядерно-энергетического комплекса. Книга может быть полезна студентам и аспирантам всех специальностей в области ядерная энергетика.

# ПРЕДИСЛОВИЕ

В 2020 году отрасль встретила свой 75-летний юбилей: 20 августа 1945 года был создан Спецкомитет при Государственном комитете обороны СССР, на который было возложено руководство работами по атомному проекту. Также было создано Первое главное управление при Совете народных комиссаров СССР для выполнения работ по атомному проекту.

С конца апреля 1945 г. на территории освобожденной Германии начала планомерную работу Правительственная комиссия под руководством Госкомитета обороны и НКВД СССР. Задача — сбор информации о состоянии работ по немецкому атомному проекту и их участниках, поиск и вывоз в СССР необходимых оборудования и материалов.

Одновременно велись переговоры с немецкими учеными и специалистами об их участии в работах по советскому атомному проекту. Некоторые из них переехали в СССР с частью сотрудников и оборудованием своих институтов, лабораторий. Так в 1945—1946 гг. в составе МВД СССР было создано несколько НИИ для организации работы немецких специалистов, среди которых Лаборатория «В» (на основании Постановления Совнаркома от 19 декабря 1945 г.). Приказом МВД СССР от 27 апреля 1946 г. установлено, что Лаборатория располагается в поселке детской колонии «Бодрая жизнь», недалеко от станции Обнинское Московско-Киевской ж.д. Первый приказ по Объекту «В» издан 31 мая 1946 г.

Именно с этого момента ведёт отсчёт своей деятельности Физико-энергетический институт, в прошлом — Лаборатория «В». Первыми начальниками лаборатории «В» были генерал-майор Л.С. Буянов (1946—1947 гг.) и инженерполковник П.И. Захаров (1947—1950 гг.). Научным руководителем Лаборатории «В» в этот период был Хайнц Позе.

Дальнейшее развитие Физико-энергетического института происходило в полном единстве с развитием отрасли.

На протяжении всех последующих лет основными сферами деятельности Физико-энергетического института были:

- разработка с выполнением функций научного руководителя энергетических ядерных реакторов для атомных электростанций, включая Первую в мире АЭС и энергоблоки со всеми быстрыми реакторами,
- разработка с выполнением функций научного руководителя ядерных реакторов с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем для атомных подводных лодок;
- разработка с выполнением функций научного руководителя ядерных реакторов с прямым преобразованием энергии для энергообеспечения космических аппаратов;

- экспериментальные исследования в области реакторной физики, теплофизики, испытания материалов, макетов и конструкций с использованием разнообразных экспериментальных стендов и установок, включая стенды с жидкими металлами (натрий, натрий-калий, литий, свинец-висмут, свинец, цезий), водой под давлением, критические нейтронно-физические стенды, проведение реакторных испытаний, внереакторных ресурсных испытаний установок, макетов и узлов;
- ядерно-физические исследования;
- разработка математических моделей, численных методов и программных средств для расчётного моделирования и обоснования ядерных реакторов – нейтронной физики, теплогидравлики, прочности, радиационной защиты, экономики и др.;
- радиохимические исследования и разработка радиохимических технологий переработки облучённого ядерного топлива;
- материаловедческие исследования и испытания, включая реакторные испытания и послереакторные исследования;
- разработка технологий изготовления топлива, твэлов, электрогенерирующих каналов.

По всем названным направлениям были достигнуты успехи, выполнены разработки и внедрены в народное хозяйство. Но не все направления сохранили свою актуальность в связи со стремительным течением временем, изменением различных обстоятельств, развитием экономики, промышленности, международных отношений.

Одновременно повышается актуальность многих новых направлений, например – ядерной медицины. В этом направлении институт имеет успехи и намерения их решительно развивать.

Книга, которую уважаемый читатель держит в руках, отражает спектр работ института в настоящее время. Нужно сказать, что это отражение неполно, потому что редакционная коллегия ставила перед собой задачу отбора наиболее интересных статей, а не представительство разных направлений.

Эта книга подтверждает компетенции АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» как современного научного центра широкого профиля, исполняющего функции научного руководителя, исполнителя работ, разработчика новых технологий и генератора знаний в сфере исследований и разработок в области использования ядерной энергии в интересах общества.

> В. М. Троянов, Научный руководитель АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»
# ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

# БФС — уникальный инструмент для обоснования нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых реакторов нового поколения

А.В. Гулевич, В.Г. Двухшерстнов, В.А. Елисеев, Д.А. Клинов, И.П. Матвеенко, Г.М. Михайлов, М.Ю. Семенов

Комплекс быстрых физических стендов БФС, включающий два критических стенда БФС-1 и БФС-2, представляет собой уникальную экспериментальную базу для исследования физики быстрых реакторов, решения проблемы безопасности, оптимизации активных зон, обоснования параметров замкнутого топливного цикла. Критические стенды имеют один и тот же шаг решетки активной зоны, используют одни и те же материалы для моделирования активных зон, различаются размерами. За почти 60-летний срок работы критических стендов специалистами ФЭИ накоплен большой опыт работ по их эксплуатации и проведению экспериментов. На критических стендах собраны и исследовано более 150 критических сборок.

## Краткое описание характеристик критических стендов БФС

Пункт 2.1.4 «Правил ядерной безопасности» [1] безусловно требует проведения стендовых и реакторных обоснований как разрабатываемых проектов новых реакторов, так и проектов модернизации реакторов действующих. Аналогичное требование существует и в регулирующих документах других стран. В США, Франции, Японии и некоторых других странах были критические стенды для моделирования быстрых реакторов, но все они выведены из эксплуатации. Поэтому в настоящее время находящийся в ФЭИ комплекс критических стендов (ККС) БФС является единственной в мире установкой, на которой возможно полноценное моделирование различных быстрых (и не только быстрых) реакторов [2—4].

ККС БФС позволяет моделировать активные зоны с различными видами топлива — металлическим, смешанным оксидным, нитридным, с добавлением «младших» актинидов (МА), различными теплоносителями (натрий, свинец, свинец-висмут, вода и др.), различными материалами органов СУЗ, причем в полномасштабной геометрии.

На этом комплексе стендов разрабатываются и внедряются новые методики измерения нейтронно-физических характеристик, в том числе для реакторов большой мощности нового поколения [5, 6].

Наконец, на ККС БФС могут выполняются эксперименты для верификации нейтронных данных и расчетных кодов.

Благодаря обширному комплексу измерительной аппаратуры стенды позволяют измерять многие характеристики, которые невозможно измерить на реальном реакторе. К таким характеристикам можно отнести, например, плотностной (пустотный) эффект реактивности теплоносителя.

## Основные технические характеристики критических стендов БФС

Мощность (макс.), кВт	
БФС-1	0,2
БФС-2	1,0
Моделируемый теплоноситель	Na, Pb, Pb-Bi и др.
Отражатель	U, UO <sub>2</sub> , Pb, Pb-Bi, сталь и др.
Плотность потока быстрых нейтронов,	(макс.), нейтр/(см <sup>2</sup> ·с)
БФС-1	до 10 <sup>8</sup>
БФС-2	до 109
Охлаждение активной зоны	естественная конвекция или
	принудительное воздушное
	охлаждение

Критический стенд (КС) БФС-1 предназначен для изучения нейтронно-физических характеристик проектируемых реакторов и создания бенчмарков, на нем собираются модели активных зон быстрых реакторов с различными видами топлива (на основе обогащенного урана и плутония) и с различными видами теплоносителя. Возможно моделирование и активных зон реакторов типа ВВЭР с водой или имитацией воды блочками полиэтилена и различными видами топлива на основе обогащенного урана и плутония, а также моделирование хранилищ ядерного топлива и технологических пределов ядерного топливного цикла. Физический пуск стенда состоялся 20.02.1962.

Корпус стенда БФС-1 представляет собой вертикальный стальной бак диаметром 2 м и высотой 2,7 м. Размеры бака критстенда позволяют собирать полномасштабные модели проектируемых исследовательских и энергетических быстрых реакторов мощностью до 1000 MBt (тепл.) с различными компоновками активных зон и экранов. На корпусе предусмотрена тепловая колонна, на которой можно моделировать нейтронную защиту и другие области реактора, удаленные от центра активной зоны. В основании бака размещена дистанционирующая решетка, представляющая собой стальную плиту толщиной 100 мм с отверстиями диаметром 35 мм, расположенными с шагом треугольной решетки 51 мм. Бак полностью заполняется стальными или алюминиевыми трубами (~1500) диаметром 50×1 мм, которые своими хвостовиками входят в отверстия дистанционирующей плиты. В трубы загружаются таблетки топливных, воспроизводящих, конструкционных материалов и теплоносителя в порядке, количестве и пропорциях, в которых эти материалы входят в состав активных зон, зон воспроизводства и отражателей моделируемых реакторов. Часть труб, размещенных в центральной части бака, имеют приводы блочнотроссового типа и выполняют функции органов аварийной защиты, компенсации реактивности и регулирования цепной реакции в активной зоне. С помощью этих труб моделируются органы СУЗ. Их состав (набор таблеток реакторных материалов в активной зоне и экранах) подобен составу окружающих труб активной зоны.

На КС БФС-1 проводятся работы:

 по исследованию в обоснование проектных характеристик и безопасной эксплуатации быстрых реакторов (и других типов реакторов) с различными видами теплоносителя;

– разработке и внедрению новых методик определения нейтроннофизических характеристик разрабатываемых перспективных реакторов;

 выполнению бенчмарк-экспериментов для верификации нейтронных данных и программ расчета нейтронно-физических характеристик перспективных реакторов и параметров их топливного цикла. На этом стенде изучались модели созданных в СССР быстрых реакторов ИБР-2, БОР-60, БН-350.

Критический стенд БФС-2 предназначен для исследований быстрых реакторов большого размера. Физический пуск КС БФС-2 состоялся 30.09.1969.

КС БФС-2 подобен стенду БФС-1, но имеет бо́льшие размеры, что позволяет собирать модели реакторов большой мощности (до 3000 МВт (тепл.)). Диаметр бака 5 м, высота 3,3 м, количество труб в баке около 10000. Трубы имеют такой же диаметр, как и на стенде БФС-1, и при создании критсборок заполняются такими же блочками реакторных материалов. К баку примыкают объемы, позволяющие моделировать реакторную защиту и проводить ряд дополнительных измерений.

На КС БФС-2 может быть задействовано 8 органов АЗ, состоящих из 4 труб каждый, 9 компенсаторов реактивности КР, состоящих из 6 труб, два регулирующих органа, содержащих две трубы, и один регулирующий орган из одной трубы.

КС БФС-2 оснащен координатным манипулятором, осуществляющим перестановку труб в баке, перемещение образцов и детекторов по объему критсборки в автоматизированном режиме управления и работу в режиме осциллятора.

На КС БФС-2 проводились экспериментальные исследования моделей активных зон и зон воспроизводства реакторов БН-600, БН-800 и БН-1600 (с оксидным урановым и МОКС-топливом), а также быстрых реакторов со вставками из альтернативных видов топлива.

Набор блочков, используемых на КС БФС-1 и КС БФС-2 для целей моделирования, одинаков и включает:

– делящиеся материалы (металлический уран и его оксид двух уровней обогащения по изотопу U-235 — 90% и 36%, металлический плутоний двух изотопных составов);

 сырьевые материалы (металлический уран и его оксид — обедненные по изотопу U-235, нитрид урана, оксид естественного урана, металлический торий); – минорные актиниды (блочки с оксидом Np-237, образцы различных изотопов MA);

конструкционные материалы (широкий набор сталей и различных металлов);

 теплоносители (металлический натрий, свинец, свинец-висмут, полиэтилен для моделирования воды);

 поглотители (карбид бора — естественный и обогащенный по изотопу B-10, металлы — поглотители нейтронов и их соединения);

- замедлители и инертные материалы (графит, полиэтилен и др.).

Критические стенды БФС оснащены экспериментальными и вспомогательными устройствами, в том числе:

 автоматическими дистанционно управляемыми манипуляторами (позволяющими реализовать режим осцилляций);

устройствами синхронного ввода макетов стержней СУЗ в активную зону;

- устройствами разогрева образцов до 600 °С;

- устройствами принудительного охлаждения активных зон;

 наборами механических устройств для креплений различных детекторов и их перемещений в процессе измерений.

Для измерений на критических стендах используется большой набор методик и приборов, основными из которых являются:

 многоканальный широкодиапазонный цифровой реактиметр, основные методики для которого и их приборная реализация были взаимно сравнены в международных экспериментах (один из вариантов реактиметра внедрен на БН-600);

 набор камер деления различных геометрических размеров с широким набором делящихся изотопов, позволяющий проводить измерения распределений скоростей реакций и спектральных индексов в активной зоне, отражателе и защите реактора;

– широкий набор образцов для осцилляторных измерений в холодном и горячем (до 600 °C) состояниях;

- набор фольг и образцов для нейтронно-активационного анализа;

 – различные источники нейтронного, гамма- и других видов радиоактивного излучения и регистрирующие приборы;

- системы регистрации излучений различных типов.

Возможные типы критсборок на стендах БФС:

- модели быстрых реакторов;

- модели реакторов с другим спектром нейтронов;

 – бенчмарки для тестирования нейтронных данных по новым материалам для активных зон;

- бенчмарки для обоснования ядерной безопасности;

– бенчмарки для отработки методик измерений нейтронно-физических параметров.

## Направления исследований на критических стендах БФС и основные результаты до начала технического перевооружения

Начиная со второй половины 80-х годов работы на критических стендах БФС характеризуются тем, что наряду с широким кругом исследований по российским реакторам, выполненных на средства российских заказчиков, весьма значительные объемы работ были сделаны в рамках международного сотрудничества как через МНТЦ, так и на основе двухсторонних международных контрактов.

Для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем (проекты БН-800 и др.) основное внимание было уделено обоснованию характеристик активной зоны с натриевой полостью для создания приемлемой величины НПЭР (серия моделей реактора БН-800 и бенчмарков), моделированию аварийных ситуаций, измерению эффективности органов СУЗ:

БФС-44 (1981 г.) — первая модель БН-800, БФС-39 (1985 г.) — модель БН-1600.

– БФС-46, БФС-50, БФС-52 — гетерогенные зоны реакторов БН-800, БН-1600.

- БФС-54, БФС-56 — бенчмарки по проблеме натриевой полости.

БФС-66 (2002 г.) — вставка из нитридного топлива в центральной части ЗМО.

Последние годы — модели БН-800 с МОКС-топливом и гибридной зоной.

Начиная со сборки БФС-61 (1991 г.) (бенчмарк-модель быстрого реактора с нитридным смешанным топливом и свинцовым теплоносителем) была исследована серия сборок в обоснование проекта БРЕСТ:

- БФС-77 (1999 г.),

– БФС-64, БФС-95 (2002 г.).

Обоснование проекта реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР включало в себя бенчмарки БФС-85, БФС-87 (2000 г.) и модели СВБР — БФС-107 (2012 г.).

Что касается работ по другим типам реакторов, то среди них необходимо отметить:

– модель высокопоточного исследовательского реактора БРВ-150 (бенчмарк) — БФС-51 (1987 г.).

– бенчмарк-модель быстрого реактора, охлаждаемого водой и паром БФС-105 (2008 г.).

 оценочные эксперименты по возможности моделирования газотурбинного модульного графитового реактора (ГТ МГР) — БФС-91.

Что касается проблемы утилизации экс-оружейного плутония (в соответствии с соглашением РФ — США) на критстендах были проведены следующие работы:

 – для реактора БН-600 — обоснование гибридной зоны с МОКС-топливом на серии сборок БФС-62, БФС-66;

– для реакторов ВВЭР — серия сборок БФС-93 (обоснование использования МОКС-топлива);

 обоснование безопасности захоронения плутония в геологических формациях — БФС-79 (1999 г.), БФС-81 (1999 г.) (по контракту с США).

Проблема изучения нейтронно-физических характеристик зон с топливом в инертной матрице (без воспроизводящего материала) исследовалась на сборках:

для быстрого реактора типа БН-800 — сборка БФС-58.

– для быстрого реактора с МОКС-топливом — сборка БФС-91-1.

- для реактора со смягченным нейтронным спектром — сборка БФС-91-2.

В связи с появившимися предложениями по использованию новых материалов в активных зонах были проведены бенчмарк-эксперименты:

 по металлическим плутониевым зонам — сборки БФС-55-1 и БФС-55-2 (до 40 % объемная доля циркония).

− по изучению компонентов стали в экранах — БФС-66 (9 вариантов аксиальных отражателей — Ni, Cr, Fe, Zr, U-мет., UO<sub>2</sub>).

Недостаточность экспериментальной информации по безопасности топливного цикла (контракты с США и Францией) потребовали изучения критических масс влажного МОКС-топлива — БФС-97, БФС-99 (8 вариантов).

В 2010 году стартовала федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010—2015 годов и на перспективу до 2020 года», в рамках которой был запланирован и выполнен широкий спектр исследований перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах, начиная от проектов исследовательских реакторов и реакторов малой мощности (МБИР, СВБР-100) и заканчивая коммерческими реакторами большой мощности (БН-1200 и БРЕСТ-1200) [7]. И для всех новых проектов предполагалось изучение нейтроннофизических характеристик активных зон реакторов в экспериментах на критически стендах БФС. Остановимся на некоторых из них немного подробнее.

МБИР. Технический проект исследовательского реактора МБИР в качестве стартовой предлагал активную зону с ТВС из МОКС-топлива, стальным экраном и BPX с борной защитой, центральным петлевым каналом, двумя периферийными петлевыми каналами, тремя экспериментальными каналами, двенадцатью материаловедческими сборками, а также системой СУЗ с рабочими органами из карбида высокообогащённого и естественного бора. Таким образом, даже из этого краткого описания видно, что активная зона реактора МБИР обладает существенной особенностью, которая в опыте разработок быстрых реакторов до сих пор не встречалась: в ней на три топливных сборки приходится одна сборка без топлива. Другой важной особенностью этой активной зоны является неопределенность содержимого экспериментальных ячеек. В них могут быть размещены конструкционные и топливные материалы, теплоносители, поглотители, и т. д. Поэтому возникла необходимость верификации программ для расчета подобных активных зон. Конструкция БФС и набор имеющихся материалов позволяет воспроизвести материальный состав активной зоны, конструкцию бокового экрана и первичной защиты реактора МБИР. Экспериментальные исследования на модели активной зоны МБИР на критическом стенде БФС-1 были проведены в два этапа. В первой серии измерений исследовалось состояние реактора в начале цикла, когда компенсаторы

реактивности частично погружены в активную зону (критическая сборка БФС-111-1). На втором этапе исследовалась критическая сборка БФС-111-2, моделирующая состояние МБИР в конце цикла, когда компенсаторы реактивности выведены из активной зоны. При этом геометрические размеры активных зон этих двух сборок были выдержаны одинаковыми.

СВБР-100. Разработка технического проекта реактора СВБР-100 со свинцово-висмутовым теплоносителем, с урановой активной зоной, внутренним проточным свинцово-висмутовым боковым экраном, внешним стальным экраном и защитой из карбида бора, а также кластерными стержнями СУЗ из карбида высокообогащённого бора потребовало дополнительного, более глубокого обоснования физических характеристик и обоснования погрешностей расчетных кодов. Исследования были проведены по двум направлениям. Сначала на критическом стенде БФС-1 была собрана упрощенная бенчмарк-модель СВБР-100 (критическая сборка БФС-71-1) и проведены исследования по обоснованию его физических характеристик, необходимых для уточнения константной составляющей расчетов. Затем на БФС-2 были собраны полномасштабные модели активной зоны реактора в начале и конце цикла (критические сборки БФС-80-1 и БФС-80-2), на которых получены экспериментальные данные, необходимые для верификации расчетов проектных характеристик активной зоны реактора.

БРЕСТ ОД-300. До завершения работ по техническому перевооружению на ККС БФС в наличии было не более полутонны блочков мононитрида обедненного урана, что недостаточно для полномасштабного моделирования реактора БРЕСТ. Поэтому сначала были проведены предварительные эксперименты на бенчмарк-моделях, близких по составу и спектральным характеристикам к моделируемому реактору. На этих моделях были выполнены исследования для верификации расчетных кодов и нейтронных данных, разрабатываемых в рамках ФЦП ЯЭНП для реакторных установок с жидкометаллическим (свинцовым) теплоносителем и нитридным топливом Исследования проводились в два этапа. На первом исследовалась модель (критсборка БФС-111-1А), состоящая из двух подзон — центральной, с оксидным уран-плутониевым топливом, и драйверной, с оксидным урановым топливом. На втором этапе исследовалась критсборка БФС-111-1В, состоящая из трех подзон — центральной (с нитридным уран-плутониевым топливом), средней (с оксидным уран-плутониевым топливом) и драйверной (с оксидным урановым топливом). На критсборке БФС-111-1С был исследован эффект изменения плутониевого вектора в центральной вставке, который заключался в замене блочков низкофонового плутония в топливных стержнях центральной подзоны на блочки высокофонового плутония при сохранении общей композиции топливных стержней этой подзоны.

Нейтронно-физические характеристики, исследованные на критических стендах БФС для различных критических сборок за весь период из эксплуатации, представлены в таблице П1 приложения.

### Опыт международного сотрудничества

Критические стенды БФС-1 и БФС-2 начиная с 90-х годов достаточно интенсивно использовались в международном сотрудничестве (в рамках двухсторонних контрактов):

– Франция, СЕА. Сборки БФС-67, БФС-69, БФС-71 (до 14 % Np в топливе, различное содержание Pu) [8];

– КНР, моделирование реактора CEFR — БФС-65 (1992 г.), БФС-83 (2000 г.);

– США — утилизация экс-оружейного плутония, создание систем физической защиты, учета и контроля ЯМ на БФС;

– Япония — бенчмарки по натриевой полости, гибридная зона реактора Б H-600;

– Республика Корея — модели различных вариантов реактора КАЛИМЕР — БФС-73, БФС-75, БФС-76 [9];

- Индия — серия сборок БФС-24, анализ результатов.

Был выполнен ряд совместных экспериментов, а также проведены оценки экспериментов, выполненных ранее:

 с Францией и Японией — измерение эффективной доли запаздывающих нейтронов на различных сборках;

 с Францией и другими участниками проекта — измерение скоростей реакций камерами делений на критическом стенде МАЗУРКА;

 с Францией и США — измерение реактивности в условиях сильного влияния пространственных эффектов;

- контракты МНТЦ (более 15 сборок);

 международный проект по оценке бенчмарк-критических экспериментов (12 сборок, 43 конфигурации);

 международный проект по оценке реакторных экспериментов (11 сборок, 43 конфигурации);

– международные эксперименты по сравнению методик измерений реакторных параметров (зарубежные участники — Япония, Франция, критические сборки, кроме БФС, МАЗУРКА, FCA).

В рамках российско-американской программы по учету, контролю и физической защите ядерных материалов с 1994 г. по настоящее время проводится большая работа по усовершенствованию безопасности обращения с ядерными материалами и работы БФС в целом. Отработана и внедрена технология нанесения уникальной маркировки учетных единиц с ядерным материалами, позволяющая вести непрерывный контроль учетных единиц с использованием компьютерных технологий. Для этого используется определитель наличия ЯМ в учетной единице, скомбинированный со считывателем — идентификатором учетной единицы, передачей информации в компьютерную базу данных в режиме реального времени, что позволяет существенно снизить влияние человеческого фактора. Внедрены технологии, позволяющие не только автоматически идентифицировать учетные единицы (баркодовые считыватели идентификационного номера с передачей в компьютерную базу данных), но и проводить одновременно проверочные измерения определенного набора характеристик ядерного материала в учетной единице.

Для обеспечения повышенного уровня безопасности вокруг комплекса зданий, включая здания БФС, был организован так называемый остров повышенной безопасности с набором технических мер и средств физической защиты.

В последние десятилетие работы в рамках международного сотрудничества обрели второе дыхание.

### KAERI, Республика Корея

На критических сборках БФС был проведен ряд экспериментальных программ по моделированию Корейского быстрого реактора-выжигателя актинидов SFR с металлическим топливом (уран-циркониевый или уран-плутоний-циркониевый сплав) и натриевым теплоносителем в диапазоне мощностей от 100 до 300 Мвт (эл). Это были полномасштабные модели активных зон реакторов SFR-300 (БФС-76), SFR-100 (БФС-109), PGSFR (БФС-84). Поскольку для реакторов с металлическим топливом существены реактивностные эффекты от температурного расширения активной зоны, то в стандартную программу измерений дополнительно были включены измерения эффектов реактивности за счет аксиального и радиального расширения активной зоны. Эффект температурного расширения по высоте и радиусу активной зоны так же, как и плотностной эффект реактивности теплоносителя, моделировался добавлением стальных колец в ячейки активной зоны. Кроме того, были измерены спектральные индексы минорных актинидов: нептуния, америция и кюрия. Полученный обширный экспериментальный материал был использован корейской стороной для обоснования (лицензирования) дизайн-проекта реакторной установки PGSFR.

## СЕА, Республика Франция

Выполнен цикл работ в рамках рабочего соглашения по вопросам физики активной зоны быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Был собран ряд критических сборок, моделирующих активную зону с MOKC-топливом со спектральными характеристиками, близкими к таковым в реакторах ASTRID и БH-1200, для последующей оптимизации активных зон с точки зрения величины натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). Целью исследований стало получение экспериментальных данных, которые позволили бы расширить область обоснованного применения расчетных кодов, используемых для проектирования будущих быстрых реакторов. Это интегральные натриевые быстрые реакторы большой мощности с плутониевым топливом и высоким воспроизводством, со стальными боковыми экранами и низким (даже отрицательным) НПЭР. Особый интерес представляют уплощенные активные зоны (отношение высоты к диаметру активной зоны < 0,35) с низким соотношением объемных долей натрия и топлива, с натриевой полостью, расположенной непосредственно над топливным столбом, с аксиальной гетерогенностью, в которой чередуются области топлива и воспроизводства. По своей сути все эти сборки являются

бенчмарками с простой однозонной или двузонной активной зоной. Две из них (БФС-82-2 и БФС-82-3), собранные на стенде БФС-2, представляли собой бенчмарк-модели активной зоны, центральная часть которой моделировала МОКС-топливо и окружалась драйверной зоной из оксида урана. На них отрабатывались методические аспекты проведения и анализа экспериментов. Третья сборка была собрана на критическом стенде БФС-1 и представляла собой однозонный бенчмарк реактора ASTRID с МОКС-топливом в нескольких вариантах (БФС-115-1, БФС-115-2 и БФС-115-3) с изменением размеров натриевой полости, а также введением и смещением аксиальной прослойки из оксида обедненного урана. Если БФС-115-1 считать базовым вариантом активной зоны с прослойкой, то на БФС-115-2 прослойка была смещена вниз, а на БФС-115-3 прослойка утолщена. На этой серии критических сборок проведена наиболее обширная программа экспериментов, включавшая в себя измерения локальных НПЭР по радиусу и высоте активной зоны, аксиальных распределений скоростей реакций деления основных делящихся и воспроизводящих изотопов, реакций захвата на боре, аксиальные распределения ценности нейтронов деления, спектральные индексы, эффективность борного поглотителя в центре активной зоны. Четвертая сборка, которую еще предстоит собрать, будет представлять собой однозонный бенчмарк активной зоны peaktopa ASTRID без воспроизводящей прослойки.

## СІАЕ, Китайская народная республика

Приоритетной задачей для КНР является пуск реактора CEFR с активной зоной, полностью загруженной MOKC-топливом, с основанным на этом опыте последующим строительством реактора CEFR-600 (также на MOKC-топливе), планирующегося как демонстрационный реактор промышленной мощности. Модель активной зоны CEFR была собрана на БФС-1. Исследования были проведены для двух полномасштабных моделей активной зоны: на начало цикла (БФС-119-1) и на конец цикла (БФС-119-2).

## Реконструкция и техническое перевооружение ККС БФС

Полувековая успешная работа критических стендов БФС-1 и БФС-2 потребовала их технического перевооружения, которое и было проведено в рамках ФЦП ЯЭНП в 2012–2016 годах. Основными задачами работ являлись:

 модернизация здания установки БФС (включая хранилище ядерных материалов) и инженерных систем критических стендов;

 изготовление дополнительного количества ядерных и конструкционных материалов, поглотителей и материалов теплоносителей;

- модернизация и замена аппаратуры для научных исследований.

Что касается инженерных систем критстендов, то в первую очередь необходимо упомянуть аппаратуру СУЗ (полная замена на новые комплекты оборудования), модернизацию системы учета и контроля ядерных материалов (СУиК ЯМ), системы физической защиты ЯМ, замену разветвленной системы радиационного контроля, систем САС СЦР, систем вентиляции и спецканализации. Необходимость создания моделей быстрых реакторов нового поколения (как полномасштабных сборок, так и бенчмарков различных типов) потребовала изготовления значительного количества блочков различных материалов в герметичной зачехловке:

из металлического плутония (в дополнение к уже имевшемуся количеству);

- из нитрида урана;

- из обогащенного (по изотопу бор-10) карбида бора;

- из металлического натрия (дополнительно 100 тысяч штук).

Эти новые блочки дают возможность моделировать практически любые активные зоны нового поколения, с любыми видами топлива, любыми теплоносителями и различными системами стержней СУЗ.

В задачу технического перевооружения критстендов входила также модернизация измерительной аппаратуры, с помощью которой проводятся исследования на изучаемых сборках.

После завершения работ по модернизации и техническому перевооружению критические стенды БФС позволяют выполнять эксперименты по обоснованию нейтронно-физических параметров быстрых реакторов нового поколения:

полномасштабное моделирование больших быстрых реакторов (типа БН-1200, БРЕСТ-1200);

- с различными видами топлива (оксид, нитрид, металл, карбид и т. д.);

- с различными теплоносителями (натрий свинец, свинец-висмут).

Конструкция критических стендов и имеющийся набор материалов позволяют изучать модели реакторов и с другими нейтронными спектрами, вплоть до тепловых.

## Перспективы использования ККС БФС в 2020-2025 годах

В настоящее время, в связи с завершением технического перевооружения ККС БФС и существенным расширением экспериментальных возможностей, начаты работы по моделированию активной зоны реактора БН-800 с МОКС-топливом в рамках договора с Концерном «Росэнергоатом». Работы планируется завершить в 2020 году.

В связи с началом реализации комплексной программы «Развитие атомной науки, техники и технологий» до 2024 года на ККС БФС предстоит выполнить широкий круг исследований по полномасштабному моделированию характеристик активных зон реакторов БРЕСТ ОД-300 на плотном смешанном уран-плутониевом нитридном топливе (СНУП), БН-1200 как на СНУП, так и на МОКС топливе. При этом предполагается изучение новых — «плоских» — конфигураций активных зон с аксиальной прослойкой из воспроизводящего материала и т. д.

В рамках этой же комплексной программы будет выполняться моделирование и обоснование нейтронно-физических характеристик перспективного реактора ВВЭР на сверхкритических параметрах. Предполагается также выполнение работ по обоснованию ядерной безопасности быстрого реактора с натриевым теплоносителем при тяжелых запроектных авариях, а также выполнение целого ряда международных контрактов.

#### Заключение

ККС БФС, включающий два критических стенда для моделирования быстрых реакторов с активными зонами различных размеров, не имеет мировых аналогов уже потому, что все зарубежные аналоги выведены из эксплуатации. Проведенное техническое перевооружение открыло новый жизненный этап этих связанный прежде всего с экспериментальным обоснованием стендов, нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов нового поколения. Имеющийся набор ядерных материалов позволяет моделировать активные зоны с различными видами топлива — металлическим, смешанным оксидным и нитридным, с добавлением МА, различными теплоносителями (натрий, свинец, свинец-висмут, вода и др.), различными материалами органов СУЗ, причем в полномасштабной геометрии. Стенды оснащены необходимыми вспомогательными системами и устройствами, оборудованием и приборами для проведения экспериментов. Методики измерений неоднократно верифицировались в совместных международных экспериментах с участием специалистов Франции, США, Японии.

Технические возможности стендов позволяют, наряду с активными зонами быстрых реакторов, создавать активные зоны и бенчмарки с другими спектральными характеристиками.

Уникальные возможности комплекса на протяжении многих лет успешно используются для международного сотрудничества — на основе двухсторонних контрактов (Франция, Китай, США, Республика Корея, Япония, Индия) или коллективных проектов (МНТЦ, NEA OECD).

Нельзя не отметить весьма ценный опыт обучения студентов и специалистов (в том числе из других стран) методикам реакторного эксперимента и связанных с эксплуатацией критстендов дополнительных измерений (набор критмассы, паспортизация критсборок, контролю и учету ядерных материалов).

## Список литературы

- 1. Правила ядерной безопасности РУ атомных станций НП-082-07. Ядерная и радиационная безопасность, 2008, №1(47).
- Ю.А. Казанский и др. Направления исследований на стендах БФС и основные результаты 1961—1985 гг. //«50 лет БФС» : материалы международной конф. «БФС-50», Обнинск, 28 февраля – 1 марта, 2012. Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2012. — С. 3–4.
- 3. Матвеенко И.П. и др. Направления исследований на стендах БФС и основные результаты 1986-2013 гг. // Там же. С. 7.

- Дж. Блейр Бриггс и др. БФС: вклад в деятельность научных сообществ в области физики реакторов, ядерной безопасности и ядерных данных // Там же. — С. 10–11.
- 5. Казанский Ю.А. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. М.: Атомиздат, 1977. 88 с.
- 6. Дулин В.А. Возмущение критичности реакторов и уточнение групповых констант. М.: Атомиздат, 1977. 88 с.
- Римпо Ж. и др. Необходимость реализации экспериментальной программы на БФС в обоснование перспективных быстрых реакторов //«50 лет БФС» : материалы международной конф. «БФС-50», Обнинск, 28 февраля – 1 марта, 2012. Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2012. — С. 24, 34.
- 8. Заетта А. Программа ASTRID и сотрудничество с Россией // Там же. С. 13-14.
- 9. Йо Дж.и др. Анализ критических сборок БФС с металлическим топливом в обоснование корейского быстрого натриевого реактора // Там же. — С. 27.

## ПРИЛОЖЕНИЕ

Таблица П1.

## Исследования, проведенные на критических стендах БФС

рки	ации	кина	н	Экспериментальные исследования												
Номер критсбо	Индекс модифик критсборки	Время выполно работ	Объект моделирования	$\mathrm{K}_{\mathrm{s}\mathrm{d}\mathrm{d}}$	Поля	d€11H	CV3	Индексы	IŢĶP	MA	$\beta_{a\varphi\varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее	
БФС	-1							1								
1		1961	БФС-1	+												
3		1962		+	+			+	+				+	+		
8	А	1963	OF	+										+		
9	А	1963	соорка	+	+			+	+							
10	AFR	1963	све	-	Т											
10	л, D, D	1963		+ +	+ +		+	+	+					+		
12		1963		+	+		1	+	+			+				
	1 2 5	1963-							•							
14	-1, 2-7	1964	БОР-60	+	+		+	+	+					+		
15	1 2 2 4	1064	ОК-500													
15	-1,2,3A	1904	(БН-250)	т	т		т	т	т				т	т		
16	-1	1965	БН-350	+	+		+	+	+	+		+	+	+		
17	-1, 10	1966- 1967	БН-350	+	+		+					+	+			
16	-1, 2, 3	1967	БН-350	+	+			+				+	+			
18	-1, 2, 3	1968	ИБР-2	+	+									+		
20	-1	1968	ИБР-2	+	+			+	+					+		
21		1968	БОР	+	+	+	+	+	+	+					8	
22		1968	БН-350	+	+	+	+	+	+				+	+		
23		1970	Вставка с Ри (вф)	+	+				+			+				
25		1970	Вставка с Ри (нф)	+												
26	-1, 2, 3	1971	Микрот- рон	+	+			+	+				+		3,6	
27	-1, 2	1972		+				+	+				+			
	-, -		SCHERZ						-							
33	-1, 2, 3		O-UO <sub>2</sub> -	+				+								
			740													
35	-1, 2, 3	1974	SCHERZ O –U-556	+				+								

18

								111	одо	JIMU	nne	140	лиц	DI III.			
цификации 1 Юлнения		вин	Экспериментальные исследования														
Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	Кэфф	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	цкр	MA	թэфф	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее			
А-1, Б- 1	1980- 1982	ЗМО БН- 600	+		+		+	+									
-1	1985	ЗМО БН- 600	+			+											
-1, 2, 3, 4		МОХ с замедли- телем	+														
-1	1987	БРВ-150	+	+		+	+										
-1,1H, 2, 3	1986	Гибрид металл- окись	+	+	+	+	+							1,7			
-1, 1A, 2	1987- 1989	U-Pu мет + Zr + Th экр	+	+	+	+	+	+		+	+			1,2,5			
	1989	ВВЭР – тесные – U	+	+		+	+	+			+	+		1,3			
	1990	ВВЭР – тесные — Ри	+	+			+	+		+				1			
-0,1,2	1990	Рb — бенчмарк	+	+			+	+	+	+	+	+					
-1,2,3	1992	гетеро-	+	+	+	+				+				3			

Номер критсборки

45

47

49

51

53

55

57

59

61

63

65

67

69

71

73

-1,2,3

-1,2,3,

3Б

-1,2

-1

-1

## Продолжение таблицы П1

генность

 $^{+}$ 

+

 $^+$ 

+

+

+

 $^+$  $^+$  $^+$  $^+$  $^+$ +

 $^+$  $^+$ ++++

+

+ +

++++++

+

+

 $^+$ 

+

+ + +++

CEFR

SUPER-

PHENIX

CAPRA

57 % Pu

KALIMER

1992-

1993

1994-

1995

1995

1996-

1997

1997

сборки	И	лнения	вин			Эк	спер	имен	нталі	ьные	исс.	педо	вани	я	
Номер крит	Индекс модификаці коитсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	$\mathrm{K}_{\mathrm{d} \mathrm{d} \mathrm{d}}$	ЯПОЛЯ	d€∐H	CJ3	Индексы	ЦКР	WA	$\phi_{\phi\phi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
75	-1	1999	KALIMER	+	+	+	+	+	+	+		+			
77	-1	1999	БРЕСТ- 300	+		+ *		+	+	+					
79	-1,2-5	1999	Захоро- нение отходов	+	+				+						
81	-1,2-5	1999	Захоро- нение отходов	+	+			+	+						
83	-1	2000	CEFR	+											
83	-2	2000		+											
83	-3	2000		+	+	+	+								
85	-1,2	2000	Рb-Ві бенчмарк U	+	+			+							
87	-1	2000	Рb-Bi бенчмарк Pu	+	+			+			+				
87	-2	2000		+	+			+							
89	-1,2, 2A,3	2000	ППУ с ТЖМТ ROX-	+	+	+ *	+		+						1
91	-1,2,3	2001	топливо, ГТ-МГР	+				+	+	+		+			
93	-1,2-6	2002	МОХ в ВВЭР	+	+			+	+						
95	-1,2	2002- 2003	БРЕСТ- 300	+	+	+ *	+	+	+	+	+				
97	-1,2-4	2004	МОХ- процесс	+	+			+		+	+				
99	-1,2	2004	МОХ- процесс	+	+			+		+	+				
101	M-1,2 2A,3	2005	МОХ- процесс МОХ-	+	+			+							9
103	-1,2,3	2005- 2006	12,5%, KBA~ 0,8-1,1	+		+	+	+	+	+					

сборки	фикации	лнения	ВИН			Эк	спер	имен	таль	ыные	иссл	іедо	вани	я	
Номер крит	Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	$\mathrm{K}_{\mathrm{o}\mathrm{d}\mathrm{d}}$	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	ЦКР	MA	$\beta_{a\varphi\varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
105	-1,2,3, 3A	2008	Ри-НФ, вариация спектра	+			+	+	+	+					15
107	-1	2011	СВБР	+	+		+	+	+		+				14
109	-2A	2012	SFR	+	+	+	+	+	+	+	+	+			13
111	-1,2	2013	мбир	+	+		+	+							12
113	-1,1А, 1Б,1С	2013- 2014	БРЕСТ- ОД-300. UO <sub>2</sub> +Pu UN+Pu	+	+	+ *	+	+							9, 11
115	-1,2,3	2014	ASTRID	+	+	+	+	+							10
119	-1,2	2019	CEFR	+	+	+ *	+	+			+		+		9
БФС	-2														
24	-1,2-16	1971	БН-600	+	+		+								4
29	1,2-5	1973- 1975		+	+		+	+	+				+		1, 20, 21
31	-1,2,3	1974	Зона с топливом Ри-UO <sub>2</sub> и К- беск.=1	+	+			+							17
34	-0,1	1975	Натрие- вый быстрый реактор с топливом из UO <sub>2</sub>	+	+	+	+	+	+					+	1, 7, 24

21

сборки	фикации	инения	вин			Эк	спері	имен	таль	ные	иссл	едон	зани	я	
Номер крит	Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	$K_{3\varphi\varphi}$	Поля	dCIIH	CV3	Индексы	ILIKP	MA	$eta_{a \varphi \varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
39	-1	1977- 1979		+	+	+	+	+	+						4, 17, 20, 22, 23
44		1979	БН-800 с топли- вом Ри- UO <sub>2</sub>	+	+	+	+	+	+					+	1, 17,1 8–19
46		1981	БН-1600 с гетерог. Ри актив- ной зоной	+	+			+							
48	-1,2-4		Непол- номасш- табная модель БН-800 БН-800,	+	+		+								
50	-1,2-5		UO <sub>2</sub> , PuO <sub>2</sub> , аксиаль- ная гетеро- генность	+	+	+	+	+	+						1, 5
52	-1		БН-800, UO <sub>2</sub> , радиал. гетеро- ген- ность	+	+		+	+	+				+		3, 6, 7

сборки	фикаци	лнения	вин			Экс	пері	имен	таль	ные	иссл	едон	зания	я	
Номер крит	Индекс моди критсборки	Время выпо работ	Объект моделирова	${ m K}_{ m 3 dp dp}$	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	IţKP	MA	$\beta_{a\varphi\varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
52	-2,V, V/1-2, B, B/2, B/2 (M)	1988- 1990		+	+	+	+	+	+					+	8
54	-1,2-4	1990- 1992	БН-800 с Ри (ВФ) +Na полость	+	+	+	+	+	+			+			1, 3, 8
56	-1,1А, 1Б	1992	БН-800, MOX, CBУT, Na полость БН-800.	+	+	+		+	+	+					1,16
58	-1, 1И, 2-4	1993- 1997	Na по- лость, Ри топливо (без U), СВУТ	+	+	+	+	+	+	+				+	16
60	-1,2	1997- 1998	Реактор- выжига- тель Ри и МА	+	+	+	+	+	+	+					15
62	-1,2-6	1999- 2002	Гибридн ая зона БН-600	+	+	+	+	+	+			+			
64	-1	2002	БРЕСТ- ОД-300	+	+	+ *	+	+		+			+		7, 12
66	-1, Б, 2, 2А, 3, 3А	2003- 2006	БН-600, MOX- топливо	+	+	+	+	+	+			+			

сборки	фикации	лнения	вин			Эк	спері	имен	таль	ные	иссл	едоі	зани	я	
Номер критс	Индекс моди критсборки	Время вып- работ	объект моделирова	${ m K}_{ m a \phi \phi}$	Поля	d€∏H	CV3	Индексы	ЦКР	MA	$\beta_{a \varphi \varphi}$	Допплер	Спектр	Вр. жизни	Прочее
68	-1,2-4	2006	БН-600, частич- ное модели- рование	+	+			+					+		
70	-1,2	2007	БН-600	+			+								14
72	-1,2,3, 3A,4	2008	БН-800	+	+	+	+	+		+					
74	-1,2	2009	БН-800	+	+										6, 8, 13
76	-1,1A	2010- 2011	SFR	+	+	+	+	+	+	+	+				11
78	-1	2011	Гибридн ая зона БН-800	+	+	+	+	+							
80	-1,2	2012	СВБР- 100	+	+		+	+					+		
82	-1,2,3	2012- 2013	Бенчмарк и БН и ASTRID	+	+	+	+	+							9
84	-1	2015	PGSFR	+	+	+	+	+			+				10, 11

## Продолжение таблицы П1.

## Пояснения к таблице

К индексам относятся отношения скоростей реакций деления, характеризующие спектр нейтронов (F238/F235, C238/F235, F239/F235, C<sup>Au</sup>/F235, A<sup>Li-6</sup>/F235 и др.).

Обозначения в крайнем правом столбце таблицы:

\* — пустотный эффект реактивности тяжелометаллического теплоносителя

- 1 реактивность водорода
- 2 распределение реакции Al  $(n, \alpha)$

- 3 ценность нейтронов
- 4 декремент затухания мгновенных нейтронов
- 5 время жизни мгновенных нейтронов
- 6 подкритическое состояние
- 7 реактивность борной кислоты
- 8 эксперименты по защите
- 9 замена ТС<sup>Ри</sup> на ТС<sup>U</sup>
- 10 распределение ЦНД
- 11 плутониевый вектор
- 12 распределение эффективности стержней по радиусу
- 13 эффект реактивности температурного удлинения ТС
- 14 эффект замены стержней Pb-Bi отражателя на стержни стального отражателя
- 15 методические работы по реактиметру
- 16 эффективность реальных топливных сборок БН-800 со СВУТ
- 17 реактивность ячейки
- 18 реактивность AlN(14,15)
- 19 измерение уровней подкритичности
- 20 изучение эффектов малой гетерогенности
- 21 реактивность урана разного обогащения
- 22 изучение эффекта цилиндризации зоны
- 23 эффективность пакетов БН-600
- 24 эффективность стержней-ловушек.

# Особенности активных зон перспективных быстрых натриевых реакторов

## Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев

В развитии быстрых энергетических реакторов России можно проследить несколько этапов. На первом из них предполагалось интенсивное развитие ядерной энергетики при дефиците природного урана, и задачей быстрых реакторов было обеспечение этого развития плутонием [1–4]. Соответственно, быстрые реакторы должны были иметь короткое время удвоения, что достигалось за счет высокого избыточного воспроизводства, высокой теплонапряженности топлива при короткой кампании. Типичным представителем таких реакторов являлся БН-600 [5].

Чернобыльская авария поменяла вектор развития ядерной энергетики. Надежды на интенсивное развитие не оправдались, а основной задачей быстрых реакторов стало достижение конкурентоспособности в сравнении с тепловыми реакторами при максимальном обеспечении безопасности, в т. ч. в запроектных и постулируемых авариях. В соответствии с новой задачей были изменены и правила ядерной безопасности. В результате одной из важнейших характеристик таких реакторов стал пустотный эффект реактивности, который не должен иметь положительных значений<sup>\*</sup>. Для удовлетворения этим требованиям активная зона проектируемого в то время БН-800 была существенным образом изменена. В частности, был удален верхний торцевой экран (вместо него размещена натриевая полость — заполненное натрием пространство чехловой трубы, а высота активной зоны была уменьшена до 85–90 см [6–9]. Эти изменения привели к существенной потере в коэффициенте воспроизводства. Представителем реакторов этого поколения является БН-800 [10].

Заметим, что БН-600 (с существующей сегодня активной зоной) не может быть переведен на полную загрузку МОКС топливом из-за большого положительного НПЭР. Поэтому он «обречен» работать на топливе урановом, на котором НПЭР отрицателен.

Сегодняшний этап развития быстрых реакторов можно охарактеризовать не только повышенным вниманием к их конкурентоспособности: снижению капитальных затрат на сооружение, повышению топливной экономичности, увеличению КИУМ [11] и др., но также и к способности реакторов эффективно работать в двухкомпонентной системе ядерной энергетики и решать проблемы связанные с минимизацией ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, сокращением потребления природного урана в ядерно-энергетической системе, трансмутацией минорных актинидов и т. д.

<sup>&</sup>lt;sup>\*</sup> В действующих правилах ядерной безопасности НП-082-07 нет требования иметь непременно отрицательное значение НПЭР. Требуется обоснование безопасности реактора, в т. ч. в запроектных авариях. Исследования показали, что при НПЭР ниже +0.5% Δk/k реактор сохраняет безопасность, но при НПЭР выше +1.5% Δk/k в запроектной аварии активная зона разрушается [25].

## Модернизация БН-600 для повышения конкурентоспособности

Стремление к повышению топливной экономичности быстрых реакторов не ограничивается разработкой нового реактора, а касается и реакторов действующих (БН-600 и БН-800). Особенностью оксидного (УОКС и МОКС) топлива является его пластичность при высоких температурах под облучением, оно не вызывает значительных напряжений и коррозионных повреждений в оболочке твэл. Поэтому ограничивающим фактором работоспособности твэл с таким топливом является не выгорание, а деградация свойств оболочечной стали под облучением [12].

Первым шагом по увеличению длительности кампании топлива (т. е. повышению его выгорания и снижению его годового расхода) является переход на радиационно-стойкую оболочечную сталь ЭК164 [12]. В отличие от ЧС68, она допускает повреждающую дозу не 86–87 сна, а 110–120 сна, т. е. при прочих равных условиях позволяет увеличить кампанию и выгорание топлива на 25–35%. Экспериментальные сборки с этой сталью давно облучаются в БН-600 и БН-800. В настоящее время БН-600 переведен на штатные ТВС с оболочечной сталью ЭК164.

Но одной лишь замены оболочечной стали на радиационно стойкую ЭК164 для увеличения кампании недостаточно, необходима модернизация активной зоны, и причин этому несколько:

– сталь ЭК-164 имеет более высокое содержание никеля, который отличается сильным поглощением нейтронов, следствием чего является снижение запаса реактивности реактора на  $0,2-0,3\%\Delta k/k$ ;

– увеличение кампании приводит к большему выгоранию делящихся материалов и накоплению продуктов деления в топливе, которые поглощают нейтроны втрое сильнее, чем уран-238. Следствием этого опять же является еще более существенное снижение запаса реактивности.

– важен конкретный способ увеличения кампании: путем увеличения длительности микрокампаний при неизменной кратности перегрузок или путем увеличения кратности перегрузок без увеличения длительности микрокампаний. В первом случае снижение критичности реактора будет заметно большим, большей будет и потеря реактивности от выгорания, что усложнит ситуацию с выполнением баланса реактивности.

Кроме того, увеличение кампании приведет к увеличению разницы энерговыделений в свежезагруженном и выгоревшем топливе, что автоматически увеличивает максимальные значения энергонапряженности твэл и мощности ТВС и может привести к превышению их проектных ограничений. Увеличение кампании непременно приведет и к изменению распределения поля энерговыделения по активной зоне, что может дополнительно ухудшить ситуацию.

В случае реактора БН-600 модернизация активной зоны будет заключаться в изменении границ ЗСО–ЗБО и небольшом (допускаемым проектом) увеличении числа ТВС в активной зоне. Обогащение урана в топливных зонах не меняется. В результате длительность кампании БН-600 может быть увеличена до 800 эфф. сут [13], а длительность микрокампании до 200 эфф. сут при сохранении четырех-кратной перегрузки. С балансом реактивности в БН-600 проблем не возникает:

благодаря особенностям стартовой активной зоны<sup>\*</sup> у этого реактора большой запас реактивности на стержнях СУЗ [14].

### Модернизация БН-800 для повышения конкурентоспособности

Переход на оболочечную сталь ЭК164 в ближайшее время начнется и на реакторе БН-800 [10]. Это также позволит увеличить длительность кампании топлива, но с увеличением кратности перегрузок. Если сегодняшняя активная зона работает с кампанией 3×155 эфф. сут [13], то сталь ЧС68 позволит перейти на кампанию 4×145 эфф. сут. В отличие от БН-600, увеличить длительность микрокампаний в БН-800 невозможно, что опять же связано с историей его разработки. Первоначально высота активной зоны этого реактора по проекту составляла 100 см, однако ее уменьшение до 90 см (для снижения НПЭР) привело к уменьшению эффективности системы СУЗ, которая и ограничивает длительность микрокампании.

Что касается модернизации активной зоны БН-800, то для компенсации потери запаса реактивности в ней вполне можно обойтись увеличением содержания плутония в МОКС-топливе (в БН-600 менять обогащение урана не допускалось). В то же время для компенсации превышения проектных пределов энергонапряженности твэл и мощности ТВС (как и в БН-600) придется расширять активную зону.

Для дальнейшего увеличения топливной экономичности быстрых реакторов рассматриваются различные способы, такие как переход на нераспухающие ферритно-мартенситные и дисперсно-упрочненные оксидами (ДУО) стали [15], а также переход на гетерогенную компоновку активной зоны, в которой предполагается наличие прослойки из двуокиси обедненного урана. Однако с нераспухающими сталями пока не все ясно: ферритно-мартенситные стали не выдерживают температуру 710 °C, которая достигается в БН-600 и БН-800, а ДУО стали пока находятся на уровне лабораторных испытаний. Поэтому единственно возможным на ближайшее время представляется переход на гетерогенную компоновку активной зоны.

#### Разработка коммерческого быстрого реактора большой мощности

При формировании концепции конкурентоспособного коммерческого быстрого реактора сначала возникла проблема выбора мощности установки. Очевидно, что для снижения удельных затрат на сооружение и эксплуатацию выгодно увеличивать мощность, поэтому ранее для коммерческого быстрого реактора рассматривались мощности 1600 и 1800 МВт (эл.). Однако после анализа возможностей транспортабельности основного оборудования и возможностей в энергосистему от больших мощностей пришлось отказаться. Выбор был остановлен на уровне мощности 1200 МВт (эл.), которая

<sup>\*</sup> Активная зона БН-600 на начальном этапе эксплуатации отличалась малой высотой топливного столба (75 см) и очень высокой теплонапряженностью твэл, из-за чего возникали разгерметизации твэл. При последующих модернизациях высота активной зоны была увеличена до 103 см, теплонапряженность твэл снизилась, их разгерметизации прекратились. Эффективность СУЗ при увеличении высоты активной зоны возросла почти вдвое.

допускает железнодорожную транспортировку основного оборудования и может быть встроена в существующие электросети [16–23].

По сравнению с БН-600 и БН-800, в РУ БН-1200 за счет отказа от ряда элементов РУ и оптимизации конструкции и расположения других элементов достигнуто полуторакратное снижение металлоемкости. Для обеспечения топливной экономичности такого реактора был выбран максимально «толстый» твэл — 9,3 мм, на котором можно получить заявленную мощность в выбранных размерах реактора [11].

Выбор большого диаметра твэл — это самый короткий путь к обеспечению топливной экономичности реактора, что связано с тем, что толстые твэлы дольше «горят»: при одинаковом максимальном выгорании топлива длительность их кампании больше, а годовой расход твэл (в штуках) — меньше, чем твэлов малого диаметра. Это не дает снижения годового расхода топлива (в килограммах), экономия заключается в уменьшении годового расхода штучных изделий — твэлов и ТВС. При таком подходе топливная экономичность достигается исключительно за счет снижения годовых затрат на изготовление ТВС, которые составляют до половины стоимости топлива. Для сравнения, если кампания топлива в БН-600 составляет 2 года, то в БН-1200 — 4–5 лет, и соответственно, годовой расход элементов активной зоны в БН-1200 (на единицу мощности) будет в 2–2,5 раз меньше. Для увеличения длительности кампании в проект активной зоны БН-1200 изначально закладывается радиационно стойкая оболочечная сталь ЭК164 [16].

Естественно, в этом реакторе должны выполняться требования ядерной безопасности, поэтому высота топливного столба активной зоны ограничена 85 см, а вместо верхнего торцевого экрана расположена натриевая полость (как и в БН-800) [20–22].

Однако исследования показали, что в таком реакторе при гомогенном размещении топлива нельзя обеспечить ни годовую микрокампанию (из-за невозможности обеспечить выполнение баланса реактивности), ни пятилетнюю кампанию топлива (из-за превышения повреждающей дозы на оболочки твэл). В таком случае, чтобы довести кампанию реактора до заданного уровня, соответствующего коммерческому реактору, потребовалась модернизация активной зоны: в нее была введена аксиальная прослойка из диоксида обедненного урана [16], как и в БН-800. Аксиальная прослойка (как и любая другая внутренняя зона воспроизводства) приводит к необходимости увеличения массовой доли плутония в топливе (для поддержания критичности реактора) и, как следствие, к пропорциональному снижению нейтронного потока и радиационной повреждаемости оболочек твэл.

## Модернизация активной зоны коммерческого реактора

На первом этапе (до Чернобыльской аварии) в СССР и в мире рассматривалось множество различных гетерогенных компоновок активных зон [2, 3, 24]. В основном это были оксидно-металлические компоновки, и предназначались они для достижения высокого воспроизводства. Для решения поставленной задачи (увеличения длительности кампании топлива) была выбрана аксиальная прослойка из двуокиси обедненного урана. Выбор именно такой гетерогенности связан с

целым рядом преимуществ. Аксиальная прослойка вводится вблизи центральной плоскости активной зоны в область с максимальным потоком нейтронов, где она:

1) наиболее эффективна с точки зрения снижения нейтронного потока при повышении массовой доли плутония;

2) наиболее эффективна для снижения запаса реактивности на выгорание (в частности, снижение запаса реактивности на выгорание в БН-800 существенно улучшает ситуацию с эффективностью стержней СУЗ). При этом прослойка практически не влияет на саму эффективность систем СУЗ;

3) эффективно выравнивает поле тепловыделения в вертикальном направлении, и (при небольшом ее смещении вниз на 3–4 см) не меняет величины НПЭР;

4) оказывает стабилизирующее влияние на протекание запроектных аварий типа ULOF (экранирует нижнюю часть активной зоны от кипения натрия, где НПЭР резко положителен).

Заметим, что ранее аксиальная прослойка рассматривалась исключительно из металлического урана, поскольку он позволяет наиболее значительно увеличить воспроизводство. Однако в концепцию безопасного реактора металлическая прослойка не вписывается, поскольку она приводит к резкому росту положительного пустотного эффекта. Оксидная прослойка ранее вообще не рассматривалась, поскольку на величину коэффициента воспроизводства она практически не влияет.

Интерес к аксиальной прослойке вновь возник в 2010 г. в связи с необходимостью увеличения длительности интервала непрерывной работы между перегрузками (для обеспечения высокого КИУМ), причем к прослойке из оксида обедненного урана. За счет наработки плутония в наиболее ценной области активной зоны прослойка стабилизирует реактивность и почти вдвое уменьшает необходимый запас реактивности на выгорание. Этого достаточно для выполнения требований баланса реактивности в БН-1200 с годовым межперегрузочным интервалом. Однако, если эту прослойку располагать строго симметрично (в центральной плоскости активной зоны), то она приводит к росту НПЭР и, следовательно, противоречит требованиям безопасности.

Снизить величину НПЭР до допустимых значений позволяет небольшое смещение прослойки вниз на 3–5 см относительно центральной плоскости. Физически НПЭР представляет собой разность двух больших эффектов: увеличения доли пороговых делений на уране-238 при удалении натрия, и утечки нейтронов вверх (в натриевую полость). Прослойка из обедненного урана при любом ее положении вносит положительный вклад в НПЭР. Но ее смещение вниз приводит к росту нейтронного потока в верхней части активной зоны и, следовательно, к росту утечки вверх. За счет роста утечки и достигается снижение НПЭР.

Прослойка из оксида обедненного урана, оптимальная высота которой 20 см, имеет сравнительно низкое тепловыделение. Для того чтобы не превысить проектных ограничений по теплонапряженности топлива, суммарную высоту активной зоны с прослойкой необходимо увеличить на ~15 см. В результате высота топливного столба уменьшается на ~5 см. Трансформации активной зоны при введении в нее аксиальной прослойки схематически показаны на рис. 1.

Весьма важным условием перехода от гомогенной активной зоны к зоне с прослойкой является неизменность конструкции ТВС, при этом возможны следующие способы увеличения высоты активной зоны.

1. Сокращение натриевой полости. Технически это осуществимо, но приведет к сильному возрастанию НПЭР и потере самозащищенности реактора в запроектных авариях.

2. Уменьшение высоты верхней борной защиты в ТВС. Это также возможно, но потребует установки дополнительной защиты поворотных пробок и аварийных теплообменников.

В обоих случаях все РО СУЗ в верхнем положении окажутся частично погруженными в активную зону. Это требует изменения конструкций приводов СУЗ и серьезной переделки проекта РУ. Таким образом, увеличение высоты активной зоны за счет сокращения конструкций над ней следует признать нецелесообразным.

3. Уменьшение нижнего торцевого экрана. Это потребует обоснования радиационной стойкости нижнего напорного коллектора и, как следствие, организации его дополнительной защиты.

4. Сокращение высоты газосборников твэл. Это потребует обоснования работоспособности твэл с повышенным выгоранием топлива. Для БН-1200 высота газосборников изначально была выбрана с большим запасом, поэтому разработка такого обоснования не представляет особых сложностей.

Таким образом, наиболее приемлемым способом увеличения высоты активной представляется сокращение высоты газосборников твэл. Габариты твэл при этом не изменяются, верхняя граница активной зоны остается на том же уровне. Изменится лишь уровень нижней границы активной зоны относительно нижнего жесткого упора РО СУЗ: Концы РО СУЗ в своем нижнем положении будут располагаться на несколько см выше нижней границы топливного столба. На эффективности РО СУЗ это практически не скажется.



Рис. 1. Способы размещения аксиальной прослойки

## Влияние прослойки на поле тепловыделения

В активной зоне с прослойкой, расположенной в центральной плоскости активной зоны, нейтронный поток и энерговыделение в верхней части активной зоны снижены за счет частично погруженных компенсирующих и регулирующих стержней СУЗ и повышенной утечки нейтронов в натриевую полость (рис. 2).

Сдвиг прослойки вниз позволяет «симметризовать» вертикальное распределение энерговыделения в начале микрокампании и снизить его максимальное значение на ~5%. В конце микрокампании стержни КС извлекаются из активной зоны, и симметричность аксиального распределения энерговыделений по высоте топливной части ТВС несколько ухудшается. Однако, учитывая перераспределение мощности между топливной и воспроизводящими частями ТВС (увеличение вкладов в мощность аксиальной прослойки и торцевой зоны воспроизводства), максимальное энерговыделение будет меньшим, чем в случае свежего топлива.

Кроме того, прослойка оказывает стабилизирующее действие на интегральную мощность ТВС, которая за кампанию меняется всего на ~4 %, в то время как в активной зоне без прослойки — на 8–10 %.



*Рис. 2.* Вертикальное распределение энерговыделения в активной зоне с симметричной и смещенной прослойкой

#### Влияние прослойки на запас реактивности на выгорание топлива

Запас реактивности на выгорание топлива является одним из факторов, определяющих длительность интервала непрерывной работы реактора между перегрузками (микрокампании). По сравнению с гомогенной компоновкой, активная зона с аксиальной прослойкой позволяет почти в два раза снизить запас реактивности на выгорание топлива, что приводит к снижению максимального запаса реактивности на ~1%  $\Delta k/k$ . Это позволяет увеличить интервал работы реактора между перегрузками до 1 года (тем самым увеличить КИУМ до 0,9), и при этом гарантированно обеспечить выполнение нормативных требовании по балансу реактивности.

Снижение запаса реактивности на выгорание топлива при введении аксиальной прослойки обусловлено:

 размещением воспроизводящего материала в наиболее ценной центральной области активной зоны,

 – большей эффективной плотностью диоксида урана в аксиальной прослойке (по сравнению с плотностью смешанного уран-плутониевого топлива).

#### Использование аксиально прослойки в действующем реакторе БН-800

Влияние аксиальной прослойки на комплекс нейтронно-физических характеристик в БН-800 точно такое же, как и в БН-1200М. Она позволяет дополнительно увеличить кампанию топлива (на 25 %), снизить запас реактивности на выгорание и за счет этого увеличить длительность межперегрузочного интервала, тем самым увеличив КИУМ. Такая модернизация активной зоны БН-800 планируется, ведется облучение экспериментальных твэлов с прослойкой.

#### Особенности активных зон перспективных быстрых реакторов

Из представленного материала видно, что активные зоны перспективных быстрых натриевых реакторов отличаются специфической компоновкой — большим диаметром (4,2 м) при малой высоте топливного столба (~0,8 м), причем столб топлива разделен аксиальной прослойкой (высотой 20 см) на две неравные части. Получается активная зона в виде двух соосных «блинов», расположенных друг над другом. Над топливным столбом вместо торцевого экрана располагается натриевая полость. За счет такой компоновки активной зоны одновременно достигается много различных целей: увеличение кампании и выгорания топлива на 20–25 %, уменьшение запаса реактивности на выгорание на ~1 %  $\Delta k/k$ , увеличение длительности межперегрузочного интервала и КИУМ, обеспечение безопасности в запроектных авариях, и др.

Подобных активных зон еще не встречалось, и к ним возникает ряд вопросов, в частности — по устойчивости нейтронного поля, как с точки зрения теории, так и экспериментального моделирования переходных процессов в такой активной зоне на стене БФС.

Неизбежным следствием такой компоновки является повышенная чувствительность нейтронного поля к различным возмущениям, например к положению стержней КС, особенно при нарушениях их штатного положения (при несанкционированном сбросе или подъеме одного стержня).

В этих условиях нейтронный контроль реактора с помощью одного блока детекторов (как это реализовано в БН-600 и БН-800) становится ненадежным, возможны ситуации, когда детекторы будут неправильно воспринимать изменение мощности. В таком реакторе необходимо иметь несколько детекторов, распределенных по периметру активной зоны (в БН-1200 предусмотрено 4 таких блока детекторов), и специальный алгоритм обработки их показаний.

### Заключение

Современные быстрые натриевые реакторы должны, с одной стороны, удовлетворять требованиям безопасности в проектных и запроектных авариях (в соответствии с требованиями GEN-IV), с другой — быть конкурентоспособными по сравнению с водяными реакторами и другими источниками энергии. В данной работе были рассмотрены способы трансформации активных зон действующих и проектируемых российских быстрых реакторов для удовлетворения этим требованиям.

Безопасность этих реакторов в проектных и запроектных авариях обеспечивается за счет отказа от верхнего торцевого экрана и его замены натриевой полостью, что позволяет снизить НПЭР и обеспечить ввод отрицательной реактивности при вскипании натрия. Такая трансформация активной зоны планируется в БН-800 и проектируемом БН-1200<sup>\*</sup>.

Повышение конкурентоспособности (за счет увеличения длительности кампании топлива и КИУМ) проектируемых и действующих реакторов обеспечивается за счет перехода на радиационно-стойкую оболочечную сталь ЭК164 (в настоящее время реализовано в БН-600, и готовится в БН-800), и перехода на активную зону с аксиальной прослойкой (планируется для БН-800, принято в проекте БН-1200М). Оба мероприятия требуют модернизации активной зоны. Каждое из этих мероприятий позволяет увеличить длительность кампании на 25%, а реализация обоих мероприятий (перехода на новую сталь и введение прослойки) — позволит увеличить кампанию и снизить потребление топлива более чем на 50%.

Увеличение кампании топлива (и его выгорания) при переходе на сталь ЭК164 приводит к росту накопления продуктов деления, которые поглощают нейтроны втрое сильнее, чем уран-238, и потере запаса реактивности. Для компенсации этой потери активная зона в БН-600 должна быть расширена на 18 ТВС, и должны быть изменены границы зон ЗСО–ЗБО. То же касается и БН-800, только вместо изменения границ зон в этом реакторе достаточно увеличения массовой доли плутония в топливе.

Аксиальная воспроизводящая прослойка из двуокиси обедненного урана также оказывается довольно эффективным инструментом повышения топливной

<sup>\*</sup> В БН-600 введение прослойки не планируется по многим причинам. В частности, в этом реакторе невозможен перевод активной зоны на МОКС топливо (с выполнением требований безопасности) без серьезных потерь в энерговыработке. Поэтому БН-600 «обречен» работать на урановом топливе, на котором не возникает проблем с положительным НПЭР.

экономичности быстрого реактора, поскольку снижает скорость накопления повреждающей дозы на оболочках твэл на 25%. Тем самым появляется дополнительная возможность увеличения кампании и выгорания топлива и снижения его годового расхода

При введении аксиальной прослойки не требуется расширения активной зоны, но необходимо изменение конструкции твэл и повышение массовой доли плутония в топливе.

Прослойка улучшает многие характеристики активной зоны: так, по сравнению с гомогенным вариантом она существенно снижает потерю реактивности от выгорания (и, следовательно, снижает максимальный запас реактивности) без потерь в эффективности СУЗ и превышения величины НПЭР. Тем самым это позволяет надежно обеспечить баланс реактивности реактора при учете неблагоприятного наложения погрешностей и неопределенностей, как это требуют Правила ядерной безопасности. Прослойка обеспечивает эффективное выравнивание аксиального распределения энерговыделений, поэтому расширение такой активной зоны не требуется. Более того, прослойка повышает уровень самозащищенности реактора в запроектных авариях, поскольку она препятствует распространению кипения натриевого теплоносителя в нижнюю часть активной зоны и тем самым не позволяет реализоваться положительной составляющей пустотного эффекта реактивности [25, 26].

Заметим, что способ снижения скорости накопления повреждающей дозы на оболочках твэл за счет аксиальной прослойки одинаково эффективен как для МОКС, так и для нитридного топлива [27, 28].

#### Список литературы

- Orlov V., Slesarev I., Zaritsky S. et al. The Theoretical Possibility of Doubling Time Reduction in a Fast Reactors by Using Heterogeneous Configurations of Various Types of Fuel / Proc. on Conf. Fast Reactor Physics, IAEA-SM-244/76, v. 2, Vienna: IAEA, 1980, p.469–480.
- М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, А.И. Новожилов и др. Концепция активных зон быстрых энергетических реакторов. Оптимизация физических характеристик реактора БН-1600 / Международный симпозиум по физике быстрых реакторов IAEA-SM-244/81. Экс-Ан-Прованс, Франция, 24–28 сентября 1979.
- Бобров С.Б., Данилычев А.В., Елисеев В.А. и др. Пути развития быстрых энергетических реакторов с высоким коэффициентом воспроизводства // Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 4, с. 269.
- Орлов В.В. Слесарев И.С. Троянов М.Ф. Доклад на международную конф. «Пути развития энергетических реакторов на быстрых нейтронах с высоким коэффициентом воспроизводства». — IAEA-CN-42/363, Vol. 5, Vienna, 1983.
- 5. Кирюшин А.И., Васильев Б.А., Матвеев В.И. и др. Эволюция активной зоны реактора БН-600 / Доклад на двусторонний семинар по физике быстрых реакторов. Япония, 1992.

- Matveev V.I., Danilychev A.V., Eliseev V.A. et al. Physical Concept Development of Power Fast Reactor of Maximum attainable Safety Level / Proc. in Int. Topical Meeting 'Sodium Cooled Fast Reactor Safety', 3–7 October 1994, Obninsk, Russia, v. 3, p. 4–37.
- Matveev V.I., Chebeskov A.N., Krivitsky I.Yu. Results of Benchmark Calculations of a Fast Power Reactor with Sodium Void Reactivity Close to Zero / Proceedings on the consultancy on "Benchmark Calculation of Sodium Void Reactivity Effect in Fast Reactor Core." — Vienna, 23–25 November, 1992.
- 8. Evaluation of Benchmark Calculations on a Fast Power Reactor Core with Near Zero Sodium Void Effect. IAEA-TECDOC-731, Viena, 1994.
- 9. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций НП-082-07 // Ядерная и радиационная безопасность, №1 (47), 2008, с. 52–77.
- Клинов Д.А., Камаев А.А., Михайлов Г.М. и др. Расчетно-экспериментальный анализ нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 на этапах физического пуска и последующего освоения проектной мощности.
   / Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). — Екатеринбург, 26–29 июня 2017. – Вена: МАГАТЭ, 2017. – С. 200. <u>https://conferences.iaea.org/indico/event/</u> 126/ abstract-book.pdf.
- 11. Алексеев П.Н., Баландин А.Л., Декусар В.М. и др. Развитие физикотехнических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы, № 2, 2018.
- 12. Никитина А.А., Агеев В.С., Леонтьева-Смирнова М.В. и др. Развитие работ по конструкционным материалам активных зон быстрых реакторов // Атомная энергия, 2015, т. 119, № 5, с. 292—300.
- Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Часть 1: Учебное пособие / Под общ. ред. С.Е. Щекелина и О.Л. Ташлыкова. — Екатеринбург, УрФУ, 2013.
- 14. Васильев Б.А., Евсеев Я.Я., Матвеев В.И. и др. Вывод активной зоны реактора БН-600 в стационарный режим перегрузок. Доклад на французско-советский семинар «Расчетные и экспериментальные исследования по физике реакторов на быстрых нейтронах», Кадараш, Франция, 1983.
- 15. Углов В.В. Радиационная стойкость ДУО сталей, облученных высокоэнергетическими ионами ксенона. БГУ, Минск, Беларусь, 2013. http://inp.bsu.by/NMCM2015/Uglov.pdf.
- 16. Васильев Б.А., Васяев А.В., Зверев Д.Л. и др. Развитие проекта энергоблока нового поколения с реактором БН-1200 //Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17).– Екатеринбург, 26–29 июня 2017. – Вена: МАГАТЭ, 2017. – ID 402.
- 17. Васильев Б.А., Шепелев С.Ф., Ашцирметов М.Р. и др. Разработка проекта энергоблока с РУ БН-1200 / Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR13). Франция, 2013.

- 18. В.И. Матвеев, Ю.С. Хомяков. Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем: Учебное пособие для ВУЗов / Под ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. — Издательский дом МЭИ, Москва, 2012.
- 19. Рачков В.И., Поплавский В.М, Цибуля А.М и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. 2010. Т. 108. Вып. 4. С. 201—206.
- Poplavsky V.M., Matveev V.I., Eliseev V.A. et al. Studies on influence of sodium void reactivity effect on the concept of the core and safety of advanced fast reactor // Journal of Nuclear Science and Technology. 2011. V. 48. No 4. P. 538—546.
- Поплавский В.М., Матвеев В.И., Кузнецов И.А. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора // Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 4.
- Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев В.А. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора // Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 4, с. 230—235.
- Алексеев П.Н., Бландинский В.Ю., Баландин А.Л. и др. Многофакторная оценка конкурентоспособности коммерческого энергоблока типа БН в системе энергетики России / Тезисы научно-техни. конф. «Нейтронно-физические проблемы ядерной энергетики» (Нейтроника-2018). 28–30 ноября 2018, г. Обнинск. Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 2018. С. 3–4.
- 24. Развитие концепции гетерогенных активных зон в Японии // Атомная техника за рубежом, 1984, №7.
- Ashurko I.M., Volkov A.V., Raskach K.F. Coremelt-2D code for analysis of severe accidents in a sodium fast reactor. In: Intern. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycle: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France, 2013. — IAEA, 2013, T1-CN-199/453, track 03.
- Eliseev V.A., Malisheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013. PP. 766–775.
- Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А. и др. Особенности конструкции активной зоны реактора БН-1200 при использовании нитридного и МОКСтоплива. IAEA-CN-245-406 / Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). – Екатеринбург, 26–29 июня 2017. – Вена: МАГАТЭ, 2017. – С.185. – https://conferences.iaea.org/indico/event/126/abstract-book.pdf.
- Specific features of BN-1200 core in case of use of nitride or MOX fuel / B. A. Vasileev, M. R. Farakshin, S. B. Belov, A. V. Kiselev / International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR-17. Yekatirinburg, Russian Federation. 2017.

# Проблемы создания высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства электроэнергии, водорода и других инновационных применений

А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Д. А.Клинов, А. В. Гулевич, А. П. Иванов, В. В. Алексеев, А. В. Морозов

Одной из наиболее важных проблем, определяющей в будущем развитие экологически чистой энергетики, безусловно, является вовлечение в топливный цикл водорода. В настоящее время основным способом производства водорода является паровая конверсия метана. Однако с точки зрения долгосрочной перспективы крупномасштабного получения водорода данный способ не является жизнеспособным, так как требует потребления невозобновляемых ресурсов и сопровождается выделением парниковых газов в окружающую среду. Поэтому разрабатываются альтернативные способы производства водорода методами расщепления воды с помощью термохимических или электролизных процессов, требующих высокотемпературного источника тепла [1, 2].

Наиболее освоенными в настоящее время высокотемпературными источниками тепла могут служить ядерные реакторы Поколения IV в силу использования таких теплоносителей, как газы, жидкие металлы (натрий, свинец), расплавы солей [3–6]. Температура теплоносителя на выходе из активной зоны в этих реакторах может достигать 900–950 °C. Они представляют новый класс мощных реакторов, нацеленных как на производство электроэнергии с высоким кпд (50 %), так и обеспечение очень важных технологических процессов при производстве водорода, газификации и ожижении угля, углублённой переработке нефти, преобразовании биомассы в жидкое топливо, в химической промышленности, металлургии и т. д.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выполнены концептуальные исследования по выбору облика энергетического высокотемпературного быстрого натриевого реактора (БН-ВТ) для создания крупномасштабной атомно-водородной энергетики [7], которые показали, что создание такого реактора является сложной, но реальной технической задачей. На первый план выходит решение вопросов технологического характера, связанных с высоким уровнем температуры в реакторной установке [8–10]. В настоящей работе наибольшее внимание уделено исследованиям технологии натриевого теплоносителя при высоких температурах и концентрациях водорода на длительные ресурсы, обсуждению вопросов применения жаропрочных радиационно-стойких высокотемпературных конструкционных материалов, обеспечения их коррозионной стойкости при содержании кислорода в натриевом теплоносителе на уровне 0,1 ППМ. Конкретные оценки выполнены для реакторной установки с высокотемпературным реактором мощностью 600 MBT (тепл.).

## Принципиальная схема и основные технические характеристики реакторной установки

Реакторная установка. В состав реакторной установки (РУ) БН-ВТ входят: ядерный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, три петли системы аварийного отвода тепла (САОТ), три комплекта оборудования петель второго контура для передачи высокопотенциального тепла от реактора к химическим установкам, производящим водород, или газотурбинной установке для снабжения химических агрегатов электрической энергией. Принципиальная схема ЯЭУ с РУ БН-ВТ представлена на рис. 1.

В состав каждой петли входит промежуточный теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора под уровнем натрия, центробежный насос и трубопровод для отвода и возвращения натрия в реактор. Конструктивно способ передачи тепла потребителям разрабатывается совместно с создателями технологических установок.

При разработке облика исследуемого реактора учтены современные требования по безопасности и экономике реакторов будущих поколений. В нём развивается инновационная идеология быстрых реакторов на основе достигнутых значительных успехах в технологии БН. За основу конструкции реактора выбран успешно работающий уже более 30 лет реактор типа БН-600 [11]. Основные технические характеристики реакторной установки приведены в таблице 1.



Рис. 1. Схема реакторной установки для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды:
1 – быстрый реактор; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – сепаратор водорода; 4 – теплообменник; 5 – твердооксидный электролизер; 6 – электроэнергия на электролизер; 7 – парогенератор; 8 – газотурбинная установка; 9 – теплообменник; 10 – компрессор; 11 – турбина; 12 – электрогенератор

#### Таблица 1.

Наименорацие технического параметра размерность						
паименование технического параметра, размерноств	параметра					
Номинальная тепловая мощность, МВт	600					
Количество теплоотводящих петель	3					
Температура теплоносителя, °С:						
– на входе в активную зону	800					
– на выходе из активной зоны	900					
– на входе в ПТО	775					
– на выходе из ПТО	875					
Расход натрия через один ПТО, кг/с	1379					
Абсолютное давление теплоносителя на входе в активную зону, МПа	≤1,0					
Избыточное давление в газовом объеме реактора, МПа	0,054					

#### Основные технические характеристики реакторной установки

Предложена интегральная компоновка основного оборудования первого (радиоактивного) контура в баке реактора с основным и страховочными корпусами, что способствует достижению высокого уровня безопасности и позволяет исключить боксы вспомогательных систем I контура. Основной корпус реактора, предназначенный для размещения внутрикорпусного оборудования, натрия и аргона первого контура и организации циркуляции натрия первого контура, представляет собой вертикальный цилиндрический бак, имеющий конусную крышу и эллиптическое днище с опорным кольцом. Корпус реактора находится в контакте: с внутренней стороны — с натрием, за исключением верхней части (крыши), контактирующей с аргоном газовой подушки реактора, а с наружной стороны — с аргоном, находящимся в страховочной полости, и воздухом шахты реактора вне страховочной полости.

Внутри корпуса располагается активная зона, промежуточные теплообменники, ГЦН первого контура, аварийные теплообменники расхолаживания, электрохимический датчик водорода, электрохимический датчик кислорода и углерода, труба заполнения, трубы газовой компенсации и перелива, система контроля герметичности оболочек. В связи с большими габаритами холодные ловушки (ХЛ) вынесены за пределы корпуса реактора.

Характеристики ядерного реактора. В качестве начального этапа, а также исходя из готовности технологии БН, предлагается максимально сохранить конструкцию реактора, использовать урановое оксидное топливо, изменив только уровень температур. Основная цель на этом этапе — выявить узкие места с точки зрения уже отлаженной конструкции, оставив вопрос о конструкционных материалах пока открытым. Существующая высокая культура проектирования БН и технические решения, проверенные длительной эксплуатацией, должны способствовать реализуемости установки [12].

Конструкции ТВС, компоновка активной зоны (рис. 2) и картограмма загрузки реактора аналогичны БН-600 [9—11].


Рис. 2. Компоновка активной зоны реактора:

1 – ТВС активной зоны с малым обогащением; 2 – ТВС активной зоны со средним обогащением; 3 – ТВС активной зоны с большим обогащением; 4 – ТВС внутренней зоны воспроизводства; 5 – ТВС внешней зоны воспроизводства; 6 – хранилище отработавших сборок; 7 – стержни автоматического регулирования; 8 – стержни аварийной защиты; 9 – компенсирующие стержни; 10 – фотонейтронный источник

Активная зона реактора состоит из набора сборок — ТВС, стержней СУЗ, ИН, стальной защиты и борной защиты, расположенных в реакторе по треугольной решетке со средним шагом 98,35 мм. Активная зона включает в себя 369 урановых ТВС трех типов обогащения, 27 стержней СУЗ, два источника нейтронов. По радиусу активная зона разбита на три зоны, отличающиеся друг от друга обогащением топлива. ТВС содержат части верхнего и нижнего торцевых экранов из таблеток диоксида обедненного или естественного урана, размещенных в общей оболочке с топливными таблетками. Вокруг активной зоны размещены сборки боковой зоны воспроизводства.

Исходя из соотношения мощностей действующего реактора БН-600 и проекта реактора БН-ВТ можно предположить, что при понижении тепловой мощности с 1470 МВт до 600 МВт (~2,5 раза) межперегрузочный интервал можно увеличить с 140 сут до практически годового — 330 сут. Эффективности системы компенсаторов без переделки с запасом должно хватить для компенсации выгорания, а увеличенный температурный эффект реактивности (изотермический разогрев реактора от температуры перегрузки до входной на номинальной мощности) можно компенсировать с учётом этого запаса. Остальные эффекты реактивности не должны сильно изменится. Основные характеристики реакторного блока приведены в таблице 2.

# Таблица 2.

Характеристика	Величина
Мощность (тепловая), МВт	600
Ядерное топливо	$UO_2$
Размеры активной зоны (D×H) по корпусу, мм	3900×1300
Толщина отражателя, мм	200
Размер «под ключ» и толщина стенки шестигранного чехла	
ТВС, мм	96×2
Количество твэлов в ТВС	127
Материал чехла ТВС, оболочки твэлов и дистанционирующей	
проволоки	ЭП-912-ВД
Диаметр и толщина оболочки твэл ( <i>d</i> ×δ), мм	6,9×0,4
Поперечный размер дистанционирующей проволоки, мм	
– для 91 центрального твэла	Ø1,05
<ul> <li>– для 36 периферийных твэлов</li> </ul>	0,6×1,3
Размеры топливной таблетки (втулки), мм	
<ul> <li>наружный диаметр</li> </ul>	Ø5,9
<ul> <li>внутренний диаметр</li> </ul>	Ø1,7
Высота активной зоны, мм	1030
Высота торцевых зон воспроизводства, мм	
– верхней	300
— нижней	350
Высота газовой полости, мм	617
Полная длина ТВС, мм	3500
Время между перегрузками, сут.	330
Температура перегрузки, °С	230
Максимальная температура оболочки твэл, °С	1025
Полный температурный эффект реактивности	
$(230 ^{\circ}\text{C} \rightarrow T_{\text{BX}}) (230 ^{\circ}\text{C} \rightarrow 368 ^{\circ}\text{C}) / (230 ^{\circ}\text{C} \rightarrow 800 ^{\circ}\text{C})$	-1,431
Полный мощностной эффект реактивности ( $T_{\rm bx} \rightarrow N_{\rm hom}$ )	-0,452

Основные характеристики реакторного блока

# Некоторые конструкционные вопросы и вопросы безопасности

Особенностью работы реактора в составе комплекса по производству водорода является необходимость учета вероятности попадания водорода по тракту теплоносителя в активную зону реактора. Проведенные расчетные исследования показали (см. таблицу 3), что попадание водорода в пределах возможных допусков практически не сказывается на нейтронно-физических характеристиках реактора и не сказывается на параметрах безопасности реактора.

#### Таблица 3.

Реактивность, вносимая водородом в составе натрия, % Δk/k	Относительное изменение потери реактивности реактора при работе в течение 1 года на мощности 600 MBт, $[(\% \Delta k/k)h/(\% \Delta k/k)0](t) \%,$ T = 365 эфф. сут
0,000	0,00
0,0081	-2,54
0,014	-2,51
0,022	-2,49
0,027	-2,48
0,032	-2,47
	Реактивность, вносимая водородом в составе натрия, % Δk/k 0,000 0,0081 0,014 0,022 0,027 0,032

Изменение реактивности реактора в зависимости от наличия водорода в теплоносителе

В результате проведенных материаловедческих исследований показана возможность использования при повышенных концентрациях водорода в натрии и концентрациях кислорода меньших 2 млн<sup>-1</sup> ряда конструкционных материалов (молибдена, ниобия, сталей ЭИ-847, ЭП-912-ВД, ЭИ-732) при температуре натрия до 750 °C.

Высокий уровень температуры увеличивает возможность закипания натрия. Удаление натрия вызывает незначительный отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности, что обусловлено урановым топливом. Таким образом, можно не требовать значительного увеличения давления в первом контуре. Для организации замкнутого топливного цикла имеется возможность рассмотреть уран-ториевый цикл с близкими характеристиками эффектов реактивности.

## Технология натрия

Поведение примесей в контурах БН-ВТ при различных режимах эксплуатации. Теплосъем с использованием в реакторной установке теплоносителя сопровождается его взаимодействием с присутствующими в жидкометаллической системе примесями и негативным их воздействием на конструкционные материалы. Направление этих процессов определяется разностью химических потенциалов [13].

С использованием зависимости констант, характеризующих процессы тепломассопереноса, от температуры (формула Аррениуса:

$$k = k_0 \exp\left(-\frac{E}{RT}\right),$$

где k — константа, характеризующая процесс;  $k_0$  – постоянный множитель; E — энергия активации; R — универсальная газовая постоянная (R=8,31 Дж/(моль·К)); T — абсолютная температура, K), видно, что при переходе к высоким температурам значение констант конкретных процессов жидкометаллической системы, напри-

мер диффузии, проницаемости, растворимости, скорости абсорбции, равновесного давления газов, будет возрастать.

Возрастание константы для конкретного из перечисленных выше процессов определяется его энергией активации и ростом температуры. Но  $T_2/T_1 \le 2$ , а энергия активации изменяется от сотен до десятков тысяч Дж/(моль·К), а для такой характеристики, как равновесное давление водорода над натрием, она практически не зависит от температуры. Наибольшие значения характерны для процессов диффузии, проницаемости в твердых телах и для кинетики скорости процессов абсорбции газов. Для растворимости примесей энергия активации на порядок более низкая, чем энергии активации для диффузионных процессов. Следует заметить, что для одного и того же процесса энергии активации для различных материалов могут отличаться в несколько раз, в некоторых случаях на порядок.

Качественный анализ поведения примесей в жидкометаллических системах реакторной установки в различных режимах эксплуатации показывает, что очистка теплоносителя от примесей в режимах приёма натрия из транспортных емкостей, пуско-наладочных и стояночных работ может производиться холодных ловушках (ХЛ). В режимах приёма натрия из транспортных емкостей и ПНР могут быть использованы обычные схемы подключения ХЛ. В стояночных режимах, если они реализуются после режимов выхода на номинальные параметры и эксплуатации на номинальных параметрах, следует учитывать неизбежное появление радиоактивности в теплоносителе.

В высокотемпературных системах при концентрациях углерода десятки млн<sup>-1</sup>, его термодинамическая активность из-за высокой растворимости в натрии, по сравнению с ЯЭУ типа БН-600, возрастает на порядки. Поэтому, во избежание науглероживания конструкционных материалов, может потребоваться очистка от углерода горячей ловушкой перед выходом на номинальные параметры.

Очистка в режимах эксплуатации на номинальных параметрах и стояночных требовала специального анализа, так как интенсивность источников водорода, трития, продуктов коррозии возрастает на порядки.

Очистка натрия от водорода и трития в высокотемпературной ядерной энергетической установке. Особенность поведения водорода, трития и цезия и очистки от них рассмотрена в работах [14, 15]. Поэтому остановимся лишь на основных результатах, полученных для реакторной установки мощностью 600 МВт.

При возрастании потоков водорода из третьего контура во второй на два-три порядка, по сравнению с источниками водорода на АЭС с БН-600, создание компактных систем очистки (СО) с необходимой производительностью возможно при концентрациях водорода десятки миллионов в минус первой степени, так как производительность СО в первом приближении пропорциональна концентрации водорода в натрии. При этом очистку натрия от водорода и трития следует производить не холодной ловушкой, а вакуумированием их через мембраны из ванадия или ниобия. Сочетание этих двух факторов позволит создать компактные высокоэффективные системы очистки натрия от водорода.

Очистка натрия от трития до концентраций, обеспечивающих в производимом водороде его предельно допустимую концентрацию (ПДК) 3,6 БК/л,

44

предъявляет более жёсткие требования к системе очистки от водорода: её производительность (коэффициент проницаемости, а следовательно, и габариты) необходимо увеличить. При выполнении этих условий для ЯЭУ БН-ВТ основная масса трития, 98 %, будет аккумулироваться в компактных системах очистки (СО) натрия второго контура, 0,6 % (~ $4\cdot10^4$  Бк/с) поступит в окружающую среду, а 1,3 % — в производимый продукт. При выбросе в компактных ОС ~ $4\cdot10^4$  Бк/с требования обеспечения нормальной экологической обстановки, изложенные в [16], могут быть легко удовлетворены использованием методов, широко применяемых сегодня в атомной промышленности.

Поскольку значительная масса трития аккумулируется в компактных СО, при масштабном использовании таких ЯЭУ вопрос о дальнейшей судьбе водорода требует специального рассмотрения.

Поведение продуктов коррозии в установках с натриевым теплоносителем. Продукты коррозии (ПК) при эксплуатации установок постоянно поступают в натрий. Исследования коррозии конструкционных материалов изложены в монографиях [17, 18] и продолжаются в последние 20 лет, см., например, [19–20].

Результаты оценки интенсивности источников ПК в контурах реакторной установки БН-ВТ приведены в таблице 4.

Следует заметить, что в неизотермической системе скорость коррозии в высокотемпературной зоне должна зависеть от разности температур в горячей и холодной зонах контура: с её уменьшением в высокотемпературной зоне она должна уменьшаться. В результате оценок, проведенных нами, принято, что количество ПК, поступающих в натрий, уменьшается в 6 раз.

### Таблица 4.

<u> </u>			*	<u>^</u>
Пер	Втор	ой контур* <sup>)</sup>		
Гомогенная система	Гетерогенная	система	Гомоге	енная система
Всё оборудование ЭП-912-ВД	твэл молибден ПТО ЭП- (сплавы) 912-ВД		ПТО ЭП- 912-ВД	Трубопровод ЭП-912-ВД
900	пренебрежимо мало	464	662	914

Интенсивность поступления ПК в натрий первого и второго контуров реакторной установки БН-ВТ при работе на номинальных параметрах, кг/год

\*) на шесть петель второго контура в натрий каждой петли второго контура поступает 263 кг/год.

Система очистки натрия от продуктов коррозии (СОПК). Известно, что эффективность ХЛ при очистке натрия современных АЭС от ПК низкая. Однако специальными опытами было показано, что на сетчатом фильтре, установленном за теплообменником, в котором температура натрия понижалась с 750 °С (при этой температуре натрий омывал источник примесей ПК) до 420 °С, эффективно удерживаются ПК, причём коэффициент удержания продуктов коррозии, по оценкам, близок к единице, а доля примесей, осевших на поверхности теплообменной трубки, ~3% от количества ПК, найденных в фильтре. Учитывая эти результаты, для разработки СОПК был выбран принцип работы ХЛ: натрий охлаждается до необходимой температуры с последующим удержанием взвесей продуктов коррозии на сетчатых фильтрах.

# Жаропрочные конструкционные материалы

Стойкость твэла — одна из ключевых проблем для высокотемпературного реактора. В предлагаемой конструкции РУ ситуация смягчена за счёт выбора низкой тепловой нагрузки на твэлы. Дополнительно можно снизить максимальное выгорание.

Самым сложным в конструкционном плане является выбор высокотемпературного материала для реакторных условий. Для оболочек твэлов необходимы сплавы, которые имеют высокую жаропрочность и являются коррозионно-стойкими в натриевом теплоносителе при температурах 900–1200 °С и радиационно стойкими до уровня 100 сна. В качестве таких сплавов могут быть рассмотрены молибденовые и ниобиевые сплавы, обладающие технологичностью и высокими жаропрочными свойствами, удовлетворительной коррозионной стойкостью в натриевом теплоносителе.

Наиболее подходящими конструкционными материалами могут служить сплавы на основе молибдена, однако использование таких материалов приводит к заметному поглощению нейтронов, что требует изменения обогащения топлива. По предварительным оценкам при максимальном содержании молибдена, учитывая значительный запас по реактивности, увеличение обогащения топлива не приведет к нарушению требований по безопасности реактора в процессе работы и при аварийных ситуациях. Можно сделать вывод, что проблема использования конструкционного материала на основе молибдена может быть решена за счет изменения изотопного состава топлива.

В качестве возможного варианта конструкционного материала рассмотрена сталь ЭП-912-ВД. Этот сплав, в стандартных обозначениях X15H35B10Б (разработка ВИАМ и ФЭИ), является одним из перспективных конструкционных материалов для работы в контакте с натриевым, натрий-калиевым теплоносителем и в атмосфере воздуха при температуре 900–950 °C. Высокая кратковременная и длительная прочность сплава сочетается с высокими характеристиками пластичности и вязкости при температурах до 950 °C и температуре горячей деформации, стабильностью структуры и механических свойств, хорошей коррозионной стойкостью в натриевом, натрий-калиевом теплоносителе, а также высокой окалиностойкостью. Аргонно-дуговую сварку листов толщиной до 12 мм рекомендуется выполнять с использованием сварочной проволоки марки XH60BT, 06X15H60M15 и X15И35B12, которые обеспечивают высокую стойкость металла шва против образования горячих трещин. Важной характеристикой является отсутствие в составе молибдена (см. таблицу 5).

Альтернативным материалом является жаропрочная хромоникелевая сталь аустенитного класса марки 07Х15Н30В5М2 (ЧС81), разработанная в ЦНИИКМ «Прометей» (таблица 6) [22]. Она рекомендована для работы при температуре 900–950 °С. Проведенные в ЦНИИКМ «Прометей» исследования прочностных характеристик, коррозионной стойкости в натриевом, натрий-калиевом теплоносителях, термической стабильности показали, что указанная сталь обладает комплексом физико-механических и технологических свойств, необходимых для работы в условиях высокотемпературных натриевых реакторах. Механические свойства стали после облучения сохраняются на достаточно высоком уровне. Исследования, проведенные в ФЭИ и в ЦНИИКМ «Прометей», показали, что сталь ЧС81 обладает хорошей свариваемостью и позволяет получать сварные соединения как при сварке без присадочного материала, так и при использовании присадочной проволоки ХН50МГВ.

Сравнение реактивности, вносимой в реактор конструкционными материалами из этих сталей, показано в таблице 7.

## Таблица 5.

<b>1</b> 7 <b>V</b>		
Химический состав вы	соконикелевои нержавеющеи	стали ЭП-917-В/11711
Trimin lookin coclub bb	соконикслевой пержавеющей	

С	Si	Mn	S	Р	W	Ni	Nb	Fe
0,03	0,32	0,06	0,005	0,005	9,13	35,97	0,93	Ост.

## Таблица 6.

			P		[]	
С	Si	Mn	S	Р	W	Cr
≤0,07	≤0,2	0,8–1,2	≤0,01	≤0,015	4,5–5,5	14,0–17,0
Ni	Mo	Ti	Al	ДР	Стандарт	
29,0– 31,0	1,8–2,2	≤0,06	≤0,12	$\begin{array}{c} Cu \leq \! 0,\! 08; \\ N \leq \! 0,\! 03; \\ Fe \leq \! oct; \\ Y \leq \! 0,\! 05 \end{array}$	TV14-1- 3970-85 TV14-1- 4244-87	

Состав нержавеющей стали ЧС81 [12]

# Таблица 7.

Вклад элементов конструкционных материалов активной зоны в эффективный коэффициент размножения,  $k_{э\phi}$ 

Vunumeeruŭ	ЭП-92	12-ВД	ЧС-81		
элемент	$(\Delta k/k)$	( <i>Δk/k</i> ) Нуклидный состав, %		Нуклидный состав, %	
Fe	$-1,08 \cdot 10^{-2}$	25,9	$-8,78 \cdot 10^{-3}$	22,6	
Cr	—	—	$-3,35 \cdot 10^{-3}$	8,6	
Ni	$-1,67 \cdot 10^{-2}$	39,9	$-1,40 \cdot 10^{-2}$	36,0	
Mo	—	—	$-3,12 \cdot 10^{-3}$	8,0	
W	$-1,43 \cdot 10^{-2}$	34,3	$-8,42 \cdot 10^{-3}$	21,7	
Mn	—	—	$-1,16 \cdot 10^{-3}$	3,0	
Сумма	-4,18.10-2		$-3,88 \cdot 10^{-2}$		

Для сравнения: конструкционные материалы активной зоны (сталь ЧС-68 х. д.) вносят реактивность в реактор, равную  $-2,218 \cdot 10^{-2} (\Delta k/k)$ . Это отличие может быть скомпенсировано органами СУЗ. Исходя из этого сравнения предпочтение может быть отдано ЧС-81. Окончательный выбор может быть сделан после всестороннего исследования различных конструкционных материалов, применительно к высокотемпературному реактору.

#### Заключение

Результаты нейтронно-физических и теплофизических исследований РУ БН-ВТ 600 МВт (тепл.) показывают, что имеется принципиальная возможность, опираясь на существующую конструкцию реактора типа БН-600, обеспечить требуемые параметры высокотемпературного реактора на быстрых нейтронах для производства большого количества водорода, например, на основе одного из термохимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования и с высоким КПД производства электроэнергии, удовлетворяя при этом требованиям безопасности.

С учётом имеющихся результатов высокотемпературных опытов (максимальная температура 750 °С), в которых показана высокая эффективность удержания взвесей ПК на фильтрах (коэффициент удержания близок к единице), установленных в низкотемпературной зоне, предложено при разработке СО от продуктов коррозии использовать принцип работы ХЛ: охлаждать натрий до необходимой температуры с одновременным удержанием ПК на поверхностях массообмена, включая фильтры.

На основе полученных результатов по предложенной методике расчёта массопереноса водорода и трития для высокотемпературной реакторной установки мощностью 600 МВт (тепл) для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды с применением принципиально нового метода очистки – удаление водорода и трития из натрия вакуумированием их через специальные мембраны, – показано, что КПД такой системы равно ~40%, а объём производимого водорода равен  $2.8 \cdot 10^4$  л/с (при нормальных условиях). Реальная опасность от трития в готовом продукте возникает после сгорания водорода в атмосфере. При этом основная масса трития будет присутствовать в виде соединения НТО (водород-тритий-кислород). Поэтому при расчетах параметров системы очистки и рабочих концентраций водорода и трития в натрии второго контура было принято, что предельно допустимая концентрация трития в производимом водороде не должна превышать 3,26 Бк/л. Значения ПДК трития в воздухе почти на три порядка выше — 2,44·10<sup>3</sup> Бк/л. Очистка натрия от трития до концентраций, обеспечивающих в производимом водороде ПДК равную 3,26 Бк/л, предъявляет дополнительные требования к системе очистки от водорода: коэффициент проницаемости системы очистки второго контура по тритию должен превышать 140 кг/с.

Реакторная установка с высокотемпературным реактором с тепловой мощностью 600 МВт при использовании 30% мощности для производства водорода с эффективностью 50% может бы производить около 0,6·10<sup>6</sup> м<sup>3</sup> водорода в сутки,

48

что достаточно для современного крупного предприятия, перерабатывающего сырую нефть среднего качества и других технологий.

# Список литературы

- 1. International Atomic Energy Agency, Hydrogen as an Energy Carrier and its Production by Nuclear Power: IAEA–TECDOC–1085, IAEA, Vienna, 1999.
- Морозов А.В., Сорокин А.П. Способы получения водорода и перспективы использования высокотемпературного быстрого натриевого реактора для его производства // 21-я конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT-21), 2011. Доклад на семинаре по высокотемпературным проектам, 14–15 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
- 3. Innovation in Nuclear Energy Technology. NEA, N. 6103, OECD Nuclear Energy Agency, 2007.
- 4. Альбицкая Е.С. Развитие ядерно-энергетических систем // Атомная техника за рубежом. 2013. №11. С. 3–16.
- Дегтярев А.М., Коляскин О.Е., Мясников А.А. и др. Жидкосолевой подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых актиноидов // Атомная энергия. — 2013. — Т. 114. — Вып. 4. — С. 183–188.
- 6. Говердовский А.А., Овчаренко М.К., Белинский В.С. и др. Электроядерный подкритический бланкет на модульном принципе построения активной зоны с жидкометаллическими расплавами делящихся фторидов урана (UF<sub>4</sub>) и плутония (PUF<sub>3</sub>) во фторидном растворе FLINAK // Сборник докладов конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)», г. Обнинск, 30 октября 1 ноября 2013 г. Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ» / Под общ. ред. С.Г. Калякина, О.Ф. Кухарчука, А.П. Сорокина, А.А. Труфанова. 2013. Т. 1. С. 9–22. ISBN 978–5–906512–54–3.
- Поплавский В.М., Забудько А.Н., Петров Э.Е. и др. Физические характеристики и проблемы создания натриевого быстрого реактора как источника высокопотенциальной тепловой энергии для производства водорода и других высокотемпературных технологий // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – №3. – С. 129–134.
- Сорокин А.П., Козлов Ф.А. Состояние и задачи исследований по технологии высокотемпературного натриевого теплоносителя / 21–я конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT–21), 2011. Доклад на семинаре по высокотемпературным проектам, 14–15 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
- Sorokin A.P., Trufanov A.A., Ivanov A.P., Kozlov F.A., Kamaev A.A., Alekseev V.V., Morozov A.V. Investigations in a substantiation of high-temperature nuclear energy technology with fast-neutron reactor cooled by sodium for manufacture of hydrogen and other innovative applications // Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR-17. Yekaterinburg, Russia, 2017. Paper 436. 10 p. URL: https://conferences.iaea.org/ indico/event/126/abstract-book.pdf,

- Сорокин А.П., Гулевич А.В., Камаев А.А., Кузина Ю.А., Иванов А.П., Алексеев В.В., Морозов А.В. Исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода и других инновационных применений // Сборник докладов 11-й Межд. научно-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018), Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 23–24 мая 2018 г., 10 с.
- 11. Казанский Ю.А., Троянов М.Ф., Матвеев В.И. и др. Исследование физических характеристик реактора БН-600 // Атомная энергия. 1983. Т. 55. Вып. 1. С. 9–14.
- Матвеев В.И., Хомяков Ю.С. Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем / Учебное пособие для ВУЗов. Под редакцией чл.корр. РАН В.И. Рачкова. – Москва: Издательский дом МЭИ, 2012. – С. 38–42.
- 13. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. М.: Физматгиз, 1959. 700 с.
- Kozlov F.A., Sorokin A.P., Alekseev V.V. et al. The High\_Temperature Sodium Coolant Technology in Nuclear Power Installations for Hydrogen Power Engineering // Thermal Engineering. – 2014. – Vol. 61. – No. 5. – Pp. 348-356.
- 15. Козлов Ф.А., Коновалов М.А., Сорокин А.П., Алексеев В.В. Особенности массопереноса трития в высокотемпературной ЯЭУ с натриевым теплоносителем для производства водорода // Сборник докладов конф. «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)», г. Обнинск, 30 октября – 1 ноября 2013 г. – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ» / Под общ. ред. С.Г. Калякина, О.Ф. Кухарчука, А.П. Сорокина, А.А. Труфанова. — 2014. – Т. 2. – С. 558–566. ISBN 978–5–906512–56–7 (том. 2).
- Беловодский Л.Ф., Гаевой В.К., Гришмановский В.И. Тритий. М.: Энергоатомиздат, 1985. – 250 с.
- 17. Невзоров Б.А., Зотов В.В., Иванов В.А., Старков О.В., Краев Н.Д., Умняшкин Е.Б., Соловьев В.А. Коррозия конструкционных материалов в жидких щелочных металлах. – М.: Атомиздат, 1977. – 264 с.
- Бескоровайный Н.М., Иолтуховский А.Г. Конструкционные материалы и жидкометаллические теплоносители. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 163 с.
- Краев Н.Д. и др. Коррозия и массоперенос конструкционных материалов в натриевом и натрий-калиевом теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – №3. – С. 40–48.
- Zhang J., Marcille T.F., and Kapernick R. Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys // Corrosion. – 2008. – Vol. 64. – No. 7. – Pp. 563–573.
- Кольцов А.Г., Рощупкин В.В., Ляховицкий М.М., Соболь Н.Л., Покрасин М.А. Экспериментальное исследование физико-механических свойств конструкционной стали ЭП-912. – Москва.
- Металлы и сплавы: марки и химический состав / Сост. И.В. Беккерев. Ульяновск: УлГТУ, 2007. — 306 с. ISBN 978–59795–0042–3. Дополненное издание. URL: http://www.bibliotekar.ru/spravochnik-73/index.htm.

# Реакторный исследовательско-испытательный комплекс

А. С. Кириллов, А. А. Романенко, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин

Реакторный исследовательско-испытательный комплекс (далее ИК зд. 224) [1] сооружен в ФЭИ (в настоящее время АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») в 1964 г. в рамках программы ОКР «Тополь» («ТОПАЗ»). Назначение комплекса: сборка космических ЯЭУ (КЯЭУ) с термоэмиссионным реактором-преобразователем (ТРП) и жидкометаллическим контуром охлаждения (ЖМК), проведение различных проверок, исследований и как финальный этап — проведение полномасштабных наземных ресурсных энергетических испытаний по программе, имитирующей работу КЯЭУ в составе космического аппарата (КА), разборка испытанного ТРП с последующим исследованием на активированных образцах критически важных узлов, электродов, топлива и др. после разделки в горячих камерах, временное хранение высокоактивных фрагментов в колодцах-отстойниках с последующей дезактивацией и отправкой на переработку и захоронение. После завершения в 1988 г. программы «ТОПАЗ» (КЯЭУ 1-го поколения) и проведения ряда мероприятий по модернизации и реконструкции поддерживается в рабочем состоянии и сохраняет технологическую готовность к использованию в ОКР по созданию ЯЭУ 2-го поколения с ТРП суб- и мегаваттного диапазона выходной электрической мощности [2-4].

Настоящая статья в историческом и текущем аспектах состояния уникального ИК зд. 224 рассматривает техническую возможность и выработку мотивации его использования проектантами ЯЭУ прямого преобразования тепловой энергии в электрическую при реакторных и электронагревных испытаниях энергетических установок космического и наземного применения.

Актуальность и практическая важность такого подхода к проблеме создания соответствующей национальной экспериментальной базы обусловлены следующими государственными программными документами:

– сформулированная Президентом РФ в Послании Президента Федеральному Собранию (12.12.2013) актуальная задача: «Чрезвычайно важная вещь формирование глобальной системы разведки и целеуказания, которая будет работать в едином информационном пространстве и реальном масштабе времени в интересах Вооруженных Сил Российской Федерации. Это связано с укреплением нашей космической группировки...» [5];

– утвержденная Президентом РФ «Стратегия развития космической ядерной энергетики на период до 2030 года» [6].

## ИК зд. 224 — исторический аспект

Объектами исследований и испытаний в ИК зд.224 были экспериментальные образцы ЯЭУ «ТОПАЗ» для семи наземных и двух летно-конструкторских испытаний (ЛКИ) в составе КА «Плазма-А» (рис. 1, таблицы 1—3) [7—9].



блок системы подачи пара цезия приводов органов регулирования;
 2 — ТРП; 3 – трубопровод ЖМК; 4 — радиационная защита;
 5 — компенсационный блок ЖМК; 6 — холодильник-излучатель;
 7 — силовая рама



*Рис. 1.* Принципиальная схема ЯЭУ «ТОПАЗ» (а) и внешний вид КЯЭУ «ТОПАЗ» в составе КА «Плазма-А» (б)

## Таблица 1.

Основные характеристики термоэмиссионнго реактора-преобразователя «ТОПАЗ»

Параметр	Значение
Выходная электрическая мощность (основная	5_7
секция), кВт	5-7
Тепловая мощность, кВт	130–150
Ядерное топливо	$UO_2$
Загрузка топлива (по <sup>235</sup> U), кг	11,5
Обогащение топлива (по <sup>235</sup> U), %	90
Замедлитель нейтронов	ZrH <sub>x</sub>
Отражатель нейтронов	Be
Спектр нейтронов	промежуточный
Масса реактора, кг	320
Диаметр активной зоны, мм	280
Длина активной зоны, мм	364
Толщина отражателя, мм	80
Органы регулирования реактивностью	12 вращающихся барабанов из
	Ве с накладками из В4С
Теплоноситель	NaK

#### Таблица 2.

		-					
Номер установки	4C	5C	6C	7C	10C	11C	14C
Год испытаний	1970	1971	1972– 1973	1975– 1977	1979	1982	1984
Длительность испытаний, сут	50	67	1073	215	221	208	306
Тепловая мощность ТРП, кВт	170	180	180	150	150	150	150
Суммарная							
электрическая мощность обеих секций, кВт	6,6	5,1	8,2	8,8	8,8	7,2	7,2

Наземные ресурсные энергетические испытания ЯЭУ «ТОПАЗ»

# Таблица 3.

# Характеристики КЯЭУ «ТОПАЗ» при ЛКИ КА «Плазма-А»

Параметр	Значение
Максимальная электрическая мощность на клеммах рабочей	
секции, кВт	5,6
Напряжение на клеммах рабочей секции, В	32
Ток рабочей секции, А	180
Напряжение насосной секции, В	1,1
Ток насосной секции, А	1200
Максимальная температура теплоносителя на выходе из ТРП, °С	610
Подогрев теплоносителя в активной зоне, °С	70–80
Расход паров цезия, г/сут.	6–20
Давление паров цезия, Па	266-730
Масса ЯЭУ (без аккумуляторных батарей), кг	980
Площадь холодильника-излучателя, м <sup>2</sup>	7
Длина ЯЭУ, м	4,7
Максимальный диаметр ЯЭУ, м	1,3

Реализация проекта ИК зд.224, разработанного специалистами ГСПИ, потребовала огромного напряжения и самоотдачи от специалистов Физико-энергетического института. Постепенно сложилась системная команда, высокий квалификационный уровень и ответственность которой признавалась не только руководством Министерства среднего машиностроения, но и кооперацией предприятий СССР, участвующих в ОКР по программе «ТОПАЗ».

В результате системных и комплексных работ по программе «ТОПАЗ» в ФЭИ сложилась уникальная Школа по прямому преобразованию энергии, сохранившая свои компетенции и в настоящее время. На рис. 2 показаны фотографии ключевых специалистов — основателей Школы прямого преобразования тепловой (ядерной) энергии в электрическую в ФЭИ и отрасли: А. И. Лейпунского, И. И. Бондаренко, В. Я. Пупко, В. А. Малыха, В. И. Субботина.

Безусловно, важнейшую и тяжелейшую работу по наземным испытаниям, сборке и подготовке ЯЭУ «ТОПАЗ» к двум ЛКИ в 1987—88 гг. выполняли специалисты зд. 224 под руководством А. И. Ельцова. Неслучайно им осуществлялось оперативное руководство рабочей группой при испытаниях ЯЭУ «ТОПАЗ» в составе межведомственной комиссии (МВК), возглавляемой Председателем Комитета по использованию атомной энергии СССР А. М. Петросьянцем (рис. 3).









В. А. Малых



А. И. Лейпунский И. И. Бондаренко

В. Я. Пупко

В. И. Субботин

Рис. 2. Основатели научной Школы прямого преобразования энергии



- Межведомственная комиссия, возглавляемая
  - Председателем Комитета по использованию атомной энергии СССР

#### Оперативное руководство осуществлялось рабочей группой МВК:

Заместитель по изделию



Г. М. Грязнов



Председатель рабочей группы

А. И. Ельцов

Заместитель по испытаниям



В. И. Сербин

*Рис. 3.* Руководство подготовкой, проведением испытаний и исследований КЯЭУ «ТОПАЗ»

На рис. 4 показана технологическая схема ИК зд. 224, на которой выделены инженерные интерфейсы вакуумной системы безмасляной откачки и системы специальных измерений выходных характеристик, в том числе вольтамперных характеристик (BAX) ТРП, модернизация которых будет обсуждаться ниже.

Наиболее важные технологические интерфейсы ИК зд. 224 в период испытаний ЯЭУ «ТОПАЗ» (до модернизации и реконструкции) показаны на рис. 5–8.

Вакуумная камера была изготовлена из малоактивируемого алюминиевого сплава марки АМГ-3 и имела объем 45 м<sup>3</sup> (внутренний диаметр — 2,5 м, высота без крышки и подставки — 9,44 м, толщина водяного зазора рубашки охлаждения — 12 см).



Рис. 4. Технологическая схема ИК зд. 224

1 – система ЖМК; 2 – система охлаждения; 3 – система вакуумирования;
 4 – безмасляная система откачки вакуумной камеры/изделия; 5 – автоматизированная система специзмерений; OP-1 и OP-2 – отделения разделки (горячие камеры)



Рис. 5. Технологический зал (а) и пульт управления ИК зд. 224 (б)



Рис. 6. Центральный зал ИК зд. 224: а) вид на крышку биологической защиты; б) ЯЭУ «ТОПАЗ» на стапеле физической сборки; в) вид на стапель физической сборки



*Рис.* 7. Вакуумная камера в колодце центрального зала ИК зд. 224: а) вакуумная камера перед установкой в колодец; б) установка крышки с ЯЭУ «ТОПАЗ» в вакуумную камеру



Рис. 8. Насосы в системах вакуумирования и охлаждения ИК зд.224: а) внешний вид «масляной» системы откачки вакуумной камеры на основе механических форвакуумных насосов типа AB3-90 (1) и диффузионных насосов типа ДВН-500 (2); б) внешний вид насосов водяной системы охлаждения вакуумной камеры; в) внешний вид электромагнитного насоса прокачки NaK теплоносителя через систему охлаждения ЯЭУ

Система откачки вакуумной камеры (ВК) форвакуумными насосами обеспечивает давление остаточного газа в ВК ~ 2,5 Па, вместе с двумя диффузионными насосами ~ 0,65 Па в течение времени не менее 5 часов.

В целом технические характеристики всех технологических интерфейсов ИК зд. 224 удовлетворяли требованиям технического задания того времени, предъявляемым к наземным энергетическим испытаниям ЯЭУ.

Масштабная комплексная и ответственная задача создания ИК зд. 224, проведение семи наземных энергетических испытаний опытных образцов ЯЭУ «ТОПАЗ», в том числе двух зачетных межведомственных (11С и 14С), подготовка двух штатных ЯЭУ «ТОПАЗ» к ЛКИ и курирование космических экспериментов (КА «Космос-1818» и «Космос-1867») в части данных телеметрии о работе ЯЭУ требовали соответствующего высокого уровня управления как на уровне Физикоэнергетического института (рис. 9), так и на уровне Министерства среднего машиностроения и межотраслевой кооперации (рис. 10).

Заслуги ключевых специалистов Физико-энергетического института были отмечены государственными наградами и международным признанием.

Среди лауреатов Государственной премии СССР:

1968-1973

– в 1972 г. — А. И. Ельцов, И. П. Засорин, Д. М. Овечкин, В. Я. Пупко за «Создание и энергетические испытания термоэмиссионного реактора-преобразователя «ТОПАЗ»;

1960-1968



М. П. Родионов

Директора ФЭИ

1973-1987

1987-1992



О.Д. Казачковский



М. Ф. Троянов



В. А. Кузнецов

Д. М. Овечкин



В. Н. Силаев

Рис. 9. Руководство ФЭИ, обеспечивавшее проведение НИОКР и создание КЯЭУ «ТОПАЗ»

Главные инженеры ФЭИ

- в 1989 г. — П. М. Бологов, М. Н. Ивановский за «Создание и летноконструкторские испытания космической ядерно-энергетической установки в составе спутников «Космос-1818» и «Космос-1867».

В 1994 г. Г. М. Грязнов (ПО «Красная Звезда») и В. Я. Пупко (ФЭИ) первыми из иностранцев удостоились американской премии Шрайбера — Спенса за выдающиеся достижения в использовании ядерной энергии при космических исследованиях (рис. 11).

В 1970 г. ключевые специалисты ИК зд. 224 были награждены медалью «За трудовую доблесть» (рис. 12).



*Рис. 10.* Ключевые руководители НИОКР в области термоэмиссионных ЯЭУ на совещании в Минсредмаше (фото 1970 г.):

верхний ряд Е. В. Куликов (ОКБ «Заря»), С. Д. Гришин (ИАЭ им. И.В. Курчатова), Н. И. Михневич (МКБ «Красная Звезда»), В. М. Талызин, М. К. Романовский (оба — ИАЭ им. И.В. Курчатова), В. М. Тюгин (НИИП), И. П. Засорин (ФЭИ), Н. С. Поляков (МСМ); нижний ряд И. С. Шмелев (МСМ), И. Г. Гвердцители (СФТИ), В. М. Иевлев (НИИТП), М. В. Мельников (ОКБ С. П. Королева), И. Д. Морохов (зам. Министра МСМ),

Ю. И. Данилов (МСМ), К. В. Холщевников (ЦИАМ), В. Г. Степанов (ТМКБ «Союз»)



*Рис. 11.* Памятные знаки к премии Шрайбера — Спенса, г. Альбукерке (США), 10 января 1994 г.: слева — Г. М. Грязнов, справа — В. Я. Пупко



Рис. 12. Коллективное фото награжденных специалистов ИК зд. 224: 1-й ряд (сидят) Лукьянов Л. М., Яковлев П. С., Родичев И. К., Передереев А. И., Селиверстова З. М., Кужель П. Т., Чежин Н. Н., Борисевский В. С, Широковский Ю. Л.; 2-й ряд (стоят) Ларин Е П., Антонов В. М., Кумсков Б. П., Забавин А. К., Ельцов А. И., Паращук В. Л., Бирюков Ф. У., Масленкин А. М., Михальцов Л. И., Сивов Ю Ф., Котельников Ю. А.

# Модернизация и реконструкция ИК зд.224

По проектно-сметной документации АО «ГСПИ» в 1985–1992 гг. ИК зд. 224 был частично модернизирован для испытаний перспективных ЯЭУ суб- и мегаваттного класса с утилизируемой непреобразованной тепловой мощностью до 2 МВт и с ресурсом работы оборудования до 3 лет (рис. 13).

После модернизации обеспечены следующие технические характеристики систем теплоотвода: (8) — до 0,8 MBT; (9) — до 1,2 MBT; расход охлаждающей воды до 70 м<sup>3</sup>/ч при температуре (25–70) °C.

После замены масляных диффузионных систем откачки на безмасляные турбомолекулярные насосы типа ВМН-500 (10) скорость откачки увеличится до 100 л/с с достижением давления остаточных газов в ВК до 5·10<sup>-5</sup> мм рт. ст.

Автоматизированная система специзмерений (АССИ) в структуре АСУТП (автоматизированная система управления технологическими процессами) ИК зд. 224 — комплекс аппаратно-программных средств, предназначенный для контроля и управления параметрами технологических процессов на всех этапах жизненного цикла испытываемой ЯЭУ (сборка, пуск, наладка, испытания и т. д.), в том числе измерений ВАХ и др. характеристик энергоисточника с выходной электрической мощностью до 1 МВт.



*Рис. 13.* Принципиальная схема технологических интерфейсов после модернизации, обеспечивающих наземные энергетические испытания:

 1 – вакуумная камера; 2 – реактор (источник тепла); 3 – радиационная защита; 4 – холодильник-излучатель; 5 – теплообменник «жидкометаллический теплоноситель/вода»; 6 – теплообменник «вода ВК/вода внешней системы охлаждения» (градирня); 7 – насос водяной; 8 – внешняя система охлаждения ВК (градирня); 9 – водяная система отвода непреобразованной теплоты; 10 – вакуумная система откачки; 11 – АССИ (автоматизированная система специзмерений); 12 – биологическая защита

В период 2014–2016 гг. специализированной организацией АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон» был выполнен значительный объем строительно-монтажных работ по «Первому пусковому комплексу» реконструкции ИК зд. 224, предусмотренных «ФЦП РЯОК-2020», в ходе которых завершены следующие работы:

- проведен современный ремонт фасада зд. 224 (рис. 14);

 обустроены эвакуационные выходы, проведена замена бетонных перекрытий над центральным и малым залами, заменено кровельное покрытие крыши;

 в обеспечение основных операций маршрутной технологии по приемке и сборке составных частей испытуемого изделия в технологическом зале (ТЗ) возведены участки сборки (зал сборки реакторного модуля), отделочные работы в ТЗ и прилегающих помещениях (вспомогательных участках) (рис. 15);

– в обеспечение современных правил радиационной и ядерной безопасности было реконструировано хранилище электрогенерирующих каналов (ЭГК) ТРП, расположенное на погрузочно-разгрузочной площадке зд. 224 (рис. 4, 16).

В обеспечение выполнения требований современных нормативных документов на грузоподъемное оборудование, на ИК зд. 224 проведена его полная замена выпускаемыми российской промышленностью системами, внешний вид которых на соответствующих технологических участках показан на рис. 17.



Рис. 14. Внешний вид зд. 224 до (а) и после (б) реконструкции



*Рис. 15.* Внешний вид технологического зала до (а) и после реконструкции (б и в): б) участок сборки реакторного модуля (внешний вид); в) участок сборки реакторного модуля (вид внутри)



Рис. 16. Внешний вид хранилища ЭГК снаружи (а) и внутри (б)





R)







а) погрузочно-разгрузочная площадка; б) и в) участок сборки технологического контроля;

г) центральный зал;

д) «чистый» и «грязный» транспортные коридоры

*Рис.* 17. Внешний вид грузоподъемного оборудования на соответствующих технологических участках ИК зд. 224

# Актуальные технологические интерфейсы ИК зд. 224, разработка которых продолжается

Особое место в технологических интерфейсах ИК зд.224 занимает современная безмасляная система откачки вакуумной камеры и изделия, а также система специзмерений, к сожалению, не реализованные на текущем этапе реконструкции, но верифицированные на стадии отработки технических решений.

Необходимость замены масляной системы откачки связана с требованием улучшения вакуумной гигиены (уменьшение давления и парциального спектра остаточного газа) при обезгаживании и в процессе ресурсных энергетических испытаний изделия. На рис. 18 приведена предлагаемая схема безмасляной откачки, реализованная применением мощного турбомолекулярного насоса типа BMH-500.

Внедрение безмасляной системы откачки в ИК зд. 224 позволит, кроме увеличения скорости откачки, существенно уменьшить давление остаточных газов и улучшить спектр остаточных газов путем исключения углеводородных компонентов, характерных для масляной системы откачки (рис. 19).





а) внешний вид турбомолекулярного насоса ВМН-500; б) схема обновленной вакуумной системы после замены диффузионных насосов (ДВН-500) на турбомолекулярные (ВМН-500)



Рис. 19. Спектральный состав остаточных газов в системах откачки: а) паромасляная откачка (ДВН-500), суммарное давление остаточных газов ~2·10<sup>-3</sup> мм рт. ст.; б) безмасляная система откачки (ВМН-500), суммарное давление остаточных газов ~2·10<sup>-5</sup> мм рт. ст.

Автоматизированная система специзмерений входит в состав АСУТП ИК зд. 224 и предназначена для проведения специзмерений характеристик испытываемой ЯЭУ, в том числе регистрации ВАХ совместно с измерением таких параметров, как температура узлов экспериментальной установки, давление и расход теплоносителя, плотность нейтронного потока и т. д. [10]. С помощью АССИ может проводить обработку экспериментальных данных для уточнения определенных на стадиях расчета и конструирования характеристик ЯЭУ, а также диагностику и прогнозирование технического состояния ЯЭУ в процессе испытаний.

Предлагается вариант построения АССИ, в котором технические решения обусловлены опытом эксплуатации обладающего аналогичными функциями автоматизированного ИИК (информационно-измерительного комплекса) в ходе предреакторных испытаний лабораторных термоэмиссионных преобразователей энергии (ТЭП) с плоской и цилиндрической геометрией электродов на электрофизических стендах [11], а также представленными на рынке современных средств автоматизации измерений приборами, позволяющими выполнять часть этих функций более эффективно.

В таком подходе в состав АССИ входят модули сбора данных для измерения сигналов датчиков экспериментальной установки; программируемая электронная нагрузка и блок резистивной нагрузки для регистрации динамических (изотермических) и статических (изомощностных) ВАХ, соответственно; блок коммутации для подключения объекта испытаний (ЯЭУ, отдельные ЭГК или группы ЭГК, тепловой макет) к электронной или резистивной нагрузке; компьютер для управления процессом измерений и отображения, обработки и сохранения его результатов, а также обмена данными с сервером баз данных АСУТП (рис. 20).

В АССИ необходимо использовать специально разработанное программное обеспечение, предоставляющее оператору удобный графический интерфейс, возможности управления процессом измерений в режиме реального времени, реализацию алгоритма обработки экспериментальных данных.



Рис. 20. Структурная схема АССИ

Модули сбора данных осуществляют сбор информации от датчиков, ее предварительную обработку и передачу управляющему устройству по цифровому интерфейсу. Модули выпускаются производителями систем сбора данных и различаются по типам поддерживаемых датчиков, количеству измерительных каналов, диапазонам и погрешностям измерения, интерфейсам передачи данных [12]. Для АССИ предлагаются 8-канальные модули ввода/вывода серии MDS компании «КонтрАвт», обеспечивающие ввод унифицированных сигналов тока и напряжения — AI-8UI и AI-8TC, сравнительные характеристики которых приведены в таблице 4 [13, 14].

Среди датчиков, подключаемых к АССИ, особое место занимают термопары. Модули AI-8TC предназначены в основном для измерения термоЭДС термопар (до 50 мВ), хотя допускается подключение датчиков другого типа. Модули AI-8UI более универсальны, но отличаются меньшей точностью измерения сигналов в диапазоне до 50 мВ. Точность преобразования AI-8UI и AI-8TC составляет 0,1 % от диапазона измерения, длительность опроса входного сигнала одного измерительного канала 0,1 с.

Модули ввода/вывода объединяется в сеть по интерфейсу RS-485. Для связи с компьютером требуется преобразователь интерфейсов, например IC-USB/485, для подключения к USB разъему.

Таблица 4.

Модуль	Диапазоны измерения напряжения	Диапазоны измерения тока
AI-8UI	±150 MB, ±250 MB, ±500 MB, ±1 B, ±2 B, ±5 B, ±10 B, (01) B, (02) B, (05) B, (010) B	±20 мА, (020) мА, (420) мА
AI-8TC	(050) мВ, (0150) мВ, (0500) мВ, (01000) мВ	(020) мА, (420) мА

Сравнительные характеристики аналоговых модулей сбора данных MDS

В ходе испытаний ЯЭУ/ЭГК используются следующие режимы исследования электрических характеристик:

1 — регистрация статических ВАХ;

2 — ресурсные испытания;

3 — регистрация динамических ВАХ.

В ходе регистрации статических ВАХ ток изменяется ступенчато в широком диапазоне (сотни ампер) с шагом не более 1÷10 А. В конце каждой ступени измеряются ток и напряжение. В связи с тем, что изменение тока приводит к изменению температурных полей ЯЭУ/ЭГК, длительность каждой ступени должна быть достаточно высокой для окончания возникающих при переходе на новую ступень переходных процессов.

При ресурсных испытаниях ЯЭУ/ЭГК в течение длительного времени находится в точке максимальной электрической мощности. Периодически проводятся замеры тока и напряжения в точке для нахождения зависимости максимальной мощности от времени и регистрация динамических ВАХ для диагностики внутренних параметров ЯЭУ/ЭГК.

При регистрации статических ВАХ и проведении ресурсных испытаний ЯЭУ/ЭГК подключается к резистивной нагрузке, которая представляет собой группу последовательно и параллельно соединенных резисторов, коммутируемых с помощью транзисторных ключей, управляемых выходными сигналами типа «открытый коллектор» модулей дискретного ввода/вывода MDS DIO-16BD, подключенных к компьютеру через адаптер IC-USB/485. Уровни управляющих сигналов вычисляются в программе, исходя из требуемого значения результирующего сопротивления нагрузки (от единиц мОм до единиц Ом) по определенному алгоритму.

В состав блока резистивной нагрузки также входит группа измерительных шунтов серии 75ШСМ, рассчитанных на различные диапазоны измерения тока и коммутируемых с помощью электромагнитных реле, и модуль MDS AI-8UI для измерения напряжения ЯЭУ/ЭГК с потенциометрических выводов и падения напряжения на подключенном шунте для определения тока ЯЭУ/ЭГК.

Алгоритм регистрации динамических ВАХ приведен на рис. 21. Ток *I* из рабочей точки *I*<sub>static</sub> сначала переходит скачком до минимального значения *I*<sub>min</sub>, затем ступенчато изменяется до максимального значения *I*<sub>max</sub> и обратно, и возвращается в рабочую точку. В отличие от статических ВАХ, длительность каждой ступени должна быть достаточно низкой, чтобы избежать значительного изменения температурного режима (более 5–10 °C). Поэтому динамические ВАХ снимаются импульсами длительностью не более  $\Delta t_{step} = 100...500$  мкс, и для стабилизации температурных полей ЯЭУ/ЭГК между группами импульсов возможны паузы до  $\Delta t_{pause} = 100...200$  мс, при которых ток возвращается в рабочую точку.



Рис. 21. Алгоритм изменения тока ЭГК при регистрации динамических ВАХ

Для регистрации динамических и статических ВАХ может быть использована программируемая электронная нагрузка — прибор, предназначенный для имитации различных режимов работы нагрузки при исследовании источников питания [15]. В составе электронной нагрузки присутствуют стабилизатор, измеритель параметров протекающего тока и напряжения и ряд других вспомогательных узлов. Стабилизатор обеспечивает различные режимы работы нагрузки (стабилизация тока, напряжения, мощности или сопротивления). Измеренные значения тока и напряжения могут быть выведены на дисплей на передней панели прибора или переданы в управляющее устройство.

Для АССИ предлагается серия электронных нагрузок AEL-88xx компании «Актаком» [16]. Максимальная мощность нагрузок данной серии составляет 10...100 кВт в зависимости от модели, максимальный ток 240...500 А, максимальное напряжение 150...500 В. Для увеличения тока и, соответственно, мощности нагрузки одной модели можно соединять параллельно.

Установка параметров может проводиться как с цифровой клавиатуры на передней панели прибора, так и программно по интерфейсу RS-232 с помощью адаптера RS-232/USB через программное обеспечение, входящее в комплект поставки или через определенный набор команд с использованием специализированного протокола. Для реализации алгоритма изменения тока при регистрации динамических BAX имеется возможность работы по заданному списку, позволяющая создавать сложные последовательности входных сигналов с частотой переключения до 25 кГц.

Точность установки/измерения тока составляет 0,15% от установленного значения +0,2% от диапазона, точность установки/измерения напряжения 0,015% от установленного значения +0,03% от диапазона.

Алгоритмы измерений и принципы построения АССИ успешно верифицированы на этапе предреакторных исследований и испытаний экспериментальных ТЭП и электрогенерирующих элементов на электрофизических стендах и будут использованы на следующем этапе реконструкции ИК зд. 224.

# Заключение

ИК зд. 224 был и остается уникальным реакторным комплексом, обеспечивающим заключительный этап ОКР проведения наземных ресурсных энергетических испытаний и подготовки к летно-конструкторским испытаниям ЯЭУ прямого преобразования тепловой энергии в электрическую.

Подтвердивший свою высокую эффективность в процессе реализации ОКР по программе создания КЯЭУ 1-го поколения «ТОПАЗ», модернизированный после ее завершения и частично реконструированный в объеме «Первого испытательного комплекса», ИК зд. 224 обеспечивает потенциальную возможность проведения реакторных и тепловых испытаний ЯЭУ и их демонстраторов субмегаваттного класса при разработке КЯЭУ 2-го поколения и мегаваттного диапазона выходной электрической мощности со значением утилизируемой тепловой мощности до 2 МВт при проектировании ЯЭУ и тепловых демонстраторов различного назначения.

Созданная в ГНЦ РФ – ФЭИ научная Школа прямого преобразования энергии, наличие высококвалифицированных специалистов, обеспечивающих системные и комплексные исследования и испытания в текущих и перспективных НИОКР в области разработки специальных ЯЭУ различного назначения, продолжающих совершенствовать технологические интерфейсы ИК зд. 224 с использованием элементной и расчетно-методической базы современного поколения, создают предпосылки актуализации использования ИК зд. 224 в национальных программах развития космической и наземной ядерной энергетики.

# Список литературы

- Экспериментальная база отрасли в Государственном научном центре Российской Федерации — Физико-энергетическом институте имени А.И. Лейпунского. – Обнинск. Изд. ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2005. – с. 24.
- Романов А.В. Теория комплексной оптимизации проектирования космических аппаратов с ядерными термоэмиссионными энергетическими установками. – СПб. : ООО НПО «Профессионал». 2010. – 472 с.
- 3. Андреев П.В., Гулевич А.В., Ярыгин В.И. и др. Физико-технические возможности термоэмиссии для современных проектов создания КЯЭУ мегаваттного класса / Тр. Международной конф. «Ядерные и инновационные технологии для космоса» (NETS 2012), США. 2012. Доклад № 3014.
- 4. Ярыгин В.И. Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – Вып. 2. – С. 5–20.
- 5. Послание Президента Федеральному Собранию. URL: <u>http://www.kremlin.ru/</u> <u>news/19825</u> (дата обращения 05.03.2021).
- 6. Новости ВПК от 14.08.2019. Интерфакс-АВН. URL: <u>http://www.vpk.name/</u> <u>news/2019-08-14</u> (дата обращения 05.03.2021).
- Пупко В. Я. История работ по летательным аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок в ГНЦ РФ ФЭИ. – Обнинск, ФЭИ, 2000. – 56 с.
- 8. Грязнов Г.М. Записки директора. М. : Изд. «Красная звезда», 2014. 250 с.
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии: Монография. – М. : НИЯУ МИФИ, 2015. – 364 с.
- Синявский В.В. Методы и средства экспериментальных исследований и реакторных испытаний термоэмиссионных сборок. – М. : Энергоатомиздат, 2000. – 375 с.
- Кириллов А.С., Ярыгин В.И. Современный информационно-измерительный комплекс для проведения исследований и испытаний термоэмиссионных преобразователей тепловой энергии в электрическую // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – Вып. 2. – С. 137–145.
- 12. Кириллов А.С., Агафонов В.Р. Интеллектуальные модули ввода сигналов термопар с объектов термоэмиссионной экспериментальной установки // Научно-технический вестник Поволжья. 2016. №3. С. 65–68.

- 13. Громов Д. В., Желтухин А. А., Варпаев А. Ю. Серия MDS-модулей распределенного сбора данных и управления // Информатизация и системы управления в промышленности (ИСУП). 2010. Вып. 5(29). –С. 4–12.
- 14. Сайт компании «КонтрАвт» : http://www.kontravt.ru/.
- 15. Афонский А.А. Электронные нагрузки Актаком средство повышения эффективности испытаний источников электропитания // Контрольно-измерительные приборы и системы. 2011. Вып. 1. С.11–16.
- 16. Сайт торговой марки «Актаком» : http://www.aktakom.ru/.

# Автономные ядерные энергоисточники субмегаваттного класса

И. А. Денежкин, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, Н. И. Логинов, А. С. Михеев, А. П. Пышко

В настоящее время энергоснабжение автономных объектов в условиях Арктики осуществляется в основном с помощью дизельных электрогенераторов с использованием машинного способа преобразования. По данным на 2002 г. в зоне Российского Севера эксплуатировалось более 12 тысяч дизельных электростанций мощностью от 100 кВт до 3,5 МВт [1, 2]. Применение в электрогенерирующих установках машинных способов преобразования (в том числе по циклам Ренкина, Брайтона) хорошо отработано и обеспечивает высокий КПД (до 30–40%), однако в большинстве случаев требует постоянного обслуживания этих установок, т. е. лишает их автономности. Значительным недостатком использования дизельных электрогенераторов является необходимость доставки больших объемов органического топлива, что в условиях Крайнего Севера затруднено и весьма дорого. Проводимая в настоящее время очистка арктического побережья России показывает, насколько применение дизельных генераторов в этом районе экологически неприемлемо [3, 4].

Предлагаемый класс ядерных энергоисточников (ЯЭИ) предназначен для решения этих проблем, т. е. для обеспечения устойчивого, экологически безопасного и экономически обоснованного энергоснабжения удаленных от централизованных энергосетей объектов специального и гражданского назначения, расположенных главным образом в северном регионе.

#### Общая компоновка энергоисточника

Для решения задачи энергоснабжения автономных потребителей предлагается конструкция автономного малогабаритного ядерного энергоисточника мощностью 10–500 кВт<sub>эл</sub> [32–35].

Концепция энергоустановки основана на нескольких основных технических решениях:

 – базовым элементом ЯЭИ является малогабаритный реактор бассейнового типа с водой атмосферного давления, с выводом энергии тепловыми трубами (жидкий литий при рабочей температуре ~1200 °C);

в качестве ядерного топлива используется низкообогащенный (менее 20 % по изотопу <sup>235</sup>U) диоксид урана;

 по всем контурам системы охлаждения организована естественная циркуляция теплоносителя;

 применен термофотовольтаический способ генерации электроэнергии, обеспечивающий системный КПД установки 12–17 % и выходную электрическую мощность до 500 кВт при ресурсе (длительности бесперегрузочной кампании) не менее 10 лет. Применение выносного (внезонного) термофотовольтаического способа прямого преобразования энергии позволяет в сравнении, например, с внутризонным термоэмиссионным видом преобразования энергии [5] не только значимо увеличить эффективность преобразования энергии, но и достичь ресурса бесперегрузочной работы установки 10 лет и более за счет, например, исключения «закрытия» межэлектродного зазора термоэмиссионного генератора электроэнергии вследствие распухания топлива и отравления поверхности электродов продуктами деления и т. п.

На рис. 1 представлен шахтный вариант размещения в Арктической зоне Российской Федерации ЯЭИ мощностью 100 кВтэл.

Активная зона реакторной установки (РУ) устанавливается внутри тяговой шахты и состоит из 108 электрогенерирующих секций (ЭГС). Единичная ЭГС представляет собой тепловую трубу (ТТ) с экранно-вакуумной теплоизоляцией, заполненную парами <sup>7</sup>Li. Использование тепловых труб для вывода энергии из реактора позволяет существенно уменьшить массогабаритные характеристики ЯЭИ за счет исключения насосного оборудования и значительного уменьшения количества теплоносителя, создать полностью пассивную систему аварийного охлаждения, а также позволяет работать при высокой температуре (1100–1300 °C) длительное время.

Источниками тепла в TT служат четыре твэла, расположенные в ее нижней части. В качестве ядерного топлива предлагается использовать диоксид урана с обогащением 19,75% по изотопу <sup>235</sup>U. Основные технические и технологические решения по твэлу активной зоны установки получены при разработке твэла для ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса [6].

В верхней части ЭГС имеется участок напыленного на внешнюю поверхность тепловой трубы эмиттера инфракрасного излучения, вокруг которого установлен термофотовольтаический генератор (ТФВГ), в котором осуществляется преобразование энергии теплового излучения в электричество. Непреобразованное тепло отводится в воду, находящуюся в бассейне. Далее это тепло переносится естественной циркуляцией воды к двухфазному термосифону системы отвода тепла. Термосифон пассивными средствами переносит тепло к конечному поглотителю — окружающему воздуху. Использование естественной циркуляции по всем контурам охлаждения и применение безмашинного способа преобразования энергии позволяет сделать ЯЭИ автономным.

Важной для варианта расположения ЯЭИ в северных районах является задача недопущения перегрева грунта (вечной мерзлоты). В данной концепции установки она решается путем правильного выбора диаметра шахты (слоя воды), что обеспечивает достаточно низкий уровень радиационного разогрева грунта. Тепловые потоки от бака с водой экранируются теплоизоляцией, а бетонные стенки шахты охлаждается системой низкотемпературных тепловых труб.



Рис. 1. Вариант наземного (шахтного) размещения ЯЭИ 100 кВт<sub>эл</sub>:
1 – грунт (вечная мерзлота); 2 – активная зона; 3 – радиационная защита
термофотовольтаического генератора; 4 – тепловые трубы; 5 – термофотовольтаический генератор; 6 – рессоры рабочих органов системы управления и защиты;
7 – промежуточный теплообменник (термосифон); 8 – аккумулятор холода (бассейн со льдом); 9 – тепловая труба;10 – воздушный теплообменник; 11 – система
преобразования тока; 12 – блок приводов рабочих органов системы управления и защиты; 13 – САУ (система автоматического управления); 14 – купол отсека оборудования (бетон); 15 – бетонная шахта с тепловыми трубами;
16 – теплоизоляция (пенополиуретан); 17 – вода; 18 – корпус бака (сталь)

#### Термофотовольтаический генератор

Термофотовольтаическое преобразование — это прямое преобразование тепловой энергии в электрическую посредством фотоэлектрического эффекта. В общем случае термофотовольтаический преобразователь (ТФВП) состоит из источника тепла, эмиттера (излучателя), оптического фильтра и фотоэлектрического приемника (ФЭП). Принципиальная схема работы ТФВП приведена на рис. 2. Источник тепла нагревает эмиттер до температуры около 1000–1600 °C. Возникающее при этом оптическое излучение поглощается фотоэлектрической ячейкой и преобразуется в электричество. Оптический фильтр необходим для согласования спектральных характеристик эмиттера и фотоприемника и позволяет повысить общую эффективность устройства.

Эффективность преобразователя является одним из основных параметров, определяющих его практическую применимость. Общая эффективность ТФВП определяется как:

$$\eta_{\mathrm{T}\Phi\mathrm{B}\Pi} = \frac{P_{\mathfrak{I}}}{P_{\mathfrak{I}\mathfrak{I}}} = \eta_{\mathfrak{I}} \cdot \eta_{\mathrm{cnekrp}},$$

где  $P_{3\pi}$  — электрическая мощность, генерируемая преобразователем;  $P_{и3\pi}$  — полная мощность, излучаемая эмиттером;  $\eta_{3\pi}$  — эффективность преобразования оптического излучения в электричество в рабочем спектральном диапазоне приемника, определяется, в основном, свойствами материалов, из которых изготовлен фотоприемник, а также, в общем случае, зависит от интенсивности падающего излучения;  $\eta_{спектр}$  — спектральная эффективность, характеризует собой долю энергии излучения эмиттера, попадающую в рабочую спектральную область фотоячейки.

В традиционной фотовольтаике для преобразования солнечного излучения в электричество успешно применяются фотоэлектрические ячейки на основе кремния или, например, арсенида галлия GaAs. Такие фотоэлементы достаточно доступны и дешевы. Их высокая эффективность обусловлена тем, что солнечный спектр (близкий к спектру абсолютно черного тела (АЧТ) при T=6000 °C) хорошо совпадает с областью чувствительности фотоэлементов. В термофотовольтаике температура эмиттера в большинстве случаев, исходя из соображений термической стойкости, не превышает 1000–1500 °C. При таких температурах максимум



Рис. 2. Принципиальная схема термофотовольтаического преобразователя

спектра АЧТ смещается в инфракрасную область вблизи 1,6–2,2 мкм. В этом случае при использовании в ТФВГ кремниевых фотоэлементов и эмиттера, близкого по характеристикам к АЧТ, спектральная эффективность системы не превышает 2 % и общая эффективность, следовательно, тоже оказывается мала. При использовании в паре с кремниевыми фотоэлементами специальных эмиттеров из оксидов редкоземельных элементов, спектр излучения которых заметно отличается от АЧТ, например оксида иттербия, спектральная эффективность преобразователя может достигать 20 %. Однако хрупкость и необходимость использовать высокие рабочие температуры, чтобы получить достаточно высокую выходную мощность, ограничивают применение таких эмиттеров.

К настоящему времени разработаны эффективные термофотовольтаические элементы, работающие в инфракрасной области спектра. Монохроматическая чувствительность отдельных образцов достигает 49 % [7], а максимальный полученный КПД преобразования теплового излучения – более 20 % при температуре излучателя ~1000 °C [8].

На рис. 3 представлены расчетные зависимости эффективности ТФВП от ширины запрещенной зоны ( $E_g$ ) фотоэлемента при разной температуре идеального плоского бесконечного эмиттера со 100 % эффективностью и спектром АЧТ [8].

Из представленных данных видно, что фотоэлементы из антимонида галлия GaSb хорошо подходят для преобразования теплового излучения в электричество ( $E_g = 0.72$  эВ). Такие ячейки чувствительны в спектральном диапазоне вплоть до 1,8 мкм. Оптимальной для них является температура эмиттера  $T \ge 1200$  °C. При температуре T = 1200 °C (без применения средств спектрального контроля) спек-





а) без учета возврата фотонов на эмиттер, б) с учетом возврата фотонов на эмиттер

тральная эффективность ТФВП с такими ячейками составляет около 20 %, а нижняя граница КПД согласно зависимостям, приведенным на рис. 3, около 8–9 %. Фотоэлементы из антимонида галлия имеют относительно простую конструкцию. Более сложные фотоэлементы позволяют дальше продвинуться в ИК-область спектра, работать при более низких температурах и получить большую спектральную эффективность, однако они более дороги в производстве.

Имеющиеся фотоэлементы позволяют создавать достаточно мощные термофотовольтаические системы. При использовании GaSb фотоэлементов и температуре эмиттера 1200–1600 °C была продемонстрирована возможность получения выходной электрической мощности около 1 кВт в компактных модулях при эффективности до 10 % [10–13]. Плотность снимаемой электрической мощности составляла 0,5–1,5 Вт/см<sup>2</sup>. Преобразователь во всех случаях имел форму цилиндра с эмиттером, расположенным внутри цилиндра вдоль его оси. Фотоэлементы располагались на внутренней поверхности цилиндра. Его диаметр не превышал 150 мм, высота – 300 мм.

Эффективность ТФВГ, работающего в ИК-диапазоне, может быть увеличена за счет использования селективно излучающего эмиттера. Селективный эмиттер для фотоэлементов на основе GaSb может быть также изготовлен на основе оксидов переходных металлов, например никеля или кобальта, в керамической матрице из MgO [14]. Излучательная способность таких эмиттеров вблизи 1,5 мкм близка к излучательной способности АЧТ, а ширина полосы излучения, в отличие от оксидов редкоземельных элементов, достаточно велика.

Был выполнен расчет выходных параметров термофотовольтаического генератора предлагаемого ЯЭИ. Рассмотрены три типа излучателей: Мо-эмиттер, SiCэмиттер, NiOMgO-эмиттер и два типа фотоэлементов: GaSb и InGaAsSb. Эмиттеры SiC и NiOMgO представляют собой покрытия, нанесенные на боковую поверхность тепловой трубы. Конструкция единичного модуля ТФВГ, спектральные характеристики фотоэлементов и эмиттеров при температуре 1541 К (1268 °C) приведены на рис. 4. Результаты расчетов представлены на рис. 5, 6.

Как следует из зависимостей, приведенных на рис. 3, эффективность ТФВП с АЧТ-подобным эмиттером может быть значительно увеличена за счет возвращения неиспользуемой длинноволновой части излучения обратно на эмиттер. В качестве материала эмиттера предлагается использовать покрытие из SiC или  $ZrO_2$  [15]. Рециркуляцию излучения между эмиттером и фотопреобразователем предлагается осуществлять с помощью селективного интерференционного оптического фильтра, размещаемого вблизи ФЭП или напыляемого непосредственно на его поверхность. Моделирование характеристик оптического фильтра осуществлялось с помощью программного обеспечения OpenFilters [16]. Результаты моделирования приведены на рис. 7.

Следует отметить, что спектральные характеристики интерференционных покрытий достаточно сильно зависят от угла падения излучения. Поэтому конструкция фильтра средствами OpenFilters оптимизировалась с учетом результатов предварительно выполненного методом Монте-Карло моделирования распространения излучения внутри ТФВП.



*Рис. 4.* Параметры термофотовольтаического генератора: а) схема термофотовольтаического генератора; б) квантовая эффективность фотоэлементов GaSb (1), InGaAsSb (2), спектральная плотность мощности излучения эмиттеров SiC (3), NiOMgO (4), Mo (5)



*Puc. 5.* Зависимость суммарной электрической мощности генератора от длины GaSb (a) и InGaAsSb (б) модулей при температуре излучателя T=1268 °C



*Рис. 6.* Эффективность термофотовольтаического генератора при использовании различных материалов фотоэлементов и эмиттера


*Рис.* 7. Зависимость отражения селективного интерференционного фильтра от длины волны при различном угле падения излучения



Рис. 8. Спектральные характеристики ТФВП

На рис. 8 показан расчетный эффективный спектр излучения эмиттера из карбида кремния за интерференционным фильтром из чередующихся слоев Si/SiO<sub>2</sub> в условиях реальной геометрии ТФВП. Результаты моделирования показывают, что применение разработанного фильтра позволяет возвращать на эмиттер до 60% от всего испускаемого излучения. При этом спектральная эффективность ТФВП с GaSb фотоэлементами увеличивается примерно в 2 раза, а общая эффективность системы составляет 16–19%. Следовательно, GaSb фотоэлементы в настоящее время представляются наиболее предпочтительными, поскольку они дешевле и технологичнее в изготовлении, чем более сложные преобразователи.

Другим положительным следствием применения в ТФВГ селективного отражающего светофильтра является уменьшение тепловой нагрузки на фотоэлементы, что позволяет упростить поддержание оптимального температурного режима ФЭП. Несмотря на то, что GaSb фотоэлементы сохраняют свою работоспособность и при температурах свыше 100 °C [16], их эффективность при этом падает. Так при увеличении температуры с 20 °C до 100 °C выходная мощность фотоэлемента может уменьшаться на 25–35 % [8, 17, 18].

Одним из основных факторов, ограничивающих применение фотовольтаических преобразователей в ядерной энергетике, является их малая стойкость в полях ионизирующих излучений. Данных по радиационной стойкости GaSb преобразователей мало. Результаты анализа опубликованных исследований [19, 20] приведены в таблице 1.

#### Таблица 1.

Деградация, %	Флюенс нейтронов (E>0,1 МэВ), нейтр/см <sup>2</sup>	Поглощенная доза фотонов, рад.
5	1·10 <sup>11</sup>	8·10 <sup>6</sup>
15	$1.10^{12}$	$4 \cdot 10^{7}$

#### Изменение КПД ФЭП на основе GaSb

Были выполнены трехмерные расчеты распределения функционалов реакторного излучения в окрестности реактора. Часть расчетов радиационной обстановки при выборе структуры радиационной защиты выполнялась по коду КАСКАД-С-2.5 [21] с константами БНАБ-78 [22].

Более точно функционалы реакторного излучения в рассматриваемой задаче могут быть получены, например, с использованием прецизионного кода MCNP4B с библиотекой констант DLC189/MCNPDAT, реализующему решение уравнения переноса излучения в трехмерной геометрии с использованием детальной зависимости от энергии сечений взаимодействия излучений с веществами. Такой код позволяет использовать трехмерную геометрическую модель реактора-преобразователя и всего ЯЭИ.

Одной из проблем расчета полей нейтронного и гамма-излучения в ЯЭИ является большие размеры водяного бака, в котором размещен реактор (см. рис.1). Разработанный в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» метод итерации весовых окон [23, 24] для расчета полей излучения дает возможность эффективно с минимальными временными затратами решать методом Монте-Карло полноразмерные пространственные задачи по переносу излучения в воде, конструкционных материалах и радиационной защите.

Результаты расчетов для варианта ЯЭИ мощностью 100 кВт<sub>эл</sub> показали (рис. 9), что для защиты фотоэлементов от воздействия ионизирующих излучений необходимо использовать два подхода. Первый — это отодвижение по вертикали области ФЭП от активной зоны на расстояние не менее 2,5 м. В данном проекте это может быть реализовано за счет увеличения длины тепловых труб, выводящих тепловую энергию из реактора. Вторым способом обеспечения требуемых

уровней реакторного излучения является использование защитных экранов из вольфрама толщиной 30 см, выполненных в виде многозаходной спирали и размещаемых внутри тепловой трубы (см. ниже). Защита от «прострела» излучения через тепловую изоляцию ТТ обеспечивается за счет профилирования диаметра трубы. Такие способы радиационной защиты обеспечивают допустимые уровни излучения на ФЭП и деградацию КПД фотоэлементов менее 10 % за кампанию РУ (10 лет). Следует отметить, что основную радиационную нагрузку на ФЭП определяет нейтронное излучение реактора.



*Рис. 9.* Распределение функционалов реакторного излучения в окрестности реактора: а) флюенс быстрых нейтронов (нейтр/см<sup>2</sup>), б) поглощенная доза фотонов (рад)

# Активная зона реактора

Структура активной зоны (а. з.) реактора для ЯЭИ с выходной мощностью 100 кВт<sub>эл</sub> приведена на рис. 10.



Рис. 10. Поперечное сечение активной зоны реактора (а) и отдельной ЭГС (б) (ЯЭИ 100 кВт<sub>эл</sub>)

Основным элементом а.з. является электрогенерирующая секция. ЭГС представляет собой трубу  $\emptyset$  44,4×1,2 мм из монокристаллического молибденового сплава и включает в себя 4 твэла с размером оболочки 13,0×1,0 мм также из монокристаллического молибденового сплава. Активная часть твэла набирается из топливных таблеток из диоксида урана аксиальной толщиной 2,0 мм. Обогащение по изотопу <sup>235</sup>U – 19,75 %. Система управления и защиты реактора состоит из 12 рабочих органов (РО СУЗ), размещаемых внутри а. 3.

На внешней поверхности оболочки твэлов установлен фитиль из трех слоев тканой молибденовой сетки, плотно прижатый к оболочке. На внутренней стороне корпуса теплой трубы также находится фитиль из трех слоев тканой молибденовой сетки. Фитили корпуса и твэлов соприкасаются друг с другом по образующей цилиндров. В области соприкосновения фитилей происходит раздача рабочего вещества — лития с фитиля корпуса тепловой трубы на фитили твэлов. Тепло, выделяющееся в твэлах, отводится в результате испарения лития с поверхности фитиля (испарительное охлаждение). Расход лития при этом невелик из-за большой теплоты парообразования (20,5 МДж/кг при температуре 1200 °C), а коэффициент теплоотдачи при испарении, напротив, достаточно высок (более 10 кВт/(м<sup>2</sup> К)), [25]). Внутри тепловой трубы в результате процессов испарения и конденсации лития тепло в виде скрытой теплоты парообразования передается в зону отвода тепла и затем излучением сбрасывается на систему преобразования энергии. Между тепловой трубой и чехлом электрогенерирующей секции находится экранновакуумная теплоизоляция, состоящая их нескольких слоев молибденовой и циркониевой фольги. Толщина зазора, в котором размещена теплоизоляция, 5,0 мм.

ЭГС (108 шт.) располагаются в каналах бериллиевой матрицы (внешний диаметр — 1300 мм, высота — 700 мм). Толщина зазора между очехловкой бериллия и корпусом ЭГС 7,0 мм. Зазор заполнен водой, которая охлаждает бериллий, а также играет роль дополнительного замедлителя нейтронов.

Расчеты нейтронно-физических характеристик реактора проводились с использованием программного комплекса MCNP [26] с системой оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 [27]. Расчеты кампании реактора выполнены с использованием программы ORIGEN2 [28] в связке с MCNP посредством программы MONTEBURNES [29].

В таблице 2 приведены результаты расчеты эффективного коэффициента размножения нейтронов ( $k_{3\phi\phi}$ ) в ходе кампании. Принимая во внимание необходимый запас реактивности на технологические и расчетные неопределенности (~1,5 %  $k_{3\phi\phi}$ ), а также требуемый запас реактивности на регулирование реактора в конце кампании (~0,3 %  $k_{3\phi\phi}$ ) и с учетом падения реактивности за кампанию реактора (~5,7 %  $k_{3\phi\phi}$ ), можно констатировать, что начального запаса реактивности (~8,4 %  $k_{3\phi\phi}$ ) хватит на кампанию сроком до 10 лет при тепловой мощности реактора 1200 кВт. Оптимизация схемы размещения ЭГС в а.з. реактора позволяет заметно уменьшить неоднородность энерговыделения в радиально-азимутальном направлении: максимум энерговыделения уменьшается с 1,24 отн. ед. до 1,12 отн. ед. (см. рис. 11).

пеитронно-физические характеристики реактора	
Параметр	Значение
Значение $k_{2\phi\phi}$ реактора в холодном состоянии (все РО СУЗ выведе-	1.0026 + 0.0005
ны из активной зоны, все области реактора находятся при $I = 20$ °C)	$1,0836 \pm 0,0005$
Падение реактивности за кампанию реактора сроком 10 лет при	
тепловой мощности 1200 кВт, %	5,7





a)

тт

\_

1



*Рис. 11.* Распределение энерговыделения в радиально-азимутальном направлении активной зоны в исходном состоянии (а) и после оптимизации (б), отн. ед.

# Компоновка биологической и радиационной защиты

Шахтный вариант размещения ЯЭИ в бассейне с водой по сравнению с наземным позволяет значительно упростить конструкцию и снизить стоимость установки. Для ЯЭИ выходной мощностью 100 кВт<sub>эл</sub> (см. рис. 1) бетонная шахта имеет глубину 9 м (толщина стенки 20 см), в которой находится бак с водой диаметром 3 м (определялся из условия, что энерговыделение в облицовочном бетоне шахты не должно превышать  $10^{-5}$  Вт/см<sup>3</sup> при работе реактора на номинальной мощности). Центр а. з. находится на высоте 1,6 м от дна бетонной шахты и равноудален от бетонных стенок. Расстояние от поверхности воды в баке до центра а. з. составляет 6,5 м. Между стенками бака и бетонным колодцем находится слой теплоизоляции из пенополиуретана толщиной 10 см. Сверху бак с водой накрыт стальной крышкой толщиной 5 см.

Результаты расчетов радиационной обстановки в окрестности шахты с ЯЭИ приведены на рис. 12, 13.

Полученные данные показывают, что в пределах надреакторного помещения мощность дозы составляет не более 0,5 мкЗв/ч и не превышает максимальных значений, устанавливаемых для персонала группы A, а вне надреакторного помещения — не превышает фоновых значений.



*Рис.12.* Распределение мощности эффективной дозы и энерговыделения в шахте и ее окрестности (ЯЭИ 100 кВт<sub>эл</sub>): а) мощность дозы (мкЗв/ч), б) энерговыделение (Вт/см<sup>2</sup>)

82



*Рис. 13.* Радиальное распределение мощности эффективной дозы на поверхности шахты:

1 – без учета теплообменника, 2 – расчет с теплообменником (позиция 7 на рис. 1)

Мощность дозы на поверхности определяется в значительной степени захватным гамма-излучением, генерируемым нейтронами в воде бассейна и облицовочном бетоне. Вклад нейтронного излучения в мощность дозы незначителен.

Радиационные нагрузки в бетонных конструкциях колодца не превышают допустимых значений. Интегральные энерговыделения в основных конструкционных элементах шахты также невелики.

#### Теплофизическое обоснование ЯЭИ

В обоснование предложенной концепции ЯЭИ с выходной электрической мощностью 100 кВт был выполнен комплекс расчетных исследований теплофизических характеристик установки.

Модель твэла показана на рис. 14. Здесь для снижения перепада температуры по радиусу топливные таблетки перемежаются проставками из молибденовой фольги толщиной 0,1 мм. В центре таблеток и проставок выполнены отверстия диаметром 3 мм. Внутрь отверстий помещена перфорированная трубка для отвода газообразных продуктов деления (ГПД) в компенсационный объем над активной частью твэла. Внутренняя полость твэла заполнена гелием под давлением 0,1 МПа (абс.). Это исключает перегрев оболочки при первоначальном запуске РУ.

Расчет температурного поля в твэле проводился численными методами. На рис. 14 представлено поле температуры в сечении твэла на полувысоте активной части (топлива) с гелиевым подслоем 0,1 мм. Плотность теплового потока на стенке составляет 0,136 МВт/м<sup>2</sup>. Максимальная температура в топливе — 1325 °C.

Таким образом, из результатов расчетов следует, что максимальный перепад температуры между топливом в самом нагретом месте и паром лития в тепловой

трубе равен 125 °C. Температура внешней поверхности оболочки — 1214 °C, в случае идеального теплового контакта между топливом и оболочкой — 1256 °C.

Общий вид расчетной геометрии тепловой трубы показан на рис. 15. Исходные данные для теплогидравлического расчета тепловой трубы, а также основные результаты расчетов представлены в таблице 3.



*Рис. 14.* Модель твэла и поле температур в его элементах конструкции: а) вертикальный разрез фрагмента твэла, б) поле температур в твэле



*Рис. 15.* Расчетная модель тепловой трубы и распределение скоростей теплоносителя в горизонтальном сечении тепловой трубы:

а) расчетная геометрия, б) выход из газосборника твэла, в) вход в каналы блока защиты

#### Таблица 3.

Исходные данные		Результаты расчета	
Параметр	Значение	Параметр	Значение
Мощность тепловой трубы, кВт	11,1	Давление пара лития, кПа: – в начале зоны подвода тепла – в конце конденсатора	34,5 34
Рабочая температура, °С	1200	Расход лития, г/с	0,56
Рабочее вещество	Литий-7	Средняя радиальная скорость пара в зоне подвода тепла, м/с	0,32

Исходные данные и результаты расчета тепловой трубы

Зона подвода тепла тепловой трубы, как уже отмечалось выше, состоит из четырех твэлов с длиной зоны энерговыделения 500 мм, внутренний диаметр оболочки TT — 41 мм. Оболочку тепловой трубы, как и оболочки тепловыделяющих элементов, предлагается изготовить из монокристаллического молибдена, работоспособного в среде лития при температуре до 1800 К в течение длительного времени [30]. Отвод тепла излучением производится в конденсаторе длиной ~500 мм, внутренний диаметр трубки конденсатора — 31 мм.

На расстоянии ~20 мм от газосборника твэла установлен блок радиационной защиты, выполненный в виде цилиндра с телом обтекания в виде конуса, на боковой поверхности которого вырезаны 4 спиральные одновитковые прямоугольные канавки. Тепловая труба работает в поле силы тяжести. Общая длина тепловой трубы составляет ~3300 мм.

Картина течения паров жидкометаллического теплоносителя в различных сечениях тепловой трубы представлена на рис. 16.



*Рис. 16.* Распределение скоростей пара в различных сечениях тепловой трубы: а) вход в блок защиты; б) вход в блок защиты (трехмерный вид); в) выход из блока защиты

Потери давления пара в тепловой трубе составляют 445 Па. Перепад температуры в паровой фазе между началом зоны подвода тепла и концом зоны отвода тепла равен 1,6 °C. В реальности перепад температуры по длине тепловой трубы будет несколько больше из-за влияния остаточных неконденсирующихся газов.

Для снижения теплообмена между тепловой трубой и корпусом ЭГС используется экранно-вакуумная теплоизоляция. Экранирование излучения является наиболее эффективным, когда цилиндрические экраны помещаются вблизи тела, имеющего более высокую температуру. В качестве экранов используются цилиндры, свернутые из Mo/Zr фольги толщиной 0,05 мм. Дистанционирование экранов осуществляется с помощью выполненных на них пуклевок.

На рис. 17 приведено распределение температуры, полученное в результате численного решения системы уравнений, описывающих теплообмен излучением в системе тепловых экранов. Тепловой поток через систему экранов по высоте а. з. составляет 181 Вт. Таким образом, тепловые потери в системе передачи тепла по высоте а. з. не превышают 1,6% мощности, переносимой тепловой трубой.

Схематичное изображение системы отвода тепла из бассейна с водой к конечному поглотителю — окружающему атмосферному воздуху — показано на рис. 1. Данная система состоит из 12 одинаковых автономных модулей, представляющих собой замкнутые контурные двухфазные термосифоны. Модульность конструкции повышает надежность системы охлаждения. Контурный термосифон представляет собой замкнутый двухфазный контур естественной циркуляции рабочей жидкости, в котором перенос тепла происходит в результате процессов кипения в зоне подвода тепла и конденсации в зоне отвода тепла. Движущей силой естественной циркуляции рабочей жидкости является сила тяжести. Зона подвода тепла — испаритель термосифона — полностью погружена в бассейн с водой. Зона отвода тепла — конденсатор термосифона — расположена на поверхности земли рядом с шахтой. Между собой зоны соединены паропроводом и конденсатопроводом. Состав одного модуля испарителя — 38 труб диаметром 40 мм



*Рис. 17.* Распределение температуры по тепловым экранам ЭГС: 0 – оболочка, 12 – корпус

с толщиной стенки 2 мм и длиной 2200 мм; одного модуля конденсатора — 126 труб диаметром 40 мм с толщиной стенки 2 мм и длиной 3000 мм. Трубы модуля конденсатора снабжены оребрением, площадь поверхности теплообмена составляет ~ 700 м<sup>2</sup>. Расчеты были выполнены, исходя из данных по средней температуре арктической зоны в самый жаркий месяц года, июль. Максимальная температура охлаждающего воздуха принималось равной +10 °C. В качестве рабочей жидкости, учитывая арктические условия, используется этиловый спирт (точка замерзания –114 °C). Для исключения замораживания воды в бассейне в суровых климатических условиях внутрь термосифона загружен неконденсирующийся газ — аргон, который блокирует зону отвода тепла при существенном снижении температуры атмосферного воздуха.

Было выполнено предварительное CFD-моделирование естественной конвекции, характерной для стационарного режима работы реактора на номинальной мощности в текущей конфигурации проекта. Конструкция РУ довольно сложная, поэтому прямое моделирование требует значительных вычислительных ресурсов. Расчеты выполнялись для фрагментов установки с постановкой соответствующих граничных условий симметрии. Это ведет к утере возможности моделировать и исследовать некоторые глобальные эффекты, тем не менее на данном этапе исследований получаемые результаты достаточно показательны. На рис. 18, в рамках выделенного сектора в 1/24, представлена картина течений и поле температур, характерных для стационарного режима работы установки на номинальном уровне мощности.



*Рис. 18.* Поле температур и скорости в среднем сечении выделенного сектора: а) скалярное поле температуры; б) векторное поле скорости

Видно, что образуется контур естественной конвекции. На некоторых участках поверхности ЭГС в области преобразователей температура близка к 100 °С. Как отмечалось ранее, работа фотоэлементов в таком температурном режиме может приводить к снижению выходной электрической мощности установки. Однако следует отметить, что при выполнении расчета рассматривался случай с максимальной тепловой нагрузкой на преобразователи. Установка селективных отражающих светофильтров перед фотоэлементами может уменьшить тепловой поток через зону преобразования примерно в 2 раза и позволит снизить их температуру. Был рассмотрен альтернативный вариант системы охлаждения ЯЭИ.

Одним из способов обеспечения температуры фотопреобразователей на уровне не выше 30–50 °C является применение для их охлаждения дополнительного контура с кипящим теплоносителем. Для поставленной задачи в качестве теплоносителя такого контура может быть использован, например, фреон-11, имеющий температуру кипения 25 °C при атмосферном давлении или его аналог.

Принципиальная схема двухконтурной установки приведена на рис. 19.



Здесь имеются две системы охлаждения. Одна — на мощность ~1000 кВт с максимальной температурой 30 °C для фотовольтаических преобразователей, вторая — для воды в а. з. с температурой до 100 °C. Вспомогательный водяной контур теплосъема включает в себя подъемный участок в нижней проточной части бака реактора с зазорами между чехловыми трубами и бериллиевым замедлителем в а. з. и пространством между чехловыми трубами, опускной участок между корпусом и тяговой шахтой, внутритрубное пространство межконтурного теплообменника (МТО), водяной бак в верхней части реактора. Основной фреоновый контур теплосъема состоит из размещенного в средней по высоте части реактора теплообменного бака, объединяющего межтрубное пространство трубчатых держателей ФЭП в центральной части и межтрубное пространство МТО в периферийной части, кольцевое пространство между обечайкой и корпусом шахты, соединительные трубопроводы и воздушные теплообменники (ВТО). Водяной контур работает в режиме естественной циркуляции однофазного теплоносителя, фреоновый — в режиме естественной циркуляции с кипением и конденсацией. Кипение происходит в межтрубном пространстве держателей ФЭП и МТО, конденсация — в ВТО.

Для расчетных оценок использовался код TURBOFLOW [31]. Результаты моделирования приведены на рис. 20. Скорости движения воды во вспомогательном контуре составляют 0,02–0,1 м/с. Диапазон изменения температуры ~ 10 °C. Температура максимальна на поверхности бериллиевого отражателя.

Результаты расчета позволяют сделать вывод, что в теплообменном баке (высота ~1 м) достаточно места для кипения фреона и отвода пара в ВТО при тепловой мощности реактора ~ 1000 кВт и давлении ~ 1 атм. Уровень первоначальной



Рис. 20. Моделирование двухконтурного охлаждения: водяной контур: 1 – линии тока теплоносителя; 2 – температурное поле (схема без масштаба); фреоновый контур: 3 – линии тока теплоносителя; 4 – изолинии потенциала скорости

заливки практически не влияет на характеристики течения и распределение жидкости. Для эффективного обмена между баком и ВТО скорость в подъемной шахте должна быть меньше 2 м/с. Расчетное значение скорости потока на подъемном участке фреонового контура составляет 1,3–1,7 м/с.

Изменения в системе охлаждения установки по сравнению с основным вариантом слабо влияют на радиационную обстановку на поверхности. Результаты расчетов показывают, что для обоих вариантов системы охлаждения мощность эффективной дозы внутри надреакторного помещения не превышает лимитов, определенных НРБ-99/2009 для персонала группы «А». Вне надреакторного помещения мощность дозы ниже уровня естественного фона.

#### Заключение

Результаты проделанной работы позволяют обосновано утверждать, что предложенная концепция может служить базой для разработки и создания компактных, безопасных и эффективных ядерных энергоисточников в диапазоне выходной электрической мощности 10-500 кВт, востребованных для энергоснабжения изолированных потребителей, в том числе в северных регионах страны. Такие энергоисточники могут поставляться готовыми функциональными блоками и за короткое время монтироваться на месте размещения. Использование пассивных методов, основанных на естественной циркуляции теплоносителя, прежде всего для сброса остаточного тепла, а также применение эффективного внезонного безмашинного термофотовольтаического способа преобразования тепловой энергии в электричество позволяет минимизировать затраты на обслуживание такого источника и сделать его автономным в течение длительного времени эксплуатации. Высокая надежность и безопасность ЯЭИ обеспечиваются за счет статического характера работы реактора, применения воды под атмосферным давлением и модульности конструкции. Шахтный вариант размещения установки позволяет упростить конструкцию с точки зрения обеспечения требований радиационной защиты, при этом радиационная обстановка вблизи ЯЭИ соответствует природному фону. Отметим также, что такой ЯЭИ не оказывает негативного теплового воздействия на окружающую среду, прежде всего на вечную мерзлоту.

#### Список литературы

- 1. Голубчиков С. Энергетика Севера: проблемы и пути их решения [Электронный ресурс] // Энергия, 2002, № 11, с. 35–39. URL: http://www.rosteplo.ru/Tech\_stat/ eu\_A9CcBl.zip (дата обращения: 10.11.2017).
- 2. Башмаков И.А. Повышение эффективности энергоснабжения в северных регионах России [Электронный ресурс] // Энергосбережение, 2017, № 2. URL: https://www.abok.ru/for\_spec/articles/33/6616/6616.pdf (дата обращения: 10.11.2017).
- 3. Донской С.Е. Исследования и освоение Арктики [Электронный ресурс]// Доклад президиума PAH 16 декабря 2016 URL: на заседании Г. http://www.mnr.gov.ru/upload/iblock/ ab4/arktika doklad.zip (дата обращения: 10.11.2017).

- 4. Соколов Ю.И. Арктика: к проблеме накопленного экологического ущерба [Электронный ресурс] // Арктика: экология и экономика, 2013, № 2. URL: http://en.ibrae.ac.ru/docs/2(10)/018\_027\_ARKTIKA\_2.pdf (дата обращения: 10.11.2017).
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии. – М: НИЯУ МИФИ, 2016. – 364с.
- 6. Драгунов Ю.Г. Быстрый газоохлаждаемый реактор для космической ЯЭДУ мегаваттного класса // Конф. «Инновации в атомной энергетике», 2014, с. 2014.
- Хвостиков В.П. и др. Высокоэффективные (49%) мощные фотоэлементы на основе антимонида галлия // Физика и техника полупроводников. 2006. Т. 40. № 10. С. 1275–1279.
- Wernsman B. et al. Greater than 20% radiant heat conversion efficiency of a thermophotovoltaic radiator/module system using reflective spectral control // IEEE Transactions on Electron Devices. – 2004. – Vol. 51, no. 3. – P. 512–515.
- 9. Martí A., Luque A. (ed.). Next generation photovoltaics: High efficiency through full spectrum utilization. CRC Press, 2003.
- Christ S., Seal M. Viking 29-a thermophotovoltaic hybrid vehicle designed and built at Western Washington University. – SAE Technical Paper, 1997. – No. 972650.
- 11. Morrison O. et al. Use of a thermophotovoltaic generator in a hybrid electric vehicle // AIP Conference Proceedings. AIP, 1999. Vol. 460, no. 1. Pp. 488–496.
- Fraas L. et al. Development status on a TPV cylinder for combined heat and electric power for the home // AIP Conference Proceedings. – AIP, 1999. – Vol. 460, no. 1. – P. 371–383.
- 13. Davis G. Hybrid thermophotovoltaic power systems. Technical report P500-02-048F, California Energy Commission, 2002.
- Ferguson L. G., Dogan F. A highly efficient NiO-Doped MgO matched emitter for thermophotovoltaic energy conversion //Materials Science and Engineering: B. – 2001. – Vol. 83, no. 1. – P. 35–41.
- Cockeram B. V., Hollenbeck J. L. The spectral emittance and long-term thermal stability of coatings for thermophotovoltaic (TPV) radiator applications //Surface and Coatings Technology. – 2002. – Vol. 157. – No. 2-3. – P. 274–281.
- Larouche S., Martinu L. OpenFilters: open-source software for the design, optimization, and synthesis of optical filters //Applied optics. – 2008. – Vol. 47. – No. 13. – P. C219– C230.
- 17. Vadiee E. et al. Temperature dependence of GaSb and AlGaSb solar cells //Current Applied Physics. 2018. T. 18. №. 6. C. 752–761.
- Teofilo V. L. et al. Thermophotovoltaic energy conversion for space //The Journal of Physical Chemistry C. – 2008. – Vol. 112. – No. 21. – P. 7841–7845.
- Morgan M. D., Horne W. E., Brothers P. R. Radioisotope thermophotovoltaic power system utilizing the GaSb IR photovoltaic cell //AIP Conference Proceedings. – AIP, 1993. – Vol. 271. – No. 1. – P. 313–318.
- S. R. Vessenger, E. A. Burke, J. Lorentzen, R. J. Walters, J. P. Summers, S. L. Murray, Ch. S. Murray, Ch. J. Crowley, N. A. Elkouh. The correlation of proton and neutron damage in photovoltaic // Conf. paper in Conference Record of the IEEE Photovoltaic Specialists Conference. — 2005.

- 21. Волощенко А.М. и Швецов А.В. КАСКАД-С-2.5 программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в двумерных геометриях, Инструкция для пользователя, Отчет ИПМ РАН, инв. № 7-26-2004, М., 2004.
- 22. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М., Энергоиздат, 1981.
- 23. Чернов С.В., Сонько А.В., Хоромский В.А. Расчет полей излучений методом итерации весовых окон в проекте ACMM 10/100 // Сб. тезисов докладов 10-й юбилейной Российской конф. «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», Москва-Обнинск 2015, С. 9–10.
- 24. Алексеев П.А., Кротов А.Д., Кухарчук О.Ф., Пышко А.П., Ярыгин В.И. Методы расчетно-экспериментальных исследований и оптимизации характеристик систем с термоэмиссионным преобразованием энергии // см. наст. сборник.
- 25. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Субботин В.И. Испарение и конденсация металлов. М.: Атомиздат, 1976.
- Briesmeister, Ed. A General Monte Carlo N Particle Transport code. Los Alamos National Laboratory report, LA-12625-M, Version 4B (1997).
- 27. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, Nuclear Data Sheets, 107, 2931–3059; Chadwick, M.B., et al. 2006.
- 28. A.G. Groff ORIGEN2 a revised and updated version of the Oak Ridge isotope generation and depletion code. ORNL, Oak Ridge, Tennessee 37830.
- 29. H. R. Trellue. Development of, Monteburns: a Code that Links MCNP and ORIGEN2 in an Automated Fashion for Burnup Calculations // Los Alamos National Laboratory, document LA-13514-T (December 1998).
- 30. Михайлов В.Н., Евтихин В.А., Люблинский И.Е. и др. Литий в термоядерной и космической энергетике XXI века. М.: Энергоатомиздат, 1999, с. 470–514.
- 31. Shcherbakov S.I. Numerical simulation of nonsteady-state multifase flow. The 2D TURBO-FLOW computer code used to perform express analysis of designs // NURETH-11: Proc.11 Int.Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics. Avignon, France, October 2–6, 2005. P. 238.
- 32. Логинов Н.И., Пышко А.П., Михеев А.С., Денежкин И.А. Ядерный реактор с прямым преобразованием энергии за пределами активной зоны : Патент на изобретение № 2650885, опубл. 18.04.2018.
- 33. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. Активная зона ядерного реактора : Патент на изобретение № 2660942, опубл. 11.07.2018.
- 34. Логинов Н.И., Литвинов В.В., Кротов А.Д. Активная зона ядерного реактора : Патент на изобретение № 2680250, опубл. 19.02.2019.
- 35. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. Активная зона ядерного реактора : Патент на изобретение № 2687288, опубл. 13.05.2019.

# Роль быстрых натриевых реакторов в замыкании ядерного топливного цикла атомной энергетики

А.В. Гулевич, В.М. Декусар, А.А. Камаев, Д.А. Клинов, А.Л. Мосеев, В.И. Усанов<sup>1</sup> Б.А. Васильев, А.В. Васяев, С.Ф. Шепелев<sup>2</sup>

В настоящее время в российском ядерном сообществе общепризнано, что дальнейшее развитие атомной энергетики России будет осуществляться в двух-компонентном варианте — на тепловых и быстрых реакторах, работающих в едином замкнутом топливном цикле.

Руководством «Росатома» поставлена задача ускоренной отработки технологий замыкания топливного цикла на экспериментально-технологическом уровне, а затем его практической реализации на демонстрационном и опытно-промышленном уровнях.

В среде специалистов в настоящее время обсуждаются несколько сценариев замыкания ядерного топливного цикла двухкомпонентной атомной энергетики России. Эти сценарии базируются на различных «философиях» замыкания ЯТЦ (централизованный ЯТЦ, замкнутый по топливу тепловых и быстрых реакторов, или пристанционный ЯТЦ для замыкания только топливного цикла реакторов БРЕСТ), различных технологиях быстрых реакторов: типа БН с натриевым теплоносителем или типа БРЕСТ со свинцовым теплоносителем, а также различных видах используемого топлива — УОКС/МОКС или СНУП [1–4].

Главное же отличие состоит в различном понимании роли быстрых реакторов при замыкании топливного цикла АЭ. Отсюда разнятся и требования к быстрым реакторам, и условия реализации этих требований.

В настоящей статье внимание акцентировано на роли быстрых натриевых реакторов как системообразующего элемента будущей двухкомпонентной атомной энергетики, работающих в едином с тепловыми реакторами топливном цикле [10].

# Роль реакторов БН в ФЦП ЯЭНП

В настоящее время в рамках ФЦП ЯЭНП разрабатываются два типа быстрых реакторов: коммерческий реактор нового поколения с натриевым теплоносителем БН-1200М и опытно-демонстрационный реактор со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300. Несмотря на то что базовым топливом в обоих реакторах принято СНУП-топливо, разработчики БН-1200М считают целесообразным (по крайней мере, на начальном этапе) в быстром натриевом реакторе применять именно МОКС-топливо для его более эффективного использования в двухкомпонентной атомной энергетике.

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> АО «ГНЦ Р $\Phi$  —  $\Phi$ ЭИ».

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород.

Несмотря на то что натриевая технология отработана и обоснована до промышленного уровня, в ФЦП ЯЭНП реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем был определен как более перспективный в предположении, что он в наибольшей мере будет удовлетворять перспективным требованиям к новой ядерной технологии. Однако для исключения рисков, связанных с освоением новой технологии, ФЦП ЯЭНП предусматривает и разработку реактора с натриевым теплоносителем нового поколения. Необходимым условием для реализации нового проекта быстрого реактора является обеспечение возможности его коммерциализации, то есть серийного сооружения, для чего необходимо достижение соответствующих характеристик по безопасности и экономичности.

Выполненные к настоящему времени исследования и разработки, в том числе результаты экспертизы 2015 и 2017 гг., показывают возможность достижения поставленных требований в проекте реактора БН-1200М. Проект БН-1200М базируется на освоенных технологических решениях, подтвержденных в том числе успешной работой реактора БН-800, введенного в строй в 2016 году. Это позволяет рассчитывать на серийное сооружение реакторов БН-1200М начиная ориентировочно с 2028 г., что имеет важное значение для перехода к двухкомпонентной АЭ, в которой быстрые натриевые и тепловые реакторы функционируют в едином ЗЯТЦ [3].

Одним из альтернативных вариантов такому развитию атомной энергетики является продолжение дальнейшей эксплуатации реакторов типа ВВЭР с возможным замыканием топливного цикла по «собственному» плутонию в этих реакторах на МОКС- или РЕМИКС-топливе и ожидание появления коммерческого реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. Последнее, с учетом необходимости отработки новой реакторной технологии на опытно-демонстрационным реакторе БРЕСТ-ОД-300, может произойти за пределами 2040 г.

Что касается использования «собственного» плутония в реакторах типа ВВЭР, то это, как известно, не решает принципиальных проблем атомной энергетики, требующих замыкания ядерного топливного цикла, — эффективного использования урана-238 и выжигания накапливающихся РАО в виде младших актинидов. Кроме того, реакторы ВВЭР и БРЕСТ, в силу особенностей своих топливных циклов, будут активно «конкурировать» за использование ресурсов природного урана.

# Двухкомпонентная система «БН (МОКС) — ВВЭР (УОКС и МОКС)»

Как представляется разработчикам проекта БН-1200М, приоритетной задачей данного направления развития ядерной энергетики является скорейшее включение быстрых натриевых реакторов в действующую ядерно-энергетическую систему (ЯЭС) с перспективой значительного расширения отраслевого бизнеса. Оценка, выполненная в МАГАТЭ специалистами ведущих стран в области быстрых реакторов [5], показала, что натриевые быстрые реакторы прошли все стадии разработки технологии и в достаточной степени освоены для удовлетворения разработанных международным сообществом требований устойчивого развития. Россия же является лидером в разработке реакторов этого типа. Эффективность натриевых быстрых реакторов в двухкомпонентной ЯЭС определяется не только приближением их экономических показателей к показателям тепловых реакторов (ТР), но и способностью решения накопленных проблем в ядерной энергетике страны и мира, значимость которых в будущем будет только возрастать. С другой стороны, перспектива увеличения проектного ресурса ТР до 80 и даже до 100 лет означает, что они могут войти и в 22-й век. Кроме того, в настоящее время формируются программы совершенствования тепловых реакторов в части спектрального регулирования и достижения сверхкритических параметров теплоносителя.

Вследствие этого в обсуждаемой двухкомпонентной ЯЭС [3] быстрые и тепловые реакторы не противопоставляются, а рассматриваются в синергетическом развитии с минимальными технологическими и экономическими рисками на основе единых, продемонстрировавших свою работоспособность технологий МОКС-топлива и водной переработки ОЯТ и в рамках существующих требований национального законодательства, а также стандартов и рекомендаций МАГАТЭ. Именно за счет синергетического взаимодействия достигается существенный экономический эффект для устойчивого развития такой двухкомпонентной системы.

Технология ВВЭР, как первая компонента 2-компонентной ЯЭ, отработана и надежна, но требует улучшения экономических показателей. Действующие и проектируемые ВВЭР смогут частично или полностью использовать в качестве топлива плутоний, нарабатываемый в быстрых реакторах, замещая при этом <sup>235</sup>U.

Основой второй компоненты двухкомпонентной атомной энергетики могут стать усовершенствованные э/блоки с РУ БН-1200М.

В части технологий замыкания топливного цикла в России имеется достаточный опыт и перспективные технологии по переработке ОЯТ тепловых реакторов, опыт изготовления и переработки МОКС-топлива реакторов БН. Пуск реактора БН-800 с использованием в нем МОКС-топлива позволяет осуществить отработку технологии переработки МОКС-топлива в промышленном масштабе. В настоящее время имеется определенный задел и в освоении СНУП-топлива, отрабатываются перспективные технологии его переработки.

Главным преимуществом двухкомпонентной ядерно-энергетической системы (ЯЭС) БН и ВВЭР является единый топливный цикл (УОКС и МОКС). В такой ЯЭС нет цели ускоренного замещения тепловых реакторов быстрыми, а «синергия» обеих компонент осуществляется за счет того, что:

 в системе может существенно, в зависимости от соотношения тепловых и быстрых реакторов, сократиться потребление природного урана;

 вследствие отсутствия жесткого требования на изотопный состав Ри в МОКС-топливе, имеется возможность использования складского плутония, Ри из ОЯТ ВВЭР, а также Ри оружейного качества для запуска новых БН, тем самым решается проблема перевода ОЯТ ВВЭР в существенно более компактную форму ОЯТ БН;

– имеется возможность подпитывать тепловые реакторы МОКС-топливом из плутония ОЯТ БН (при демонстрации коммерческой эффективности!), а также

использовать избыток МОКС-топлива для запуска новых БН (и, в перспективе, БРЕСТ) с учетом возможного расширения воспроизводства плутония в натриевых реакторах;

 – гарантировано обеспечение полного пакета экспортных услуг и расширение экспортных возможностей ВВЭР в части приема ОЯТ с зарубежных станций и поставки топлива на них в течение всего срока их жизненного цикла, что уже частично реализуется;

 обеспечивается соблюдение режима нераспространения при экспорте в «неядерные» страны только тепловых реакторов, т. к. при этом экспортируются топливные услуги, а не технологии быстрых реакторов и радиохимические технологии, потенциально позволяющие нарабатывать и выделять плутоний;

– отсутствуют риски с запуском малой и большой серий энергоблоков с реакторами БН, так как при любом сценарии развития атомной энергетики после 2050 года (пессимистическом или оптимистическом) они понадобятся либо как «могильщики» атомной энергетики, либо как топливно-энергетические «драйверы», обеспечивающие устойчивый рост экономики.

Соотношение между количеством БН и ВВЭР в рассматриваемой ЯЭС определяется стратегией развития атомной энергетики и ее сырьевого обеспечения.

Вместе с тем весьма показательной (рис. 1) характеристикой двухкомпонентной атомной энергетики является соотношение между количеством быстрых и тепловых реакторов в «стационарной» ядерно-энергетической системе, работающей на плутонии, после исчерпания запасов дешевого природного урана (в такой системе суммарный коэффициент воспроизводства плутониевого топлива у реакторов на тепловых и быстрых реакторах равен 1).



*Рис. 1.* Соотношение реакторов ВВЭР-1200 (МОКС), ВВЭР-СКД и БН для стационарного случая АЭ при различных КВ реакторов БН и ВВЭР

Из рисунка видно, что при современном уровне реакторных технологий потребуется около 5 реакторов БН, чтобы обеспечить топливом один ВВЭР-1200 (МОКС), поэтому для развития такой системы необходима модернизация тепловых реакторов с переходом на усовершенствованные системные параметры, которые обеспечат существенное улучшение их топливных характеристик, в том числе и изотопного вектора воспроизводимого плутония.

Для перспективных технологий ВВЭР-С (КВ ~ 0,85—0,9) потребуется приблизительно один реактор БН на два ВВЭР-С.

Быстрые реакторы с КВ ~ 1 (опция со СНУП-топливом, без воспроизводящих экранов) неэффективны для создания стационарной двухкомпонентной системы с тепловыми реакторами.

# Сценарные исследования развития ядерной энергетики России

Рассмотрим два сценария развития двухкомпонентной ЯЭС. В первом из них предполагается развитие ядерной энергетики России к 2100 году до 85 ГВт (без учета экспорта блоков), а во втором — до 170 ГВт (с учетом экспорта). На рис. 2 соответствующие сценарии показаны буквами a) и  $\delta$ ).

В соответствии с планами по вводу мощностей АЭ в стране [9], ввод головного реактора типа БН-1200 намечен на 2031 год, далее рассматривается ввод серии еще четырех реакторов до 2040 года.

В представленных структурах ЯЭС на первом этапе замыкания ЯТЦ (до 2035 г.) развитие ЯЭ основывается на Целевой дорожной карте [3]. После 2035 г. соотношение между вводимыми тепловыми и быстрыми реакторами определяется характеристиками воспроизводства и балансом плутония в системе, а также потребностями в развитии. Реакторы БН с KB = 1,5 вводятся после 2070 года для обеспечения темпов развития ЯЭ и наработки избыточного плутония, потребляемого в ВВЭР-С, работающих на МОКС-топливе. KB ~ 1,5 может быть достигнут на СНУП-топливе в случае использования верхней торцевой зоны воспроизводства (наряду с нижней и боковой) при подтверждении безопасности с учетом отработанных систем пассивной защиты и других решений.

Основными ограничительными факторами рассматриваемой энергетической системы являются:

*топливные ресурсы* (уран, плутоний, нарабатываемый в реакторах, и «оружейный» плутоний, который можно использовать в мирных целях);

- *реакторные технологии* (реакторы на тепловых и быстрых нейтронах);

– *сопутствующая инфраструктура* (заводы по производству, переработке топлива, хранилища ОЯТ и радиоактивных отходов).

Основными характеристиками элементов системы служат технические и экономические показатели.

Расчетная схема включает все основные компоненты энергетических переделов ЯТЦ: конверсию, обогащение, изготовление топлива, облучение топлива в реакторе, охлаждение и временное хранение отработавшего топлива, переработку отработавшего топлива, хранение выделенных после переработки продуктов.



Рис. 2. Двухкомпонентная структура ЯЭ России

Модель позволяет анализировать потоки ядерных материалов и производить экономический анализ и оптимизацию структуру ЯЭ. В модели предполагается многократное использование плутония, выделенного из топлива тепловых реакторов.

В сценариях рассмотрены следующие типы реакторов российской конструкции:

– РБМК; ВВЭР-440, ВВЭР-1000; ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-С (улучшенный ВВЭР);

– БН-800, БН-1200(1,2), БН-1200(1,5) (быстрые натриевые реакторы с КВ = 1,2 и 1,5 соответственно).

Тепловые реакторы (РБМК, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-ТОИ) потребляют УОКС-топливо, а быстрые реакторы и реактор ВВЭР-С потребляет МОКСтопливо.

Плутоний, извлеченный из ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-С и БН, многократно используется для изготовления МОКС-топлива.

Расчеты были выполнены с использованием программного комплекса СҮСLЕ [6] при следующих модельных предположениях:

- учитываются производственные потери;

- интервал прогнозирования ограничен интервалом 2010—2100 гг.;

- шаг моделирования равен 1 году;

– ресурсы урана приняты равными 700 тыс. тонн и распределены по категориям стоимости [7].

В данном исследовании плутоний (а не уран) является топливным ресурсом для быстрых реакторов. На сегодняшний день в хранилище находится 56 т выделенного плутония.

Потребление природного урана к 2100 году в сценарии с достижением мощности ЯЭС 85 ГВт составляет 390 тыс. т (рис. 3a), в варианте с экспортом ~ 700 тыс. т (рис. 3b).

Из рис. З видно, что в варианте a) в резерве остается ~ 300 тыс. т природного урана, а в случае варианта  $\delta$ ) развитие ядерной энергетики после 2100 г. может осуществляться только с использованием быстрых и усовершенствованных тепловых реакторов без использования природного урана.

Развитие инфраструктуры обращения с ОЯТ до 2030 года: РТ-1, ввод ОДЦ (250 т ОЯТ/год — 2021 год, 400 т ОЯТ/год — 2025 год).

Ввод мощностей по переработке ОЯТ после 2030 года осуществляется в соответствии с потребностями, возникающими в системе при условии поддержания операционного запаса плутония на требуемом уровне. Ежегодные загрузки предприятий по переработке ОЯТ к 2100 году для сценариев *a*) и *б*) составляют 800 и 1200 т ОЯТ/год соответственно.

На рис. 4 представлены интегральные объемы ОЯТ РФ в хранилищах для сценариев a) и  $\delta$ ) соответственно.



Рис. 3. Потребление природного урана для двух сценариев развития ЯЭС, т



Рис. 5. Баланс плутония на складе, т

В обоих сценариях запасы наработанного отечественного ОЯТ, как показано на рис. 4, утилизируются. Следует, однако, отметить, что в сценарии *a*) ОЯТ полностью ликвидируется к 2095 году, а в случае ускоренного развития энергетики (сценарий  $\delta$ ) переработка ОЯТ (в том числе ОЯТ РБМК-1000) должна быть закончена ~ до 2050 года. На рис. 5 представлен баланс плутония на складе для обоих сценариев. При этом видно, что баланс плутония на складе в обоих сценариях находится на оперативном уровне.

Анализ результатов расчетов показывает, что серийное сооружение реакторов БН-1200М с 2028 года со средним темпом ввода один реактор за два года позволит уже к 2040 г. задействовать в топливный цикл атомной энергетики порядка 80 т плутония, утилизировать ~ 8800 тонн ОЯТ и приблизительно на 20% сократить ежегодное потребление природного урана в расчете на 1 ГВт установленной мощности.

# Двухкомпонентная система с быстрыми реакторами типа БН и БРЕСТ

В долгосрочной перспективе, в случае демонстрации БРЕСТ своих экономических преимуществ, не исключен и еще один вариант двух- (и даже трех-) компонентной АЭ, состоящей из двух типов быстрых реакторов с различными коэффициентами воспроизводства, в которой БН с KB > 1 обеспечивают расширенные ресурсы на развитие системы, а БРЕСТ (KB ~ 1) дают более «дешевое» электричество. В такой системе БРЕСТ будут постепенно замещать ВВЭР в силу лучших экономических и безопасностных характеристик, а также из-за конкуренции за ресурсы природного урана. Однако к концу столетия все еще возможно существование ограниченного парка тепловых реакторов. Предпочтительное топливо в системе быстрых реакторов — плотное: СНУП (или металл).

В работе [8] приведен пример развития системы из быстрых (БН и БРЕСТ) и тепловых реакторов (ВВЭР, ВВЭР-ТОИ), в которой капитальные затраты БН на 10% выше, чем у ВВЭР, а у БРЕСТ — на 10% ниже. На рисунке 6, заимствованном из этой работы, показано, что в таком случае быстрая компонента атомной энергетики «расщепляется» на топливообеспечивающую (БН-1200) и «генераци-



Рис. 6. Многокомпонентная структура ЯЭ России

онную» (БРЕСТ-1200) подкомпоненты, при этом обе сосуществуют как равноправные «компаньоны». БН в такой в системе сохраняют свою функциональную роль топливной базы АЭ и наработчиков стартового горючего для БРЕСТ.

#### Заключение

В настоящее время быстрые натриевые реакторы прошли все стадии разработки технологии и освоены в достаточной степени для удовлетворения разработанных международным сообществом требований устойчивого развития энергетики.

Главным преимуществом двухкомпонентной ядерно-энергетической системы на основе реакторов БН и ВВЭР является единый замкнутый топливный цикл (УОКС и МОКС).

Рассмотренные сценарии развития ядерной энергетики с быстрыми натриевыми и тепловыми реакторами позволяют обеспечить решение всех отложенных проблем уже к 2100 году без ускоренного пуска быстрых реакторов типа БРЕСТ на уране с гарантированным выполнением всех экспортных обязательств России.

Серийное сооружение реакторов БН-1200М с 2028 года со средним темпом ввода один реактор за два года позволит уже к 2040 г. задействовать в топливный цикл атомной энергетики порядка 80 т плутония, утилизировать ~ 8800 тонн ОЯТ и приблизительно на 20% сократить ежегодное потребление природного урана на 1 ГВт установленной мощности.

Дальнейший переход к переработке ОЯТ, выгруженного из реакторов БН-1200М, и использованию плутония в реакторах ВВЭР дает возможность развития двухкомпонентной системы атомной энергетики с минимальным потреблением природного урана. При этом в отдаленной перспективе, возможно, будут применены новые технические решения с целью увеличения коэффициента воспроизводства топлива (до 1,5), который в настоящее время в реакторах БН-1200М оценивается величиной 1,2 для МОКС-топлива и 1,3 — для СНУП.

После завершения этапа опытно-промышленной эксплуатации и демонстрации характеристик «естественной» безопасности и коммерческой эффективности возможно внедрение в ядерно-энергетическую систему реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, что не исключает дальнейшее развитие двух типов быстрых реакторов и их сосуществование как равноправных «компаньонов» в двухкомпонентной атомной энергетике.

#### Список литературы

- 1. Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. 2012. Т. 112. Вып. 6. С. 319—331.
- Адамов Е.О. Роль быстрых реакторов в стратегии развития ядерной энергетики России. // Тезисы докладов 11-й международной научнотехнической конференции МНТК-2018, 23–24 мая, 2018, Москва, с. 7.

- Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / под. ред. акад. РАН Н.Н. Пономарева-Степного. — М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. 159 с.
- Гулевич А.В., Клинов Д.А. Баканов М.В., Троянов В.М. Двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым топливным циклом и роль реакторов на тепловых и быстрых нейтронах // Тезисы докладов 11-й междунар. научнотехнической конференции МНТК-2018, 23–24 мая, 2018, Москва, с. 7–9.
- 5. Assessment of Nuclear Energy Systems based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors. IAEA-TECDOC-1639/Rev.1, IAEA, Vienna, 2012. 61 p.
- 6. Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., и др. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. —2016. № 1. С. 91-99.
- 7. Uranium 2016: Resources, Production and Demand, OECD 2016.
- 8. Андрианов А.А. и др. Оптимизационные модели двухкомпонентной ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами в ЗЯТЦ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2018. № 3. С. 100–112.
- 9. Генеральная схема размещения объектов электроэнергетики до 2035 года, утвержденная распоряжением Правительства РФ от 9 июня 2017 г. № 1209р.
- 10. Гулевич А.В., Декусар В.М., Камаев А.А. и др. Роль быстрых натриевых реакторов в замыкании ядерного топливного цикла атомной энергетики // Тезисы докладов отраслевой конф. «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах», г. Томск, 11–12 октября 2018 г.

# ФЭИ — научный руководитель Билибинской АЭС

Ю. Д. Баранаев, Ю. В. Матвеев, И. В. Московченко, Р. И. Мухамадеев, Л. М. Парафило, А. П. Суворов, В. Ф. Тимофеев, Ю. В. Харизоменов

С начала 1974 г. вблизи поселка Билибино, расположенного в Чукотском автономном округе (69 ° северной широты), эксплуатируется Билибинская атомная электростанция (БиАЭС), первенец малой атомной энергетики России. БиАЭС спроектирована как атомная теплоэлектроцентраль. Основным достоинством ядерных энергоисточников применительно к некоторым удаленным районам являются малые (в некоторых случаях в 100 раз и более меньшие) расходы на транспортировку ядерного топлива, эквивалентного единице условного топлива, по сравнению с соответствующими транспортными затратами на доставку органического топлива. Это обстоятельство и является основной предпосылкой возможной экономической целесообразности строительства ядерных энерго-источников в удаленных и труднодоступных бестопливных районах.

# Специфика района строительства БиАЭС

Для района г. Билибино характерны суровые климатические, сложные геологические и гидрологические условия: длительная (до 8 месяцев в году) зима с температурой до -60 °C; вечномерзлые грунты, горные породы, пронизанные линзами льда на большую глубину; маловодность района при отсутствии в нем непромерзающих в зимнее время рек и естественных озер; большая удаленность (тысячи км) от промышленных районов, расстояние до ближайших портов Северного морского пути 300 и 550 км.

Чаун-Билибинская энергосистема (ЧБЭС), для которой создавалась БиАЭС, имеет протяженные (~800 км) электрические сети, проходящие по гористой тундре, что обусловливает их повышенную аварийность (особенно в летнее время, когда идет оттаивание грунтов). Она имеет малую мощность, так что Би-АЭС составляет ~ 2/3 ее общей мощности. Для ЧБЭС характерна также значительная неравномерность графика электрической нагрузки (например, четыре максимума-минимума в летний период с отношением минимума к максимуму 0,6).

# Решения, принятые при разработке проекта БиАЭС

В связи с указанной спецификой района при разработке проекта БиАЭС были решены весьма оригинальные задачи.

Разработана канальная водо-графитовая реакторная установка на основе трубчатых тепловыделяющих элементов, генерирующая насыщенный пар по одноконтурной схеме, с естественной циркуляцией кипящей воды на всех уровнях мощности, обладающая необходимой надежностью при систематической работе при переменных нагрузках (энергоблоки должны участвовать в покрытии переменной части графика нагрузки энергосистемы). Впервые для заполярных условий разработана замкнутая система технического водоснабжения станции на основе сухих градирен, требующих очень малых расходов воды (в размере подпитки контуров, компенсирующей утечки из контуров). Обеспечена посадка здания крупного промышленного объекта на рыхлые горные породы в условиях вечной мерзлоты.

# Общая характеристика БиАЭС

Установленная электрическая мощность БиАЭС ~48 МВт при одновременном отпуске теплоты 78 МВт. Максимальный, по возможностям отборов пара из турбины и теплообменного оборудования, отпуск теплоты до 116 МВт при снижении электрической мощности станции до ~ 40 МВт. БиАЭС состоит из четырех однотипных энергоблоков. Первый энергоблок пущен в январе 1974 г., четвертый — в декабре 1976 года. Каждый энергоблок включает: реакторную паропроизводительную установку номинальной тепловой мощностью 62 МВт, паропроизводительностью 95 т/ч, при давлении 6,37 МПа и температуре питательной воды 104 °С; теплофикационную турбоустановку, работающую на насыщенном паре с давлением 5,88 МПа с промежуточной сепарацией влаги; электрогенератор мощностью 12 МВт, трансформатор, схему выдачи мощности в электрическую сеть ЧБЭС; теплофикационное оборудование и систему выдачи теплоты в теплосеть; систему технического водоснабжения; вспомогательное оборудование реакторного и машинного отделения [1]. На рис. 1 представлена принципиальная тепловая схема энергоблока.

#### Реакторная установка

В качестве паропроизводительных установок на БиАЭС применены канальные водографитовые реакторные установки, генерирующие насыщенный пар по одноконтурной схеме [3]. В табл.1 приведены их технические характеристики (мощностные характеристики даны выше).

Твэлы — трубчатые с дисперсионной топливной композицией, которая жестко сцеплена с внутренней трубой и наружной оболочкой.

Трубчатые твэлы, проигрывая стержневым твэлам по экономическим показателям, имеют ряд положительных качеств, часть которых является принципиально важными для AC удаленных районов.

Трубчатые твэлы с дисперсионной топливной композицией со стальными оболочками являются работоспособными при систематической работе реактора в режиме переменных нагрузок в течение всей кампании.

Трубчатые твэлы в составе водо-графитового реактора обеспечивают внутренне присущую реактору безопасность в аварийных ситуациях с полной потерей теплоносителя из контура реактора.

Циркуляция теплоносителя в тракте TBC осуществляется следующим обра¬зом: от раздаточного коллектора вода по трубопроводу подводится к входному штуцеру TBC; далее по центральной трубе она опускается в нижнюю камеру TBC; из камеры вода раздается по шести трактам трубчатых твэлов, в которых движется



24 – электрогенератор, 25 – коллектор САОР, 26 – перепускной коллектор, 27 – насосы охлаждения контура СУЗ,

28 – канал CV3

# Таблица 1.

№	Наименование параметра	Величина
1	Высота активной зоны, м	3
2	Диаметр активной зоны, м	4,1
3	Шаг квадратной решетки, мм	200
4	Число тепловыделяющих сборок, шт	273
5	Число каналов СУЗ, шт	60
	в том числе аварийной защиты	8
	автоматических регуляторов	4
6	Загрузка урана, т	7,2
7	Обогащение топлива, %	3 и 3,6
8	Длительность кампании ТВС с учетом частичных	
	перегрузок, эфф. сутки	1150
9	Глубина выгорания (максимальная), кг/т	20
10	Наружный диаметр ТВС, мм	88
11	Длина ТВС полная, мм	7700
12	Опускная труба ТВС (сталь 0X18H10T), мм	25×1
13	Количество твэл в ТВС, шт	6
14	Твэл: внутренняя труба (сталь 0Х18Н10Т)	12×0,6
	наружная оболочка (сталь 0Х18Н10Т)	22×0,3
	топливо (в виде крупки)	$UO_2$
	контактный материал	магний
15	Газ, заполняющий графитовую кладку	азот
16	Максимальная мощность ТВС, кВт	360
17	Средняя мощность ТВС, кВт	227
18	Максимальный тепловой поток, кВт/м <sup>2</sup>	800
19	Максимальная температура топлива, °С	380
20	Максимальная температура графитового замедлителя, °С	550
21	Расход воды через ТВС, кг/ч	2000-2500
22	Температура воды на входе в ТВС, °С	250
23	Массовое паросодержание на выходе из ТВС	
	максимальное/среднее, %	30/16

# Физико-технические характеристики реактора ЭГП-6

снизу вверх; в тракте твэла теплоноситель последовательно проходит дроссельную шайбу, спиральный компенсатор термических удлинений, выполненный из трубы  $\emptyset$ 9,4×0,6, собственно твэл длиной 3 м, выходной участок тракта твэла, выполненный из трубы  $\emptyset$ 12×0,6, длиной 840 мм; пароводяная смесь из трактов твэлов поступает в верхнюю камеру ТВС, имеющую длину 3 м; из верхней камеры ТВС пароводяная смесь по отводящему трубопроводу подается в сборный групповой коллектор.

В верхней камере ТВС размещается стальная защитная пробка для защиты от гамма-излучений в верхнем направлении.

Центральная труба ТВС и расположенные вокруг нее твэлы в районе активной зоны и отражателя заключены в графитовые втулки.

С целью улучшения продувки полости ТВС чистым азотом в ней сформирован газовый тракт, обеспечивающий необходимое движение газа вдоль ТВС. Газовый тракт ТВС включает в себя подводящий штуцер в верхней ее части, кольцевую щель между сборной камерой и наружным кожухом ТВС, полость компенсаторов и отверстия в нижнем чехле ТВС. Вдоль каждого из шести периферийных отверстий втулок предусмотрены сквозные вертикальные пазы, обеспечивающие протечку азота вдоль твэлов.

Теплосъем с ТВС осуществляется при естественной циркуляции кипящей водой при всех значениях мощности реактора вплоть до номинальной. Контур естественной циркуляции реакторной установки состоит из шести независимых групповых петель, замкнутых на барабан-сепаратор. Каждая групповая петля (рис. 2) включает опускной трубопровод с узлом смешения питательной и отсепарированной в барабане воды, горизонтальный раздаточный групповой коллектор, являющийся продолжением опускного трубопровода (Ø219×12), группу параллельно включенных трактов ТВС, горизонтального сборного группового коллектора, переходящего в подъемный трубопровод, по которому пароводяная смесь транспортируется в барабан-сепаратор. Насыщенный пар из барабана-сепаратора направляется к турбине.

ТВС реактора по их принадлежности к групповым петлям разделены на шесть групп. Две центральные группы (по их размещению в плане активной зоны) включают 65 ТВС, две средние — 104 и две периферийные — 104.

Достижение относительно высокой напряженности твэлов (800 кВт/м<sup>2</sup>) при теплосъеме кипящей водой с естественной циркуляцией обеспечено оптимальным выбором высоты активной зоны (3 м), конструкции и геометрических параметров контура естественной циркуляции, выбором давления.

Каналы СУЗ устанавливаются в такие же ячейки, что и ТВС. Канал СУЗ состоит из набора графитовых кольцевых втулок, через которые проходят четыре параллельно расположенных трубки Ø9,4×0,6. Стержень размещается во внутренней полости канала, которая сообщается с кладкой через щели между втулками. Трубки в верхней части канала соединяются с верхней камерой, состоящей из двух полостей, входной и выходной, а в нижней части — с нижней общей перепускной камерой. По двум трубкам канала вода движется вниз, по двум — вверх.

Контур для теплоотвода от каналов СУЗ замкнут на деаэратор, чем достигается утилизация теплоты каналов СУЗ (рис. 1). Температура воды на входе в каналы СУЗ 104 °C, что исключило конденсацию паров на трубках каналов и на трубопроводах контура и опасность образования коррозионно-активной среды.

Для улучшения газовой атмосферы в реакторном пространстве применен графит с уменьшенным содержанием примесей хлоридов (очищается от примесей по специальной технологии) и обеспечена прокачка азота через ячейки всех ТВС (реактор имеет газовый контур).



Рис. 2. Принципиальная схема групповой петли РУ ЭГП-6: 1 – реактор; 2 – барабан-сепаратор; 3 – струйный смеситель; 4 – опускной групповой трубопровод; 5 – раздаточный групповой коллектор; 6 – подводящий трубопровод; 7 – тепловыделяющая сборка; 8 – отводящий трубопровод; 9 – сборный групповой коллектор; 10 – подъемный групповой коллектор; 11 – коллектор питательной воды; 12 – питательный узел; 13 – коллектор АСПОВ; 14 – перепускной коллектор; 15 – система ГПК

# Работа энергоблоков БиАЭС по графику переменных нагрузок

БиАЭС, работающая в составе маломощной Чаун-Билибинской энергосистемы (ЧБЭС), участвует с момента пуска первого энергоблока в покрытии перемнной части графика нагрузки ЧБЭС, т. е. работает по диспетчерскому графику. Пример характерного графика нагрузки ЧБЭС в летний период и участия в его покрытии БиАЭС приведен на рис. 3. По указанию диспетчера ЧБЭС или в соответствии с заранее составленным диспетчером графиком нагрузки оператор меняет мощность энергоблока. Мощность энергоблоков, выбранных для работы в графике переменных нагрузок, меняется в диапазоне 50–100 % (по электрической нагрузке) 3-4 раза в сутки — по числу максимумов в графике нагрузки ЧБЭС [4].



*Рис. 3.* Характерный летний график нагрузок Чаун-Билибинского энергоузла (верхний) и Билибинской АТЭЦ (нижний)

#### Безопасность БиАЭС

Анализ аварийных ситуаций на реакторной установке при нормальном срабатывании защитных систем безопасности и при их отказе выявил свойства весьма высокой внутренне присущей самозащищенности реакторной установки. Это обусловлено совокупностью ряда факторов: отрицательные обратные связи по нейтронно-физическим характеристикам, естественная циркуляция теплоносителя, трубчатые твэлы, имеющие контакт с графитовым замедлителем, тепловая емкость которого значительно больше тепловой емкости твэлов, уровень рабочей температуры графитового замедлителя и твэлов существенно более низкий по сравнению с уровнем температуры, при котором возможна массовая разгерметизация наружных оболочек твэлов, относительно малые размеры активной зоны (относительно большое рассеяние теплоты в окружающее пространство при авариях) [2].

# Экономическая эффективность БиАЭС

В период устойчивой экономики России (до 1991 года) коэффициент использования установленной мощности БиАЭС достигал 85%, коэффициент готовности 90–92%. Себестоимость электроэнергии в 1,3–1,5 раза была ниже, чем на электростанциях на органическом топливе, расположенных в наиболее благоприятных местах с точки зрения стоимости органического топлива в данном регионе — на побережье Ледовитого океана. Себестоимость теплоты, вырабатываемой на БиАЭС для теплоснабжения, была в 2–2,5 раза ниже, чем на ведомственных котельных г. Билибино, работавших на привозном органическом топливе. В настоящее время это различие еще больше увеличилось в пользу БиАЭС из-за резкого удорожания органического топлива.

Основное экономическое значение строительства БиАЭС состоит в том, что создан мощный, по масштабам Чукотки, энергоисточник, работа которого не требует привлечения большого количества транспортных средств (десятков морских танкеров или углевозов, а также сотен автомашин с соответствующим числом трудящихся). Количество тепловой энергии, которое может быть выработано реакторами БиАЭС за год, соответствует сжиганию 210–230 тысяч тонн условного топлива. Перевозки эквивалентного количества ядерного топлива на БиАЭС (тепловыделяющие сборки вместе с транспортными контейнерами) составляет около 50 тонн в год и обеспечиваются авиарейсами.

# Продление срока службы БиАЭС сверх проектного

Проблема продления срока службы энергоблоков АЭС или всей АЭС сверх срока, предусмотренного первоначальным проектом, актуальна во всем мире. Показано, что продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС дает большой экономический эффект. Это обусловлено, во-первых, большими капитальными затратами на строительство АЭС и, во-вторых, большими затратами на ликвидацию АЭС — на снятие с эксплуатации АЭС (по сравнению с тепловыми электростанциями на органическом топливе).

На начальном этапе проектирования АЭС (60-е — начало 70-х годов), когда отсутствовал многолетний опыт эксплуатации энергетических реакторных установок, проектный срок эксплуатации АЭС назначался с перестраховкой. Так, в частности, появился 30-летний срок эксплуатации (по аналогии с тепловыми электростанциями). Сейчас ясно, что многие элементы АЭС, кроме реакторных установок, могут эксплуатироваться существенно более 30 лет. А именно они составляют большую часть стоимости АЭС. На примере БиАЭС это хорошо видно: стоимость реакторного оборудования с его монтажом составила только 11% всей стоимости станции.

До совсем недавнего времени на Билибинской атомной станции работало 4 блока. 23 марта 2018 года первый блок был окончательно остановлен. Для остальных блоков Билибинской АЭС проведены работы по продлению эксплуатации до конца 2025 года.

# Список литературы

- Долгов В.В. и др. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ для выработки электрической энергии и тепла в районе Крайнего Севера // Международная конференция по опыту, накопленному в ядерной энергетике. МАГАТЭ, Вена 13-17 сентября, 1982. Доклад IAEA-C-42/35, с. 509.
- 2. Долгов В.В. и др. Надежность и безопасность водо-графитовых реакторных установок типа ЭГП. // В сборнике докладов Международного семинара «Уроки Чернобыля. Технические аспекты», 15-19 апреля, 1996, Десногорск, Смоленская АЭС, Россия. Сборник докладов, том 1, с. 97.
- 3. Минашин М.Е. и др. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ // Атомная энергия, 1984. Т. 56. Вып. 6. С. 370.
- Санковский Г.А. и др. Исследование работы энергоблоков Билибинской АТЭЦ в режиме автоматического регулирования мощности и частоты в изолированной энергосистеме // Атомная энергия, 1981. – Т. 51. – Вып. 3. – с. 147.
# Свинцово-висмутовые реакторы: между прошлым и будущим

## Г.И. Тошинский

Выбор эвтектического сплава свинец-висмут как теплоносителя для ядерных реакторов был сделан А.И. Лейпунским еще до начала развертывания работ в СССР по атомным подводным лодкам (АПЛ), которые в плановом порядке начались в августе 1952 г. после выхода соответствующего Постановления Правительства.

А. И. Лейпунский предложил и обосновал в качестве теплоносителя для реакторов АПЛ эвтектический сплав свинец-висмут, несмотря на его худшие теплофизические свойства по сравнению с натрием. Были разработаны и построены: реакторная установка (РУ) стенда 27/ВТ, АПЛ проекта 645, оснащенная двумя реакторами, и АПЛ проекта 705К (БМ-40/А), разработка ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (г. Подольск); РУ стенда КМ-1 и АПЛ проекта 705 (ОК-550), разработка ОКБМ (г. Нижний Новгород). Всего-было построено 8 АПЛ с РУ, охлаждаемыми свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ), из них 7 — АПЛ класса «Альфа» (по классификации НАТО), все однореакторные, и два наземных стенда-прототипа. Всего эксплуатировалось 15 активных зон, общая наработка которых составила на всех режимах около 80 реакторо-лет. За свои скоростные и маневренные качества АПЛ проекта 705 была занесена в книгу рекордов Гиннесса (могла уходить от американских торпед).

С выводом в 1996 году из состава ВМФ последней атомной подводной лодки с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут завершился определенный этап развития корабельной ядерной энергетики, на котором в промышленном масштабе была продемонстрирована новая ядерная энергетическая технология, не имеющая аналогов в мировой практике.

В связи с разработкой РУ СВБР-100 полученный опыт после критического анализа был учтён в проекте СВБР-100 с целью исключения причин имевших место аварий и устранения фактических недостатков реализованных конструкций РУ, разрабатывавшихся в условиях отсутствия необходимых знаний и опыта.

Такой анализ был также необходим для преодоления негативного мнения об этих РУ, сложившегося у некоторых российских и зарубежных специалистов, знакомых с этим опытом по мемуарным публикациям, авторы которых не имели прямого отношения к эксплуатации рассматриваемых РУ и в ряде случаев ошибочно или даже тенденциозно излагали полученный опыт.

## 1 Прошлое: РУ для АПЛ

## 1.1 Обоснование выбора сплава свинец-висмут в качестве теплоносителя

Целесообразность использования эвтектического сплава свинец-висмут (Pb ~ 44 %, Bi ~ 56 %) в качестве теплоносителя первого контура была обусловлена его физико-химическими и термодинамическими свойствами, позволяющими в наиболее полной степени удовлетворить предъявляемым к РУ АПЛ требованиям по массогабаритным характеристикам, маневренности и безопасности.

1) <u>Очень высокая температура кипения ~1670 °С.</u> Это давало возможность:

– иметь низкое давление в первом контуре, уменьшить толщину стенок оборудования и трубопроводов и не вводить ограничения на маневренность ядерной энергетической установки (ЯЭУ) по условиям термоциклической прочности и, имея также в виду использование в качестве материала корпуса реактора стали, не подверженной в условиях эксплуатации радиационному охрупчиванию, обеспечить высокие маневренные качества АПЛ;

 исключить потерю теплоносителя вследствие его выкипания при нарушении герметичности первого контура и повысить безопасность;

 исключить проблемы возникновения кризиса теплоотдачи и повысить теплотехническую надежность активной зоны;

– иметь более высокую (в сравнении с водо-водяными реакторами) температуру теплоносителя на выходе реактора, существенно повысить температурный напор в парогенераторе (ПГ) и обеспечить более высокую компактность РУ, что важно при создании АПЛ ограниченного водоизмещения.

2) <u>Возможность получения перегретого пара повышенных (в сравнении с водо-водяными реакторами) параметров</u>, что позволяло повысить давление пара в конденсаторе турбины, уменьшить его габариты, диаметр корпуса и водоизмещение АПЛ.

3) <u>Химическая инертность теплоносителя</u>, исключающая экзотермические реакции при контакте CBT с водой и воздухом, возможном в условиях аварийных ситуаций, что обеспечивало взрыво- и пожаробезопасность при нарушении герметичности первого контура. Это свойство теплоносителя, наряду с более низким давлением в первом контуре по сравнению с давлением в пароводяном контуре, исключало необходимость быстрого вывода РУ из действия при возникновении межконтурной неплотности в ПГ.

4) <u>Низкий коэффициент объемного расширения CBT</u> позволяет резко сократить размеры компенсатора объема. Но в то же время он достаточен для естественной циркуляции CBT в первом контуре, обеспечивающей аварийное расхолаживание реактора.

5) <u>Невысокая температура плавления CBT (~123,5 °C)</u>, близкая к температуре плавления натрия (98 °C), обеспечивала возможность ремонта оборудования первого контура и перегрузки топлива без дренирования CBT при поддержании его в жидком состоянии при температуре 160...180 °C за счёт работы системы обогрева или остаточного энерговыделения.

## 1.2 Основные научно-технические проблемы, решенные в ходе освоения РУ с СВТ

Фундаментальные научные основы разработки нового типа реактора с промежуточным спектром нейтронов и свинцово-висмутовым теплоносителем создавались параллельно с технической разработкой РУ. На этом этапе работ были развиты физическая теория и методы численного расчёта реакторов, экспериментальные методы исследования его нейтронно-физических характеристик и методы расчёта радиационной защиты. Кроме того, были изучены вопросы теплообмена в свинцово-висмутовом теплоносителе, исследованы физико-химические свойства теплоносителя, вопросы коррозионной стойкости сталей, работоспособность тепловыделяющих элементов, в том числе в реакторных петлях, разработаны высокочувствительные методы химико-спектрального анализа материалов, разработаны проектные подходы к конструированию оборудования и обеспечению его надежности, построению схем циркуляционных контуров и др. Были отработаны режимы эксплуатации РУ, меры обеспечения безопасности, вопросы обслуживания, ремонта и перегрузки топлива. По указанным направлениям работ в ФЭИ, ОКБ «ГИДРОПРЕСС», «ОКБМ Африкантов» и НИТИ (г. Сосновый Бор, стенд КМ-1) сформировались школы специалистов мирового уровня.

Ниже проанализированы наиболее важные научно-технические проблемы, встретившиеся в ходе практического освоения РУ.

### 1.2.1 Технология свинцово-висмутового теплоносителя

Среди основных проблем, которые были решены в ходе разработки, освоения и эксплуатации установок этого типа, необходимо выделить проблему технологии СВТ — комплекса систем и устройств, обеспечивающих контроль и поддержание требуемого качества СВТ в процессе длительной эксплуатации как в нормальных условиях герметичного контура, так и в случае течи ПГ, частичной разгерметизации контура при ремонтах, перегрузке реактора. Функционирование такого комплекса необходимо для исключения коррозии конструкционных материалов и зашлаковывания контура оксидами свинца.

Важность этой проблемы была понята после аварии реактора на первой опытной АПЛ проекта 645 (1968 г.). Соответствующие методы и устройства были разработаны еще позднее, когда завершалось строительство запланированной серии АПЛ проектов 705 и 705К. Поэтому разместить необходимые устройства как штатные в составе РУ не удалось. Часть устройств была скомпонована в базовой установке, требовавшей один раз в год подключения к РУ.

Следует отметить, что при разработке проектов РУ следующего поколения для гражданской ядерной энергетики (ЯЭ) этот опыт был полностью учтен. Все устройства контроля и поддержания качества теплоносителя (необходимо управлять лишь одним параметром — содержанием растворенного в СВТ кислорода) размещены в составе РУ как штатные, действуют автоматически и не требуют какой-либо специальной базовой инфраструктуры.

Для решения указанных задач были разработаны: устройства, обеспечивающие химическое восстановление оксида свинца, дозирующие устройства для поддержания в CBT необходимой концентрации ингибитора коррозии — растворенного кислорода, соответствующие датчики, позволяющие контролировать качество CBT и защитного инертного газа, специальные фильтры для очистки CBT от нерастворимых примесей.

Коррозионная стойкость материалов обеспечивается соответствующим легированием сталей, предварительным нанесением на них защитных оксидных покрытий и поддержанием в СВТ необходимой концентрации растворенного кислорода.

## 1.2.2 Обеспечение радиационной безопасности при работах, связанных с загрязнением воздуха и поверхностей оборудования полонием-210

Спецификой СВТ является образование в нем альфа-активного радионуклида полония-210 с периодом полураспада ~ 138 суток при облучении нейтронами висмута.

Радиологическая опасность теплоносителя проявляется при попадании CBT или контактирующего с ним газа в обслуживаемые помещения, что имело место при авариях и ремонтах РУ атомных подводных лодок и наземных стендов-прототипов в период их освоения.

Как показал опыт эксплуатации РУ на АПЛ, выход аэрозолей полония и радиоактивность воздуха, в соответствии с законами термодинамики, резко уменьшаются после снижения температуры и затвердевания пролитого сплава. Быстрое затвердевание пролитого СВТ ограничивает площадь радиоактивного загрязнения и позволяет удалять пролитый СВТ в виде твердого радиоактивного отхода.

Низкая концентрация полония в CBT (на уровне 10<sup>-6</sup> ат.) и образование термодинамически стойкого химического соединения полония со свинцом обуславливают низкую концентрацию полония-210 в воздухе при аварийной разгерметизации I контура.

Для выполнения ремонтно-восстановительных работ на «грязном» оборудовании, работ по удалению вытекшего теплоносителя (на стенде 27/ВТ — до 20 тонн) были разработаны меры индивидуальной и коллективной защиты персонала (респираторы, защитная одежда, организация вентиляции). Кроме того, были отработаны методы дезактивации оборудования и фиксации активности на поверхностях, приемы проведения ремонтно-восстановительных работ, снижающие риск попадания опасных количеств полония-210 внутрь организма и на кожные покровы.

Весь персонал, участвовавший в работах, подвергался периодическим медицинским обследованиям, и на основе многочисленных радиометрических анализов биопроб персонала (как военного, так и гражданского) было объективно установлено отсутствие случаев наличия инкорпорированного полония в организме людей выше допустимых пределов. Это подтверждает высокую эффективность применявшихся средств индивидуальной и коллективной защиты, правильность выбора технологии и организации ремонтно-восстановительных работ. Этому также способствовали сравнительно быстрое выведение полония из организма в результате обменных процессов (эффективный период полувыведения составляет около 30 суток) и очень низкая молярная концентрация полония в CBT, соответственно, снижающая его летучесть в сравнении с чистым полонием. В одной из работ, опубликованных в США, приводятся данные ретроспективного анализа смертности среди большой группы работников, занятых на работах с выделенным Po-210 в 1944–1972 гг. на Mound Facility и контролировавшихся по внутреннему облучению Po-210. Авторы проанализировали медицинские протоколы радиометрических анализов (свыше 160 000 биопроб) группы белых мужчин в количестве 4 402 человек (104 326 чел.×лет), работавших в этот период с Po-210, и сопоставили результаты наблюдений с официальными данными о причинах смерти 987 человек из этой группы за период с начала работ по январь 1984 г.

Они также сравнили статистику по смертности этой группы с аналогичными данными двух контрольных групп лиц (средней по США и по штату Огайо) и сделали вывод об отсутствии связи между полученными дозами внутреннего облучения за счет инкорпорированного полония вплоть до 1 Зв (100 бэР) и уровнем смертности по причинам злокачественных образований. Практически все тренды, характеризующие смертность от различных раковых заболеваний в изучавшейся группе работников, были отрицательны, т. е. смертность была даже несколько меньшей, чем в двух контрольных группах.

Поэтому образование полония-210 в СВТ не является препятствием для его использования в качестве теплоносителя ядерных реакторов, хотя, конечно, все меры обеспечения радиационной безопасности должны быть предусмотрены.

## 1.2.3. «Замораживание-размораживание» СВТ в РУ

Важной практической проблемой явилось обоснование возможности многократного «замораживания-размораживания» РУ с СВТ, что могло потребоваться при длительных стоянках АПЛ. Небольшая усадка СВТ при затвердевании и достаточно высокая пластичность при низкой прочности в твердом состоянии позволяют исключить повреждения РУ при переходе СВТ из жидкого в твердое состояние и при дальнейшем его охлаждении до температуры окружающей среды. Для безопасного «размораживания» СВТ ОКБ «ГИДРОПРЕСС» был отработан специальный регламент температурно-временного режима разогрева, проверенный на крупномасштабных моделях и на РУ правого борта АПЛ проекта 645 после ее длительного пребывания в «замороженном» состоянии.

Высокая пластичность при низкой прочности в твердом состоянии позволяют исключить повреждения РУ при переходе СВТ из жидкого в твердое состояние и при дальнейшем его охлаждении до температуры окружающей среды. Кроме того, как выяснилось позднее, СВТ не изменяет плотность при переходе из твердого в жидкое состояние.

Однако этот режим не был внедрён в практику в связи с принятым в середине 90-х годов решением о прекращении дальнейшей эксплуатации АПЛ этого типа.

Нужно сказать, что свойство СВТ затвердевать при 123,5 °С в некоторых случаях играло и положительную роль. Например, при хранении выгруженной активной зоны в баке с «замороженным» СВТ формируется дополнительный защитный барьер на пути выхода радиоактивности в окружающую среду.

## 1.2.4. Обеспечение высокой надёжности ПГ

Первые модификации парогенераторов РУ с СВТ, так же как и РУ с водо-водяными реакторами (ВВР) для АПЛ, не отличались высокой надёжностью. Вместе с тем, лодки со свинцом-висмутом с текущими парогенераторами выходили в море и нормально возвращались. Пар, попадающий в первый контур, давление в котором ниже, барботировал через теплоноситель и конденсировался в аварийном конденсаторе газовой системы. Этот радиоактивный конденсат сбрасывался в море.

Низкая надежность первого поколения ПГ была связана с выбором материалов трубной системы ПГ, которые менялись по мере накопления опыта.

Была также отработана технология надёжной заделки трубок в трубные доски и конструкция узла дистанционирования трубок в пучке.

Проблема дистанционирования трубок была выявлена при испытаниях ПГ МП-7 в составе стенда 27/ВТ-5 (вторая кампания). Вскоре после начала эксплуатации начались регулярные течи трубок ПГ, изготовленных из перлитной стали, стойкой к коррозии как в СВТ, так и в водной среде при соблюдении требований водно-химического режима. Вырезка поврежденных трубок показала, что в местах контакта с дистанционирующими пластинами наружная поверхность трубок в результате вибрационного износа приобрела шестигранную форму с соответствующим локальным уменьшением толщины стенки. Это приводило к разрыву трубок давлением пара из-за потери прочности.

Стало ясно, что необходима разработка модернизированной конструкции ПГ с жестким дистанционированием трубного пучка. Такая конструкция (МП-7М и МП-8М, для РУ ОК-550 и БМ-40/А, соответственно) была разработана ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Испытания на полномасштабном стенде ОКБМ подтвердили исключительно высокую надежность нового узла дистанционирования. Изготовление и монтаж модернизированных ПГ потребовали остановки строительства шести АПЛ, стоящих на стапелях заводов в Ленинграде и Северодвинске.

Все эти мероприятия привели к тому, что если на стенде 27/ВТ и РУ АПЛ проекта 645 течи ПГ были правилом, то на серийных РУ ОК-550 и БМ-40/А они стали крайне редким исключением (кроме массового коррозионного повреждения трубок ПГ на РУ БМ-40/А на головной АПЛ проекта 705К (К-123), заказ 105, в результате длительного нарушения водно-химического режима второго контура).

#### 1.3 Краткий анализ имевших место аварий

Весь период освоения РУ с СВТ чётко разделяется на два больших этапа. Первый этап освоения этой новой реакторной технологии, проходивший в условиях отсутствия какого-либо отечественного и зарубежного опыта и очень сжатых директивных сроков создания РУ для АПЛ, продиктованных политической обстановкой (гонка вооружений была в разгаре), сопровождался рядом трудностей и неудач.

Именно на этом этапе на опытных АПЛ произошли аварии, потребовавшие досрочного прекращения эксплуатации этих АПЛ. Причём только на самой первой опытной АПЛ (проект 645) причина аварии была связана с использованием СВТ. На опытной АПЛ проекта 705, заказ 900, причина аварии была связана с низким качеством монтажа оборудования на судостроительном заводе и нарушениями регламента эксплуатации<sup>1</sup>.

Причина первой аварии, в результате которой расплавилась часть активной зоны из-за забивания шлаками, была связана с неизученностью в то время проблемы технологии теплоносителя. Этот теплоноситель казался очень простым в эксплуатации. До его использования в реакторах АПЛ было построено большое количество циркуляционных контуров, где были насосы, теплообменники, проводились испытания на коррозию и т. д. Но как с этим оборудованием обращались? Нужно что-то заменить — открывали крышку, и вот он — блестящий жидкий теплоноситель. Сверху плавали окислы свинца (шлаки), их, как пену из супа, шумовкой убирали, и снова поверхность становилась как чистое блестящее зеркало, закрывали крышку и работали дальше и т. д.

Вторая авария на опытной АПЛ проекта 705 была связана с массовым коррозионным повреждением вспомогательных трубопроводов первого контура из-за длительного попадания на наружную поверхность труб влаги, насыщенной хлоридами, содержащихся в материале теплоизоляции.

## 1.4 Трудности базового обслуживания РУ АПЛ

Прежде всего, это неготовность инфраструктуры береговой базы к обеспечению бесперебойной подачи пара в систему парового обогрев I контура для поддержания жидкого агрегатного состояния СВТ. В результате эти лодки стояли в базе с работающими на малой мощности (0,5% от номинальной) РУ, что приводило к повышенной выработке моторесурса.

К трудностям обслуживания РУ в пунктах базирования АПЛ и перегрузки топлива следует также отнести необходимость периодического (один раз в год) подключения РУ гибкими трубопроводами к базовой установке для проведения регламентных работ по технологии теплоносителя. Это было связано с невозможностью введения в качестве штатных ряда устройств технологии теплоносителя в состав РУ, отсутствовавших сначала в проекте, из-за завершения монтажа РУ строящихся АПЛ.

При стоянке АПЛ в базе на неё требовалась подача электроэнергии нестандартных параметров (частота тока 400 Герц), что определялось спецификой электроэнергетической системы корабля, позволившей значительно улучшить массогабаритные характеристики электрооборудования. Через люк можно было вытащить генератор, электродвигатели для ремонта или замены. Для самой РУ такая частота тока не требовалась.

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Подробно история создания и опыт эксплуатации АПЛ проектов 705 и 705 К с воспоминаниями участников изложены в книге Б.В. Григорьева «Корабль, опередивший время». «Тайфун», Санкт-Петербург, 2003 г. (доступна в Интернете).

Отмеченные трудности, характерные для конкретных конструкций РУ АПЛ, и были в числе объективных причин (наряду с тем, что АПЛ этих проектов перестали удовлетворять сильно возросшим за 20 лет требованиям по акустической скрытности) принятия решения о прекращении эксплуатации АПЛ этого типа. Были и субъективные причины принятия такого решения.

### 1.5 Основные итоги эксплуатации РУ с СВТ

Полученные в ходе испытаний и эксплуатации ЯЭУ характеристики, такие как мощность и параметры установки, продолжительность кампании, запас реактивности, коэффициенты реактивности, эффекты отравления, распределения температур, динамические параметры, радиоактивность теплоносителя, мощности доз нейтронного и гамма-излучений за защитой, достаточно хорошо совпали с результатами расчетов.

Высокую работоспособность показали активные зоны и системы стержней СУЗ, обеспечившие выработку проектного энергоресурса. Система автоматизированного управления обеспечила ввод РУ из подкритического состояния реактора за время около 30 минут от нажатия кнопки «ПУСК» до принятия нагрузки на турбогенератор. Время выхода на полную мощность из турбогенераторного режима составляло 90 секунд.

В связи с тем, что активная зона входит в состав неразборной выемной части реактора, были разработаны и созданы технические средства перегрузки топлива, которые отличались от аналогичных средств, используемых при поканальной замене топлива в реакторах ВВР. В комплекс технических средств перегрузки, кроме собственно перегрузочного оборудования, должны были входить также грузоподъемные средства и док для установки АПЛ на жёсткое основание (перегрузка активных зон реакторов АПЛ проекта 645 производилась на плаву). С этой целью на специализированной базе был предусмотрен комплекс оборудования и сооружений, обеспечивавших технологический процесс перегрузки топлива, включая длительное, до отправки на переработку, хранение выгруженного топлива.

Опыт разработки и эксплуатации РУ с СВТ в составе АПЛ и наземных стендов-прототипов позволяет сделать ряд важных выводов по компоновке и оборудованию I контура.

Наилучших показателей следует ожидать при интегральной (моноблочной) компоновке оборудования I контура, позволяющей полностью исключить трубопроводы и арматуру СВТ.

Наиболее удобной конструктивной схемой парогенератора является схема, в которой циркуляция жидкого металла осуществляется в межтрубном пространстве, а циркуляция воды или пара — в трубках. При такой конструкции обеспечивается возможность ремонта парогенератора путем глушения отдельных трубок, потерявших герметичность, без демонтажа ПГ или вскрытия первого контура.

Стояночные режимы, режимы пуска и расхолаживания осуществляются наиболее просто при конструктивном разделении парогенератора на испарительную и пароперегревательную секции и работе испарительной секции в режиме многократной циркуляции пароводяной смеси через сепаратор. При этом в ПГ подается вода с температурой более высокой, чем температура плавления СВТ.

Для циркуляции CBT вместо насосов с турбоприводом целесообразно использовать механические насосы с газогерметичными электродвигателями или магнитогидродинамические насосы при принятии мер по уменьшению гидравлического сопротивления первого контура.

Среди положительных качеств РУ с СВТ, выявленных в ходе эксплуатации, следует отметить: простоту управления, высокую маневренность и короткое время ввода в энергетический режим из подкритического состояния реактора, возможность быстрого изменения режима циркуляции теплоносителя со значительным изменением его расхода.

Кроме того, была подтверждена возможность эксплуатации РУ при небольшой течи трубной системы ПГ, высокая ремонтопригодность ПГ, возможность устойчивой работы РУ на любых низких уровнях мощности. Была обеспечена практически полная выработка активными зонами проектного энергозапаса при нормальном и допустимом состояниях герметичности оболочек твэлов. При базировании, ремонтах и перегрузках топлива ЖРО практически не образовывались.

Второй этап освоения РУ с СВТ на АПЛ характеризовался их надёжной многолетней эксплуатацией на пяти серийных атомных подводных лодках, в конструкцию РУ которых были внесены необходимые изменения, вытекающие из опыта эксплуатации и анализа причин имевших место аварий. За последние 10 лет эксплуатации РУ, после внедрения средств и методов поддержания необходимого качества теплоносителя, не встречалось никаких проблем ни с коррозией конструкционных материалов в первом контуре, ни с отступлениями от норм по чистоте I контура.

Поскольку опыт применения СВТ на АПЛ проектов 705 трактовался неоднозначно, по предложению Главкома ВМФ в 2008 году «Росатомом» была создана межведомственная рабочая группа под руководством вице-адмирала академика А.А. Саркисова из представителей всех заинтересованных организаций, которая рассмотрела опыт эксплуатации. В Заключении рабочей группы записано: «результаты эксплуатации реакторных установок на АПЛ проектов 705 и 705К признаны положительными:

– общая наработка на всех режимах составила около 80 реакторо-лет, подтвердила достоинства и основные характеристики, заложенные в проекте, и была достаточной для выявления конструктивных и технологических недостатков с целью определения основных направлений совершенствования установок;

 аварии и инциденты имели место в начальный период их эксплуатации, что было характерно и для установок других типов, в том числе с водо-водяными реакторами».

Все аварии, которые потребовали досрочного прекращения эксплуатации двух АПЛ с СВТ, произошли на первых опытных АПЛ К-27 и К-64. На головной АПЛ К-123 проекта 705К через шесть лет эксплуатации потребовалась замена РУ БМ-40/А на новую, заранее изготовленную в связи выработкой ресурса труб си-

стемы парового обогрева из обычной нержавеющей стали, которые были ошибочно смонтированы в РУ, вместо труб из специальной коррозионно-стойкой стали того же диаметра. Серийные лодки надежно эксплуатировались по прямому назначению.

Работы по развитию данного направления были высоко оценены государством: присуждены две Ленинские и одна Государственная премия, А. И. Лейпунский и В. В. Стекольников (генеральный конструктор ОКБ «Гидропресс») были удостоены звания Героя Социалистического труда.

Невозможно перечислить всех участников этой работы, только основные, действовавшие в то время лица (об А. И. Лейпунском уже было сказано): в ФЭИ — Б. Ф. Громов, К. И. Карих, В. А. Кузнецов, В. А. Малых, Г. И. Марчук, Д. М. Овечкин, В. Н. Степанов, В. И. Субботин, Г. И. Тошинский, В. В. Чекунов; в ОКБ «Гидропресс» — Б. М. Шолкович, В. В. Стекольников, Е. В. Куликов, В. С. Степанов, Г. А. Тачков, В. А. Чистяков; в ОКБМ — И. И. Африкантов, Ф. М. Митенков, Н. М. Царев, М. В. Смирнов; в Минатоме — В. П. Пигалев.

И в заключение этого радела приведу мнения двух специалистов об АПЛ проектов 705 (705К).

1) Норман Полмар, советник правительства США: «Я могу поздравить тех, кто разработал и создал «Альфу». Они опередили всех на Западе на 20–25 лет. Сожалею, что нет больше лодок этого проекта, но как гражданин США и военно-морской специалист, я радуюсь, что их нет, так как эти подводные лодки представляли серьёзную угрозу для ВМС США».

2) Геннадий Дрожжин, капитан 1-го ранга, член президиума Объединённого Совета ветеранов-подводников: «Все до единой эти чудо-лодки были уничтожены, не прослужив и половины своего срока, а при их модернизации с целью уменьшения шумности и при оснащении новым гидроакустическим комплексом, они и сегодня стали бы безусловными «убийцами» ПЛАРБ США и их авианосцев».

#### 2 Будущее: реакторы для гражданской ядерной энергетики СВБР-100

#### 2.1. Начало работ

Период времени между завершением эксплуатации реакторов АПЛ (1996 г.) и началом развертывания работ по СВБР, занявший около десяти лет, пришелся на очень тяжелые годы развала Советского Союза и характеризовался фактически полным прекращением финансирования. За это время общая численность специалистов, работающих по данной тематике, сократилась более чем в десять раз, но ключевые работники, обладающие критическими знаниями, сохранились.

Как удалось выжить в это время и получить хоть какое-то финансирование? Первая предложенная нами работа, по которой удалось получить финансирование, это «Технико-экономическое исследование технической возможности и экономической целесообразности реновации 2-го, 3-го и 4-го энергоблоков Нововоронежской АЭС после исчерпания их ресурса с применением атомного паропроизводящего модуля с реактором СВБР-75 мощностью 75 МВт(э) с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут». Когда эта идея возникла, мы пошли к Н. И. Ермакову, начальнику 16-го Главного управления Минатома, ведавшего всей атомной энергетикой. Идея его заинтересовала, но вызывали опасения проблемы ресурсов висмута и опасности полония. Провели совещание, в котором приняли участие Б. Ф. Громов, заместитель генерального директора ФЭИ, научный руководитель работ по реакторам с СВТ, Г. И. Тошинский, директор отделения ФЭИ, В. С. Степанов, заместитель-директора — главный конструктор ОКБ «Гидропресс», А. Г. Корниенко, руководитель дирекции перспективных проектов концерна «Росэнергоатом», Л. Б. Никитин, инженер, контр-адмирал в отставке, знающий опыт эксплуатации и водо-водяных, и жидкометаллических реакторов на АПЛ.

На все поставленные вопросы были даны исчерпывающие ответы и получено добро на обсуждение в концерне «Росэнергоатом». Совещание в «Росэнергоатоме» проводил Генеральный директор Евгений Иванович Игнатенко, через несколько лет трагически погибший в автокатастрофе во время поездки на Смоленскую АЭС. Это был человек необычайно высокой квалификации и эрудиции. Он быстро понял, что реновация старых блоков АЭС, в случае ее успешной реализации, может дать концерну большую экономию средств при сооружении замещающих мощностей, когда начнется вывод из эксплуатации энергоблоков, исчерпавших проектный срок службы. На Нововоронежской станции (НВАЭС) провели свой НТС и поддержали это предложение.

В 1995 году решением директората концерна РЭА на эту работу было выделено векселями 5 миллиардов рублей, вскоре превратившихся в 5 миллионов рублей (была страшная инфляция), причем более 90 % этих средств было получено по бартеру — металлом, бензином, стройматериалами, которые с большой «усадкой» надо было отоваривать. Такая в те годы была экономика страны. Техникоэкономическое исследование, показавшее техническую возможность и экономическую целесообразность реновации старых блоков НВАЭС, было выполнено силами ОКБ «Гидропресс», ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» и ГНЦ РФ – ФЭИ.

Результаты работы были рассмотрены на НТС концерна «Росэнергоатом» в 1998 году, который, в частности, рекомендовал «...продолжить и завершить в 1999 году исследования и обоснования технико-экономических показателей и размера инвестиций в реконструкцию блока № 2 Нововоронежской АЭС с учетом выполнения сравнительного анализа альтернативных вариантов использования сооружений и оборудования блока № 2 НВАЭС». Однако эта рекомендация не была выполнена.

Далее какие-то средства были получены по проекту МНТЦ (Международный научно-технический центр), платившему деньги в валюте непосредственно специалистам для уменьшения риска их выезда за рубеж и утечки знаний, позволяющих неядерным странам создать ядерное оружие. Один из таких проектов, реализованный сотрудниками ОКБ «Гидропресс» и ГНЦ РФ – ФЭИ, касался создания жидкометаллической (сплав свинец-висмут) мишени мощностью 1 МВт для протонного ускорителя. Другой проект (это было партнерское соглашение с одной японской компанией) прямо касался разработки модульного быстрого реактора типа СВБР-100. Этот проект участвовал в конкурсе быстрых реакторов, проведенном в Японии после натриевого пожара на быстром реакторе «Монжу». Конкурс был проигран, поскольку Япония взяла курс на восстановление этого реактора. Кроме того, был контракт с японской компанией «Марубени» по выполнению отдельных работ по свинцово-висмутовому теплоносителю.

Это позволило нам консолидировать средства, полученные по проекту МНТЦ и японскому контракту, передав часть из них институту «Атомэнергопроект» и ОКБ «Гидропресс», и за счет этого разработать «Концептуальный проект АЭС с двумя блоками электрической мощностью 1600 МВт каждый на базе РУ СВБР-75/100». Концерн «Росэнергоатом» на эту работу финансирования не выделил, но техническое задание согласовал. Мощность блока была выбрана на уровне 1600 МВт (16 модулей СВБР-75/100) для возможности корректного сопоставления экономических показателей с АЭС на базе двух реакторов ВВЭР-1500.

При расчете технико-экономических показателей АЭС, разработанной в концептуальном проекте, ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» ввел в рассчитанное значение капитальных затрат на строительство двухблочной модульной АЭС СВБР дополнительный запас в 17 % на непредвиденные расходы, против нормативного запаса 3%, который был введен для АЭС с двумя блоками ВВЭР-1500. Если этот запас отнести к стоимости «ядерного острова», то он составит 60 %. Такой подход вполне правомерен, поскольку все остальные затраты для АЭС СВБР (турбина, генератор, градирня и др.) очень близки к соответствующим затратам для АЭС ВВЭР-1500. Ни одна из девяти организаций-экспертов не высказала замечаний о недостаточности принятого запаса.

Проведенное сопоставление технико-экономических показателей этих АЭС показало преимущество АЭС с СВБР, несмотря на то, что проект РУ СВБР-75/100 был выполнен с большим консерватизмом, что предопределило большой потенциал совершенствования проекта (повышение мощности РУ не менее чем на 20%, за счет допустимого повышения температуры СВТ без изменения массогабаритных и стоимостных характеристик, переход с насыщенного на перегретый пар и др.).

Результаты концептуального проекта, изложенные в восьми книгах, были рассмотрены на заседании НТС концерна «Росэнергоатом» 27 мая 2002 года с участием экспертов из девяти организаций. Научно-технический совет, в частности, решил: пункт 2.1 Одобрить выполненную в инициативном порядке ГНЦ РФ – ФЭИ, ОКБ «Гидропресс» и ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» разработку «Концептуального проекта АЭС с двумя блоками электрической мощностью 1600 МВт каждый на базе РУ СВБР-75/100», в котором показаны возможности одного из новых направлений развития атомной энергетики и пункт 2.3 Для определения целесообразности продления срока службы энергоблоков АЭС с легководными реакторами путем их реновации с использованием альтернативных ядерных технологий рекомендовать ФГУП АЭП, ГНЦ РФ – ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» выполнить разработку ОБИН реновации 2-го блока Нововоронежской АЭС на базе РУ СВБР-75/100. Срок — 3-й квартал 2003 года». Однако и это решение не было реализовано.

Далее в 2003 году у нового министра А. Ю. Румянцева было проведено шестичасовое совещание. Выполненные в инициативном порядке работы по реактору СВБР-75/100 были одобрены, дано указание выделить финансирование, однако практически ничего значимого сделано не было. Важные для направления СВБР решения состоялись в 2006 году, когда в руководство «Росатома» пришла новая команда. Научно-технический совет № 1 рекомендовал «Росатому» направить работы на создание опытно-промышленного энергоблока и развитие базовой технологии СВБР. Этим событиям предшествовало письмо академиков Г. И. Марчука и В. И. Субботина, направленное в конце 2005 года Президенту РФ В. В. Путину о необходимости поддержки этой уникальной технологии. Позднее, совместным решением С. В. Кириенко и О. В. Дерипаски, для реализации этой технологии было образовано предприятие АО «АКМЭ-инжиниринг».

### 2.2 Основные положения концепции РУ СВБР-100

В основу концепции РУ СВБР-100 были заложены следующие принципиальные требования.

Должны быть детерминистически исключены тяжелые аварии, требующие эвакуации населения.

Конструкция РУ должна быть моноблочного типа.

Габариты основного элемента РУ — реакторного моноблока — должны обеспечивать возможность его транспортировки с машиностроительного завода на площадку АЭС железнодорожным транспортом.

РУ без изменения конструкции и выполнении нормативных требований по безопасности должна обеспечивать возможность работы с использованием различных видов топлива и в различных топливных циклах.



Рис. 1. Моноблок реакторный СВБР-100

При использовании МОКС-топлива должен быть обеспечен коэффициент воспроизводства, слегка превышающий единицу, что в замкнутом ЯТЦ позволит работать в режиме топливного самообеспечения. При работе в замкнутом ЯТЦ должны эффективно сжигаться младшие актиниды.

РУ должна быть пригодна для экспортных поставок, в том числе и в развивающиеся страны.

При разработке РУ СВБР-100 использовался консервативный подход. Он заключался в том, что в проект реактора заложены в основном заимствованные или масштабированные с небольшими коэффициентами, проверенные опытом эксплуатации РУ транспортных установок и других РУ технические решения.

Это относится практически ко всем основным элементам, узлам и ряду единиц оборудования РУ: топливные таблетки, оболочки твэлов, тепловыделяющие сборки, поглощающие стержни, внутрикорпусные устройства, исполнительные механизмы поглощающих стержней, устройства системы технологии СВТ, парогенераторы с трубами Фильда, сепараторы, конденсаторы автономного расхолаживания, конденсаторы газовой системы, оборудование системы перегрузки топлива и др.

Консервативный подход также характеризуется использованием освоенных режимных параметров по первому и второму контурам и ориентацией на существующие топливную инфраструктуру и технологические возможности машиностроительных предприятий.

Такой подход позволяет значительно снизить технический и финансовый риски, уменьшить вероятность ошибок и неудач, характерных при внедрении инновационных ядерных технологий, существенно снизить объем, сроки выполнения и затраты на НИОКР. Ниже приводятся характерные особенности РУ СВБР-100.



Рис. 2. Принципиальная гидравлическая схема РУ СВБР-100

### 2.3 Обоснование выбора уровня мощности

Выбор мощности реактора на уровне 100 МВт-э или 280 МВт тепловых, а следовательно, и его размеров обусловлен следующими соображениями.

1) Как показывают расчёты, это минимальный уровень мощности, при котором достигается значение КВА больше единицы при использовании МОКСтоплива. Это создаёт возможность работы реактора в замкнутом ЯТЦ в режиме топливного самообеспечения без потребления природного урана и использования таких реакторов в крупномасштабной ЯЭ.

2) С другой стороны, это максимальная мощность, при которой габаритные размеры реакторного моноблока позволяют транспортировать его в заводской готовности, в том числе и железнодорожным транспортом, что значительно расширяет возможности выбора площадок для строительства АС и существенно сокращает трудовые затраты и сроки сооружения АС.

 Выбранный уровень мощности обеспечивает условия пассивного отвода остаточного энерговыделения через корпус реакторного моноблока без опасного повышения температуры твэлов, что принципиально упрощает конструкцию реакторной установки и её систем безопасности.

4) Сравнительно небольшая масса моноблока для данного уровня мощности облегчает решение задачи обеспечения сейсмостойкости РУ.

5) Обеспечивается возможность организации крупносерийного (конвейерного) производства реакторных моноблоков (десятки штук в год) и стабильная загрузка машиностроительных заводов, что значительно снижает затраты на изготовление. Так как для изготовления реакторного моноблока РУ не требуется уникального машиностроительного оборудования, как для корпусов высокого давления ЛВР, возникает возможность формирования конкурентного рынка производителей.

6) При данном уровне мощности в соответствии с расчётами обеспечивается продолжительность кампании ~50 000 эфф. часов при использовании на первом этапе освоенного оксидного уранового топлива (КВА = 0,84).

## 2.4 Топливный цикл и потребление природного урана

При работе на оксидном урановом топливе с отложенной переработкой потребление природного урана будет в 2–2,5 раза выше, чем у реакторов ВВЭР-1000. Поэтому предусмотрено, что после первых двух кампаний реактор переходит в замкнутый ЯТЦ с использованием собственного плутония и невыгоревшего урана-235. Результаты расчетов показали, что кумулятивное потребление природного урана одним реактором ВВЭР-1000, работающим в открытом топливном цикле с отложенной переработкой ОЯТ, и десятью реакторами СВБР-100, начинающими работать на оксидном урановом топливе с переходом в замкнутый ЯТЦ с использованием собственного ОЯТ после второй кампании сравниваются через 33 года, а за срок службы энергоблока интегральное потребление урана будет на 30% ниже, чем для одного реактора ВВЭР-1000.

Таким образом, появляется возможность построить стратегию замкнутого ЯТЦ, в которой не требуется предварительная дорогостоящая переработка ОЯТ тепловых реакторов с целью выделения из него плутония для снабжения топливом реакторов СВБР-100.

Гибкость реактора CBБР-100 по отношению к типу топлива и топливному циклу, реализующаяся в принципе «работаю на том виде топлива, которое является наиболее эффективным», может позволить осуществить своевременный постепенный экономически оправданный (по факту) переход к замкнутому ЯТЦ с одновременным решением проблемы утилизации и захоронения долгоживущих радиоактивных отходов, поскольку в БР младшие актиниды эффективно сжигаются.

При использовании других видов топлива обеспечиваются:

 – КВА ≥ 1 при использовании МОКС-топлива и работа реактора в замкнутом топливном цикле в режиме топливного самообеспечения при продолжительности кампании 76000 эфф. часов;

– продолжительность кампании ~ 76000 эфф. часов при использовании уранового нитридного топлива (КВА = 0,91) и запас реактивности на выгорание меньше  $\beta_{3\phi\phi}$  или продолжительность кампании до 150000 эфф. часов;

– KBA  $\geq$  1 при использовании смешанного нитридного топлива (CHУП) и работа реактора в режиме топливного самообеспечения при запасе реактивности на выгорание меньше  $\beta_{3\phi\phi}$  и продолжительности кампании 76 000 эфф. часов, или работа в режиме расширенного воспроизводства с KBA = 1,13 при времени удвоения плутония около 45 лет и продолжительности кампании до 200000 эфф. час.

Конечно, работоспособность топлива при таких кампаниях требует экспериментального подтверждения.

#### 2.5 Обеспечение безопасности

#### 2.5.1 Внутренняя самозащищённость

#### 2.5.1.1 Самозащищённость реактора от аварий типа LOCA

Использование реактора моноблочного типа с принудительной циркуляцией СВТ в первом контуре, обеспечиваемой двумя насосами с газогерметичными электродвигателями. Корпус реакторного моноблока (МБР) имеет защитный кожух. Трубопроводы и арматура в первом контуре отсутствуют. Всё это исключает течи теплоносителя.

Природные свойства CBT (отсутствие избыточного давления и химическая инертность при контакте с водой и воздухом, возможном в условиях аварии). Это при моноблочной конструкции РУ устраняет возможность потери CBT с плавлением активной зоны, взрыва реактора и пожаров (отсутствует выделение водорода) по внутренним причинам.

2.5.1.2 Совместимость теплоносителя с рабочим телом второго контура и с топливом

РУ выполнена по двухконтурной схеме. Промежуточный контур не требуется. ПГ работает с многократной принудительной циркуляцией с выработкой сухого насыщенного пара. Совместимость топлива (UO<sub>2</sub>) с СВТ исключает перерастание аварийной ситуации с потерей герметичности оболочки твэла в аварию с выходом большой радиоактивности в теплоноситель.

## 2.5.1.3 Самозащищённость реактора от аварий типа LOHS, ULOHS

Во всех теплоотводящих контурах обеспечен уровень естественной циркуляции теплоносителей, достаточный для отвода остаточного тепловыделения. Отвод тепла через ПГ обеспечивается четырьмя независимыми каналами системы пассивного отвода тепла (СПОТ) за счет испарения воды в баках СПОТ с отводом пара в атмосферу с периодом невмешательства 72 часа. При постулированном отказе четырех каналов предусмотрен залив шахты реакторного моноблока водой. Управление этой аварией, которая рассматривается как запроектная, обеспечивается подпиткой баков СПОТ или шахты МБР от аварийных источников водо- и электроснабжения (например, пожарные автоцистерны и др.).

## 2.5.1.4 Самозащищённость от реактивностных аварий и аварий типа UTOP

Реактор обладает отрицательным пустотным эффектом реактивности и отрицательным температурным коэффициентом реактивности.

Кроме стержней аварийной защиты (АЗ), срабатывающих по электрическим сигналам, реактор оснащен дополнительной прямодействующей системой АЗ (ДАЗ), не имеющей электрических приводов, стержни которой срабатывают по повышению температуры СВТ (плавкие замки).

2.5.1.5 Самозащищённость от аварий типа ULOF

При одновременной остановке двух насосов и несрабатывании основной аварийной защиты самозащищённость РУ обеспечивается пассивно за счет срабатывания стержней ДАЗ, инерционного выбега насосов и естественной циркуляции теплоносителей в теплоотводящих контурах.

## 2.5.1.6 Самозащищённость от аварий с течью трубок ПГ (SGTR)

Для локализации аварии с течью трубок ПГ в газовой системе первого контура предусмотрены конденсаторы пара, а в случае их отказа предусмотрен пассивный сброс парогазовой смеси через разрывные мембраны в барботер. Схема циркуляции СВТ в МБР обеспечивает эффективную гравитационную сепарацию пузырей пара на свободном уровне СВТ под крышкой МБР. Как показал опыт эксплуатации реакторов с СВТ на АПЛ при малой течи ПГ (до 10 кг/ч) нет необходимости останавливать РУ.

## 2.5.1.7 Самозащищённость от несанкционированного «замораживания» СВТ в РУ

Самозащищённость от несанкционированного «замораживания» СВТ в РУ при неработающем реакторе и низком уровне остаточного энерговыделения обеспечивается нулевым изменением объема СВТ при переходе из жидкого в твердое состояние. Сохранение работоспособности оборудования при «замораживанииразмораживании» СВТ подтверждено не только экспериментально на крупномасштабных моделях, но и в условиях эксплуатации РУ АПЛ.

## 2.5.2 Барьеры глубоко эшелонированной защиты

Исключение выхода радиоактивности в окружающую среду обеспечивается системой эшелонированных защитных барьеров в глубину, включающих:

 топливную таблетку из UO<sub>2</sub>, химически совместимой с CBT, удерживающую основную часть накопленных продуктов деления; – оболочку твэла, выполненную из коррозионно-стойкой в СВТ стали феррито-мартенситного класса, выдерживающей без повреждения аварийный перегрев до 900 °С в течение 5 минут, исключающей образование в аварийных условиях водорода. Коррозионная стойкость стали ЭП-823Ш подтверждена испытаниями на базе 50000 часов (продолжительность кампании). Установлено, что антикоррозионное оксидное покрытие на поверхности стали обладает свойством самозалечивания при механическом повреждении;

– СВТ, удерживающий в себе йод, цезий и другие продукты деления (кроме газообразных), которые могут попасть в него в случае потери герметичности оболочек твэлов. Полоний-210, образующийся в СВТ при облучении нейтронами висмута, находится в очень низкой концентрации (10<sup>-6</sup>) и образует термодинамически стойкое интерметаллическое соединение со свинцом. Эти факторы снижают испарение полония из СВТ в 10<sup>9</sup> раз, что обеспечивает сравнительно благоприятную радиационную обстановку при постулированной разгерметизации первого контура или трубопроводов газовой системы, работающих без избыточного давления.

Полоний определяет радиационную обстановку при разгерметизации газовой системы РУ и требует обеспечения соответствующих мер радиационной безопасности. Такие меры были разработаны и реализованы при эксплуатации РУ АПЛ с СВТ. Они оказались весьма эффективными, так как никто из лиц персонала (как военного, так и гражданского), принимавших участие в ликвидации последствий аварии (в реакторный отсек стенда 27/ВТ вытекло около 20 тонн радиоактивного СВТ) не получил дозу внутреннего облучения полонием, превышающую допустимую;

 – герметичный корпус МБР, оснащенный защитным кожухом, и трубопроводы газовой системы, исключающие выход радиоактивности в бокс РУ;

– герметизированный бокс РУ, защищенный от внешних воздействий железобетонным перекрытием толщиной 1,5 м, находящийся под небольшим разрежением относительно помещения центрального зала (ЦЗ), создаваемым системой вентиляции с выбросом воздуха через систему фильтров и вентиляционную трубу в атмосферу;

 защитную железобетонную оболочку здания толщиной 1,5 м, предназначенную для дополнительной защиты от внешних воздействий (падение самолета).

#### 2.5.3 Радиоэкологическая безопасность

На этапе хранения отработавшего ядерного топлива (OЯT) исключение выхода радиоактивности обеспечивается тем, что выгруженная из реактора тепловыделяющая сборка (TBC) погружается в стальной пенал, заполненный жидким свинцом, который помещается в ячейку хранилища, где отвод остаточного энерговыделения осуществляется пассивно за счет естественной циркуляции атмосферного воздуха. При этом на пути выхода радиоактивности в окружающую среду имеются четыре барьера безопасности: топливная таблетка, оболочка твэла, затвердевший свинец и герметичный пенал. В процессе эксплуатации практически не образуется жидких радиоактивных отходов (ЖРО), так как перегрузка топлива осуществляется без удаления теплоносителя из первого контура и его последующей дезактивации, при которой образуется большое количество ЖРО.

## 2.5.4 Толерантность к экстремальным внешним воздействиям

Для оценки потенциала безопасности реактора СВБР-100 в 2003 году был выполнен предварительный расчетный анализ последствий постулированной тяжелой аварии при сочетании таких событий, как:

- разрушение защитной оболочки здания реактора,
- разрушение железобетонного перекрытия реакторного бокса,

 разрушение трубопроводов газовой системы реакторного моноблока, размещенного в бетонной шахте ниже уровня земли, с прямым контактом свободного уровня свинцово-висмутового теплоносителя под крышкой моноблока с атмосферным воздухом,

- полное обесточивание АЭС.

Такое сочетание исходных событий возможно лишь при экстремальных событиях: военные действия, террористические акты, чрезвычайно редкие природные катастрофы и т. п. Результаты выполненного расчетного анализа показали, что даже в таком случае при самых неблагоприятных атмосферных условиях отселения населения за пределами трехкилометровой зоны не требуется.

Из проведенного анализа следует, что РУ СВБР-100 не является усилителем внешних воздействий. Поэтому масштаб повреждений будет определяться только энергией внешнего воздействия. РУ этого типа обеспечивают их повышенную устойчивость не только в случаях единичных отказов оборудования и ошибок персонала, но и в случаях умышленных злонамеренных действий, когда все специальные системы безопасности, работающие в режиме ожидания, могут быть преднамеренно выведены из строя. Катастрофические аварии типа Чернобыльской или Фукусимы, а также пожары, подобные случившемуся на реакторе «Монжу», здесь невозможны в принципе. Это особенно важно при строительстве АЭС в развивающихся странах с высоким уровнем террористической угрозы.

## 2.6 Удовлетворение основным требованиям к инновационным ядерным энергетическим системам IV поколения

Эффективное использование энергетического потенциала природного урана. Реактор СВБР-100 удовлетворяет этому требованию, поскольку в замкнутом ЯТЦ при использовании смешанного уран-плутониевого топлива он работает в режиме топливного самообеспечения, имея коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА), слегка превышающий единицу.

Принципиально более высокий уровень безопасности. Благодаря использованию химически инертного свинцово-висмутового теплоносителя, реактор СВБР-100 удовлетворяет этому требованию за счет высокого уровня внутренне присущей самозащищённости реактора, обусловленного очень низким значением запасенной потенциальной энергии в теплоносителе. Повышенное сопротивление к распространению ядерных делящихся материалов. Этому требованию реактор СВБР-100 удовлетворяет благодаря отсутствию воспроизводящих экранов, в которых может накапливаться плутоний оружейного качества, использованию урана с обогащением ниже 20% при работе на оксидном урановом топливе, большой продолжительности кампании (7–8 лет) без перегрузки топлива и отсутствию технических возможностей доступа к топливу в процессе кампании.

Принципиально более высокий уровень технологичности. Выполнение этого требования обеспечивается за счет полного заводского изготовления основного элемента РУ — реакторного моноблока и возможности его доставки на площадку АС в высокой готовности по железной дороге или другими видами транспорта.

*Приемлемые технико-экономические показатели*. Этому требованию реактор СВБР-100 удовлетворяет благодаря:

1) отсутствию многих систем безопасности, необходимых для традиционных типов реакторов в связи с высоким значением запасенной в теплоносителе первого контура таких реакторов потенциальной энергии;

 высокой серийности производства, обусловленной малым уровнем мощности реактора и высокой потребностью в энергоблоках малой и средней мощности;

 отсутствию необходимости проведения НИОКР и сооружения демонстрационного прототипа за счет использования в составе энергоблоков атомных станций различной мощности испытанного унифицированного реакторного модуля мощностью 100 МВт-э;

4) сокращения продолжительности инвестиционного цикла.

#### 2.7 Концепция коммерциализации

Опыт эксплуатации реакторов с СВТ на транспортных установках учтен в максимальной степени при разработке РУ СВБР-100. Однако условия эксплуатации оборудования РУ транспортных установок и РУ АЭС значительно различаются. Для РУ транспортных установок характерен режим эксплуатации в основном на низких уровнях мощности при пониженных температурах СВТ, в то время как для РУ АЭС характерен режим эксплуатации в основном на номинальной мощности. Кроме того, требования к ресурсу оборудования РУ АЭС существенно выше, чем к РУ транспортных установок. Требуют прямого подтверждения также технико-экономические показатели.

Всё это делает необходимым создание опытно-промышленного энергоблока с РУ СВБР-100. Следует подчеркнуть, что затраты на сооружение опытно-промышленного энергоблока (прототипа) являются одноразовыми, так как на базе испытанного унифицированного реакторного модуля могут создаваться ядерные энергоблоки различной мощности и назначения без проведения дополнительных НИОКР.

На опытно-промышленной РУ, которая будет оснащена дополнительными датчиками и устройствами, могут быть продемонстрированы в контролируемых условиях свойства внутренней самозащищённости и пассивной безопасности реакторной установки при сочетаниях отказов оборудования, ошибок персонала и моделировании умышленных злонамеренных действий. После проведения испытаний опытно-промышленного энергоблока и подтверждения проектных характеристик, РУ СВБР-100 будет готова к коммерциализации и широкому применению в составе энергоблоков AC различной мощности и назначения.

## 2.8 Текущий статус проекта и направления развития

В данном разделе использованы, в частности, результаты, приведенные в докладе на конференции МАГАТЭ FR-17 («Проект СВБР: текущий статус и направления развития», В. В. Петроченко, С. А. Григорьев, О. Г. Комлев, А. В. Кондауров, Г. И. Тошинский), г. Екатеринбург, 26–29 июня, 2017 г.

## 2.8.1 Состояние проекта в настоящее время

Проект СВБР-100 реализует АО «АКМЭ-инжиниринг», являющееся государственно-частным предприятием, образованным на паритетной основе Госкорпорацией «Росатом» и АО «Иркутскэнерго».

В настоящее время АО «АКМЭ-инжиниринг»:

признано эксплуатирующей организацией на этапах размещения и сооружения ОПЭБ с РУ СВБР-100;

 имеет право владеть на правах собственности ядерными материалами и ядерными установками;

 имеет лицензии Ростехнадзора на выполнение работ и оказания услуг эксплуатирующей организации при строительстве атомных станций;

 имеет лицензию Ростехнадзора на размещение ядерной установки в г. Димитровград Ульяновской области.

Стоимость проекта, включая НИОКР и сооружение ОПЭБ, возросла по опубликованным данным, с 15 млрд руб. в 2009 году, до 36 млрд руб. в 2014 году (по текущему курсу это около 550 млн долларов). Поэтому проект приостановлен. Основными задачами текущего этапа проекта являются определение возможностей по привлечению дополнительного финансового партнера (возможно и зарубежного), а также оптимизация решений ОПЭБ с целью снижения стоимости. Кроме того, необходимо определить облик серийных ACMM с РУ СВБР (САС), в соответствии с рекомендациями отраслевых экспертов и HTC № 8 Госкорпорации «Росатом» от 15.09.2015, который должен обеспечить их конкурентоспособность и инвестиционную привлекательность.

Проектная документация разработана в требуемом объеме. В составе проектной документации разработаны 12 разделов, включающие 210 томов и описывающие архитектурно-строительные, конструктивные, технологические и прочие решения ОПЭБ. В составе материалов обоснования лицензии на сооружение ОПЭБ разработаны предварительные материалы обоснования безопасности и вероятностный анализ безопасности первого уровня.

Анализ разработанной проектной документации выявил основные направления и масштабы оптимизации: снижение стоимости оборудования ОПЭБ, уменьшение удельных показателей (размеры площадки, объем основных зданий ядерного острова, масса тепломеханического оборудования к установленной мощности) и стоимости строительно-монтажных работ (СМР), снижение численности персонала и увеличение установленной электрической мощности.

Существенное влияние на проектные решения оказала технология обращения со свежим и отработавшим ядерным топливом. Так, например, высотные габариты реакторного здания определяются размерами перегрузочного оборудования, а габариты реакторного здания в плане определяются потребностями обеспечения транспортно-технологических операций по хранению свежих и отработавших ТВС и размещения перегрузочного оборудования.

### 2.8.2 Основные направления дальнейшего совершенствования проекта

Основные системные возможности улучшения технико-экономических характеристик (ТЭХ) САС состоят в использовании:

 возможности увеличения мощности реактора за счет снятия избыточного консерватизма и использования ряда технический решений;

- переход на перегретый пар;

 высокого уровня заводской готовности реактора, исключающего необходимость трудоемких монтажных работ на первом контуре, позволяющего существенно сократить срок сооружения САС;

 эффекта модульности (мощностной ряд, использование блочного и станционного оборудования для всех модулей РУ, входящих в состав ЯППУ);

- эффекта масштаба производства (серийность, «кривая обучения»);

– многоцелевого применения РУ (электричество, тепло, пресная вода, реновация блоков АЭС ВВЭР-440, реакторы которых исчерпали срок службы).

### 2.8.3 Общественные слушания в Димитровграде

Общественные слушания по предварительному выбору площадки сооружения ОПЭБ на базе РУ СВБР-100 проходили летом 2011 года вскоре после аварии в Японии на АЭС Фукусима. Зал Дворца культуры и науки им. Е. П. Славского был полон, тема вызвала большой интерес. Приведем возражения, которые высказывались на слушаниях или о которых писалось.

Не так все оказалось просто, потому что Димитровград размещен в местности, где на глубине 300 м когда-то был тектонический разлом. И хотя это относится к 5-балльной зоне землетрясений, «зеленые» движения — Гринпис, Беллона — выступали с критикой площадки, потому что, оказывается, в 1991 году было зафиксировано два сильных подземных толчка, которые напугали население. Работали специальные комиссии Института физики Земли, которые исследовали и сопоставляли эти толчки, записанные сейсмическими самописцами, с общей сейсмической активностью. Оказалось, что не так далеко от Димитровграда ведутся геологоразведочные работы по сканированию Земли и ее структуры, где используются подземные взрывы. Два их этих взрывов дали такой толчок почвы, который был чувствительным для населения; а поскольку информации об этих работах не было, то толчки вызвали испуг, а «зеленые» движения стали использовать это как аргумент против строительства. После этого работало много комиссий и однозначно было установлено, что толчки связаны именно с этими подземными взрывами.

НИИАР в течение многих лет осуществлял закачку жидких радиоактивных отходов в глубинные слои. Это вполне законная деятельность. Но закачка идет под высоким давлением. И высказывались опасения, что в результате этой деятельности может происходить нарушение пластов и радиоактивность может выйти на поверхность и нанести ущерб. Хотя это относится к деятельности НИИАРа, но все увязывается в единый узел, потому что рядом с площадкой НИИАР предполагается сооружение двух действующих реакторов — СВБР-100 и МБИР: МБИР на площадке внутри периметра, а СВБР — на примыкающей площадке. На это тоже есть заключение компетентных органов, которые знают, как ведет себя Земля. Есть официальные организации, которые несут ответственность за это дело, по заключению которых никаких экологических проблем для населения города не возникнет.

Кроме того, была юридическая зацепка для «зеленых» организаций — если объекты ядерной энергетики размещаются на территории НИИАР, то не нужно оценивать, как может повлиять авария на одном реакторе на другой реактор, это все проблемы одной эксплуатирующей организации. А СВБР-100 располагается на отдельной территории, у него своя эксплуатирующая организация, и в соответствии с законами нужно оценивать, к каким последствиям для СВБР-100 приведет авария на каком-либо из реакторов НИИАР. Это все тоже было преодолено.

«Зеленые» вообще критикуют ОВОС (отчет о воздействии на окружающую среду), потому что по правилам представления таких отчетов он должен оцениваться с позиций объекта хозяйственной деятельности, его необходимости. И они выступают с позиции — а нужен ли он? Говорят, что остановятся реакторы НИИАР, которые дают электроэнергию и тепло, — ну так можно построить станцию на газе, которая нам приятнее. Хотя электроэнергия будет дороже. Вы пишете, что будете использовать кадры для комплектования персонала ОПЭБ с реакторов НИИАР — а им самим не хватает персонала, у них дефицит, утечка кадров. В докладах и содокладах на все эти вопросы были даны исчерпывающие ответы.

Я в своем очень коротком выступлении остановился на полониевой проблеме, потому что это особенно возбуждает народ, рассказал о том опыте, который есть. Высказал такой пиаровский лозунг, что, когда пустили Первую в мире АЭС в Обнинске, приезжало множество делегаций из-за рубежа и «все флаги в гости были к нам», а когда построят СВБР — «все флаги в гости будут к вам», потому что это будет первый в мире реактор четвертого поколения, который откроет дорогу инновационным технологиям в атомной энергетике.

Очень важным было выступление представителей Федерального медикобиологического агентства (ФМБА). Это люди очень грамотные, потому что А. И. Бурназян, его основатель, — это генерал, врач, медик, который с самого начала, когда начались ядерные испытания, вел всю радиационную медицину в стране, и сейчас его имя носит это агентство. Они выступили со своими результатами расчетов всех радиоактивных выбросов, которые рассмотрены в проекте, и они сказали, что СВБР-100 полностью удовлетворяет требованиям с точки зрения охраны здоровья населения.

Среди выступавших было много людей, которые высказались в пользу сооружения этого энергоблока. Единственным диссонансом прозвучало выступление представителя Экологического союза, который есть и в Димитровграде, который не нашел ничего лучшего, как напугать всех тем, что СВБР-100 планирует использовать МОКСтопливо. В МОКС-топливе есть плутоний, чрезвычайно радиотоксичный элемент, и если всего 1 грамм плутония распределить по людям, то 40 миллионов людей получат годовую предельную дозу облучения. На это как раз потом ответил представитель ФМБА, который сказал, что во Франции 75 % мощностей от атомной энергетики, половина реакторов там работает на МОКС-топливе, где не 1 грамм, где тонны плутония крутятся, перерабатываются — неужели они не заботятся о своем населении? Белоярская станция, где строится БН-800, будет работать на МОКС-топливе. И, наконец, БОР-60 — «вы не знаете, что там 15 лет работают с МОКС-топливом?». Эколог сник, потому что был выбран очень неудачный, тенденциозный браковочный тезис.

В заключение глава города поблагодарил всех участников, всех выступавших за поддержку, сказал, что все замечания «зеленых» будут, во-первых, приобщены к отчету о слушаниях, во-вторых, в течение месяца будет открыт доступ всем жителям города к материалам для внесения своих предложений, пока не будет сформулировано окончательное заключение — т. е. все делается в соответствии с процедурами подобного рода. Технология СВБР, не обремененная в силу высокого уровня внутренней самозащищенности большими затратами на обеспечение безопасности, обладающая преимуществами модульности, обеспечивающая более высокие параметры пара по сравнению с водоохлаждаемыми реакторами (для САС), а значит и более высокий КПД, может позволить с большей вероятностью достичь требуемых значений LCOE по сравнению с другими ЯЭТ.

#### Заключение

Важной особенностью модульного реактора СВБР-100 является простота, а следовательно, и низкая стоимость вывода АЭС из эксплуатации. После удаления СВТ, который после рафинирования может быть использован в новых РУ, и выгрузки ОЯТ корпус МБР может быть выгружен из шахты и размещен в хранилище ТРО для спада радиоактивности. После чего в реакторном здании практически не остается радиоактивных материалов. Для легководных реакторов петлевого типа вывод из эксплуатации является более сложным и дорогим.

Именно сочетание в технологии СВБР отдельных преимуществ, присущих различным ЯЭТ, делает эту технологию перспективной для многих применений, адаптивной к внешним условиям.

Самое трудное в любом деле — сделать первый шаг. А. И. Лейпунский говорил, что новая идея на пути своей реализации проходит три этапа. Первый этап все говорят, что это полная чушь; проходит 15 лет, говорят — да, может быть из этого что-то и получится; проходит еще 15 лет, и те же люди говорят — да это же тривиально, это всем известно. Я думаю, что СВБР сейчас находится где-то в конце второго этапа.

## ТЕПЛОФИЗИКА

## Технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей в атомной энергетике и других отраслях промышленности

Р. Ш. Асхадуллин, А. Ю. Легких, В. П. Мельников, В. В. Ульянов

Тяжелые жидкометаллические теплоносители (ТЖМТ) на основе свинца и сплава свинец-висмут за счет своих уникальных свойств находят в настоящее время все большее применение не только в атомной энергетике, но и в других отраслях промышленности. История использования эвтектики свинец-висмут в качестве теплоносителя реакторных установок уходит корнями в 60-е годы, когда был создан дивизион атомных подводных лодок. Прорывные идеи научных организаций, включая АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», позволили занять мировое лидерство в атомном подводном флоте. С того времени накоплен богатый опыт применения ТЖМТ, разработаны технологии тяжелых теплоносителей (Pb-Bi, Pb) для создаваемых реакторных установок СВБР-100, БРЕСТ-ОД-300. Анализ выполненных за последнее десятилетие работ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по тематике тяжелых жидкометаллических теплоносителей представлен в данной статье.

## ТЖМТ в ядерной энергетике

Научные исследования по обоснованию использования расплавов тяжелых металлов и их сплавов в качестве теплоносителей реакторных установок начаты во второй половине 40-х годов ХХ века. В качестве возможных расплавов рассматривались в первую очередь ртуть, олово, свинец, висмут, эвтектический сплав свинца с висмутом. В США к концу 50-х годов от использования вышеуказанных расплавов отказались, а в СССР при научном руководстве А. И. Лейпунского сконцентрировались на создании паропроизводящих установок с эвтектическим сплавом свинец-висмут в качестве теплоносителя для кораблей ограниченного водоизмещения (рис. 1), т. е. с такими удельными массогабаритными показателями, которые невозможно достичь в установках с водяным теплоносителем. Недостаточная изученность свинцово-висмутового теплоносителя, и господствовавшее на начальном этапе его освоения представление, что путем очистки теплоносителя от избыточного кислорода со свободных поверхностей можно обеспечить и чистоту циркуляционного контура, привели в 1968 году к аварийной ситуации на подводной лодке проекта 645. Аварийную лодку пришлось вывести из эксплуатации, а вопросам поддержания качества теплоносителя с этого моменты было уделено пристальное внимание.

Выяснилось, что ключевой проблемой были частые и длительные ремонты парогенераторов, сопровождавшиеся разгерметизацией первого контура и постоянным накоплением шлаков на основе оксидов свинца. Отсутствие эффективного метода очистки первого контура в итоге привело к чрезмерному накоплению шлаков, их внезапному забросу в активную зону вследствие возрастания интенсивности течи парогенераторов, вызвавшему резкое ухудшение теплоотвода и последующее плавление тепловыделяющих элементов.

Создание работоспособной системы технологии свинцово-висмутового теплоносителя позволило в дальнейшем исключить такого рода аварийные ситуации и построить дивизион подводных лодок с реакторными установками, охлаждаемыми свинцово-висмутовым теплоносителем. В результате реакторы транспортных установок с теплоносителем Pb-Bi, эксплуатируемые в СССР, суммарно отработали на «ходовых» режимах около 20 реакторо-лет при общей наработке 80 реакторо-лет.

Жидкие металлы (натрий, свинец, сплав свинца с висмутом) к тому же являются единственными теплоносителями, удовлетворяющими всем требованиям в отношении теплоотвода и ядерных свойств, предъявляемым к энергетическим реакторам на промежуточных и быстрых нейтронах, а также к реакторам-бридерам. Именно этим объясняется наличие сразу трех крупных проектов гражданских реакторов на быстрых нейтронах, создаваемых в России (БН с натриевым теплоносителем, СВБР со свинцово-висмутовым теплоносителем, БРЕСТ со свинцовым теплоносителем), а также многочисленные зарубежные проекты разной степени проработанности (ELFR, ALFRED, MYRRHA, CLEAR и др.).

В России вопросам обеспечения технологии свинецсодержащих теплоносителей реакторных установок и исследовательских стендов по-прежнему уделяется значительное внимание. Системами контроля и поддержания качества свинецсодержащих теплоносителей оснащаются все вновь создаваемые реакторные установки и исследовательские циркуляционные контура и стенды, а культура



*Рис.* 1. Первая подводная лодка проекта 645 с реактором, охлаждаемым свинцововисмутовым теплоносителем

обращения с жидкометаллическими теплоносителями на предприятиях ГК «Росатом» повышается и совершенствуется.

Применительно к теплоносителям на основе свинца (свинец и эвтектический сплав свинца с висмутом) технология решает следующие задачи:

 обеспечение чистоты теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура для поддержания проектных теплогидравлических характеристик при длительных ресурсах работы установок;

2) предотвращение коррозии и эрозии конструкционных материалов при длительных ресурсах работы установок;

 обеспечение современных требований безопасности на различных этапах эксплуатации реакторной установки (подготовка теплоносителя, пуск реактора, текущая эксплуатация, ремонты и перегрузки, разгерметизация, режимы отклонения от условий нормальной эксплуатации).

Учитывая вышеперечисленное, современный комплекс мер по технологии свинецсодержащих теплоносителей обеспечивают следующие мероприятия: а) прием, подготовка теплоносителя и его загрузка; б) контроль и регулирование кислородного потенциала теплоносителя; в) водородная очистка теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура от шлаков на основе оксида свинца; г) фильтрация теплоносителя; д) очистка защитного газа от аэрозолей теплоносителя.

### Прием, подготовка теплоносителя и его загрузка

При приемке анализируется содержание в исходном материале (металле) для теплоносителя следующих примесей: Ag, Cu, Zn, As, Sb, Sn, Mg, Fe, Tl, Hg, Al, In, Cd, Na, Ca, Ni, Cr, Mn, Te, Co, Au, в случае свинцового теплоносителя и примесь Bi. Их источниками могут быть примеси из исходного сырья (Ag, Cu, Zn, As, Sb, Sn, Bi, Fe, Tl, Ni, Mn, Co, Au); технологические, поступающие из реагентов при производстве (Si, Ca, Fe, C) и очистке (Na, B, F, Cl, Si) «металла-сырца».

При выборе промышленной марки свинца и висмута для загрузки и использования в качестве теплоносителя учитывают следующие критерии: влияние примесей на радиационную обстановку, на ядерно-физические свойства реакторной установки, на коррозию конструкционных материалов, на шлакообразование; интенсивность наработки и переноса <sup>210</sup>Ро из газового контура. Всем критериям (с учетом возможной очистки от нерегламентируемых примесей в промышленных марках свинца и висмута) относительно разрабатываемых в настоящее время технических условий на свинцовый и свинцово-висмутовый теплоноситель в наибольшей степени удовлетворяют марки C1 для свинца (ГОСТ 3778-98) и ВИ00 для висмута, потенциальных для использования в качестве теплоносителя, приведен в таблице 1.

### Контроль и регулирование кислородного потенциала теплоносителя

Важной примесью в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях является растворенный химически активный кислород. С одной стороны, при снижении его концентрации ниже критической не обеспечивается надежная антикоррозионная защита конструкционной стали. С другой, наличие в контуре значитель-

### Таблица 1.

Элемент	C2	C2C	C1	C0	C00	ВИ1	ВИ00
Pb	99,95	99,97	99,985	99,992	99,9985	1,8	0,01
Ag	0,0015	0,002	0,001	0,0003	0,00001	0,12	0,00002
Cu	0,001	0,002	0,001	0,0005	0,00001	0,01	0,0001
Zn	0,001	0,002	0,001	0,001	0,0001	0,003	0,0005
Bi	0,03	0,02	0,006	0,004	0,0005	98	99,98
As	0,002	0,002	0,0005	0,0005	0,0005	0,0002	0,00007
Sn	0,002	0,001	0,0005	0,0005	0,0005	н/р	н/р
Sb	0,005	0,005	0,001	0,0005	0,0001	0,005	0,00002
Fe	0,002	0,001	0,001	0,001	0,0001	0,001	0,001
Mg					0,0001		
Ca	0,015	0,003	0,003	0,002	0,0001	F	le
Na					0,0001	регламен	тируется
T1					0,0001		
Cd					0,0001	(0,0001)	0,00005
Al	Не регламентируется				0,0005	Не регламентируется	
Hg	i i i i i i i i i i i i i i i i i i i				0,0001		
In					0,0001		

Промышленные марки свинца и висмута для использования в качестве теплоносителя, масс. доля, %

ной массы кислорода нежелательно, так как это может привести к накоплению недопустимого количества твердофазных оксидов в теплоносителе. Поэтому одним из основных контролируемых параметров при эксплуатации систем с теплоносителями на основе свинца и экспериментальных исследованиях массопереноса в циркуляционных контурах является концентрация C и термодинамическая активность кислорода a, растворенного в теплоносителе. Направление и интенсивность протекающих процессов, как правило, определяются уровнем и изменением термодинамической активности кислорода, которая измеряется кислород-ными сенсорами.

В теплоносителях на основе свинца термодинамическую активность кислорода принято определять по формуле:  $a = C/C_S$ , где  $C, C_S$  — текущая концентрация и концентрация насыщения растворенного кислорода в объеме теплоносителя с фиксированной температурой, соответственно. Т. е. при постоянстве текущей концентрации и температуры сохраняется постоянство термодинамической активности кислорода, а каждому температурному распределению текущей концентрации соответствует строго заданное температурное распределение термодинамической активности кислорода, определяемое температурной зависимостью концентрации насыщения растворенного кислорода. В экспериментальных исследованиях обычно используются кислородные сенсоры (рис. 2) на основе гальванических концентрационных ячеек с твердым электролитом  $ZrO_2+Y_2O_2$  и электродом сравнения Bi-Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Их показания в свинце определяются по уравнению:

E (вольт) = 131,2-1,54·10<sup>-2</sup>·T·(1+6,61·lg a).

Количество и место расположения кислородных сенсоров в каждом конкретном случае выбирается исходя из содержания и целей исследований. На выбор существенное влияние оказывают также представления о характере распределения примеси кислорода в теплоносителе. При этом преобладает точка зрения, согласно которой в реальном циркуляционном контуре реализуется изоконцентрационное распределение, поскольку циркуляция теплоносителя способствует выравниванию содержания примесей во всех его объемах.

Помимо контроля кислорода на всех стадиях эксплуатации реакторных и исследовательских установок необходимы также штатные средства, позво-



Рис. 2. Датчик активности кислорода с тремя электродами сравнения

ляющие поддерживать на заданном уровне и в заданной форме содержание примеси растворенного кислорода в теплоносителе при любых предусмотренных эксплуатационных режимах. Кислород в теплоноситель можно подать разными способами, например в виде газообразного или тройных смесей H<sub>2</sub>–H<sub>2</sub>O–He. Оптимальным признан твердофазный метод регулирования, который предполагает использование в качестве источника кислорода растворяемые гранулы PbO (рис. 3). Их размещают и удерживают в ограниченном по объему участке циркуляционного контура, сообщающемся с основным контуром. При этом гранулы, контактируя с циркулирующим теплоносителем, растворяются с выделением кислорода, который далее переносится по всему контуру с потоком.





Рис. 3. Гранулы оксида свинца: слева — исходные, справа — после работы в свинцовом теплоносителе в течение 3000 ч

## Водородная очистка теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура от шлаков на основе оксида свинца

Водородная очистка является важнейшим методом поддержания чистоты свинецсодержащих теплоносителей. С помощью водородной очистки газовыми смесями H<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O-Ar(He) химически разрушаются шлаки на основе оксида свинца, а свинец и висмут (при очистке свинцово-висмутового теплоносителя) возвращаются в состав теплоносителя. Водород является активным реагентом, восстанавливающим металл из оксида, водяной пар является защитой оксидных покрытий на поверхности конструкционных сталей, аргон или гелий являются инертными наполнителями газовой смеси для обеспечения взрывобезопасного содержания водорода в смеси. Газовые смеси могут подаваться в контур двумя способами: только в газовый объем контура и непосредственно в циркулирующий поток теплоносителя. В первом случае водород взаимодействует с отложениями только на свободных поверхностях теплоносителя, во втором — газовая смесь может разноситься по всему контуру, а водород взаимодействовать с отложениями во всех частях контура. Поэтому водородная очистка вторым способом более эффективна.

При водородной очистке протекают следующие процессы:

– водородное восстановление металла из оксидов в отложениях на поверхностях теплоносителя и конструкций контура по реакции  $Me_xO_y + yH_2 \leftrightarrow \leftrightarrow x Me + y H_2O$ , приводящее к разрушению отложений и последующему увлечению их частиц потоком;

 водородное восстановление металла из оксидных образований, циркулирующих вместе с теплоносителем;

извлечение из теплоносителя растворенного кислорода по реакции
 [O] + H<sub>2</sub> ↔ H<sub>2</sub>O ([O] — растворенный кислород);

– растворение в раскисленном теплоносителе оксидов из отложений на поверхностях и оксидных образований, циркулирующих вместе с теплоносителем:  $Me_xO_y \leftrightarrow x [Me] + y [O];$ 

– механическое разрушение отложений на поверхностях контура за счет усиления динамического воздействия двухкомпонентного потока; динамическое воздействие увеличивается вследствие возникновения дополнительных, по сравнению с однокомпонентным потоком, тангенциальных и нормальных напряжений вблизи твердых поверхностей загрязнений.

Для контуров установок петлевой конструкции ввод смеси H<sub>2</sub>–H<sub>2</sub>O–Ar(He) в циркулирующий со значительной скоростью (U≥1 м/c) теплоноситель можно проводить любым способом, обеспечивающим размер вводимых в теплоноситель пузырьков газа радиусом  $\leq$ 1 см. В дальнейшем, с учетом незначительной длины соединяющих элементы контура трубопроводов, малой площади свободных поверхностей теплоносителя, эффективного дробления газа в активной зоне, парогенераторах и насосах, такие пузыри эффективно переносятся потоком теплоносителя по всему контуру. В контурах усовершенствованной петлевой (ярким примером является реактор типа БРЕСТ-ОД-300) и моноблочной (наиболее известным представителем такой конструкции является СВБР-100) конструкции имеются каналы большой протяженности и с низкой ( $\leq$ 0,2–0,3 м/с) скоростью

142

течения, а также большие свободные поверхности теплоносителя. Поэтому в них существуют условия для эффективной агломерации и сепарации газовых пузырей радиусом ≥1 см. Для доставки газовой фазы во все участки контура необходимо применять только такие способы ввода, которые обеспечивают дробление газа до пузырьков размером Наиболее  $\leq 0.3$ MM. приемлемым является использование механических дробящих устройств, например механических диспергаторов газа (рис. 4).



*Рис. 4.* Механический диспергатор газа для проведения водородной очистки свинецсодержащих теплоносителей

## Фильтрация теплоносителя

Эксплуатация циркуляционных контуров со свинецсодержащими теплоносителями сопровождается образованием в циркулирующем теплоносителе невосстанавливаемых водородом взвешенных примесей, преимущественно оксидов элементов конструкционных материалов (железо, хром и т. д.). Окисление этих элементов происходит вследствие того, что они имеют большее сродство к кислороду, чем свинец. В зависимости от условий эксплуатации их суммарная концентрация может достигать ~ 10<sup>-3</sup> % по массе и более. В результате в локальных местах контура могут образовываться шлаковые отложения на основе оксидов компонентов конструкционной стали, повышающие температуру стенки, увеличивающие гидравлическое сопротивление трактов, нарушающие работу насосов и др. Поэтому в контуре необходимо создать условия, препятствующие формированию отложений. Это может быть достигнуто только непрерывным снижением концентрации образующихся в контуре высокодисперсных шлакообразующих частиц за счёт фильтрационной очистки теплоносителя, потому что интенсивность процесса шлакообразования прямо пропорциональна разности концентраций в теплоносителе и на стенке (где она равна нулю).

При эксплуатации контуров со свинецсодержащими теплоносителями применительно к процессу фильтрации волокнистыми материалами работает механизм, связанный с образованием так называемой связнодисперсной системы. За счет низкой скорости фильтрации и наличия фильтроматериала объёмного типа фильтр создает оптимальные условия, позволяющие концентрировать в нем взвешенные примеси. По мере накопления частиц между ними появляются слабые коагуляционные силы, приводящие к повышению вязкости среды, т. е. к образованию шлака внутри самого фильтра и



*Рис. 5.* Отработавший в контуре фильтр после разделки

предотвращению его выхода обратно в теплоноситель. На рисунке 5 представлена фотография фрагментов реально отработавшего в контуре со свинцом фильтра после его разделки. Видны входной и выходной патрубки (фланцы), обечайка (корпус) и фильтроматериал.

#### Очистка защитного газа от аэрозолей теплоносителя

Применительно к условиям эксплуатации циркуляционных контуров со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями при нормальной эксплуатации в качестве оценки можно принять загрязнение защитного газа на входе в тракты газовой системы на уровне C = 0,1-1 мг/м<sup>3</sup> для температуры теплоносителя 450 °C при минимальном расстоянии от поверхности. При обработке циркуляционных контуров газовыми смесями, а также при возможных течах парогенераторов следует ожидать увеличения концентрации пылевидных частиц до 10–40 мг/м<sup>3</sup>. Степень влияния загрязнения защитного газа пылевидными примесями на работоспособность оборудования, расположенного в газовой системе, в значительной мере зависит от принципа работы этого оборудования и его конструктивных особенностей.

Концентрация и дисперсный состав аэрозолей в газовых системах циркуляционных контуров со свинецсодержащими теплоносителями требуют наличия фильтрующих устройств с раздельными секциями очистки. Первая высокотемпературная секция предварительной фильтрации газа (эффективность фильтрации  $\approx 80\%$  от аэрозолей теплоносителя) предназначена для очистки от крупных аэрозольных частиц размером более 5 мкм. Обосновано размещение данной секции в горячих участках газовых систем, где температура газа достигает 450–600 °C. Для достижения параметров очистки в качестве фильтрующего материала предложено использовать иглопробивное металлополотно из термостойкой стали. Вторая низкотемпературная секция тонкой очистки газа (эффективность фильтрации 99,9% от аэрозолей теплоносителя) предназначена для очистки от мелких аэрозольных частиц размером более 0,3 мкм. Секция устанавливается на холодной стороне газовой системы с температурой газа до 40 °C. В качестве фильтрующего материала целесообразно использовать высокоэффективную стеклобумагу. Микрофотографии фильтроматериала приведены на рис. 6.



Рис. 6. Фильтроматериал для очистки газа: слева — иглопробивное металлополотно из термостойкой стали, справа — высокоэффективная стеклобумага

#### ТЖМТ в неядерной промышленности

Следует отметить, что только лишь реакторными установками не исчерпывается потенциал свинецсодержащих расплавов. Химическая инертность по отношению к воде и органическим веществам, высокая температура кипения и возможность иметь низкое давление в циркуляционном контуре, легко восстанавливаемый оксид свинца и заманчивый для многих процессов химической технологии обратимый металлооксидный цикл «металл — оксид металла», а также и многие другие физико-химические свойства позволяют рассматривать расплавы легкоплавких металлов в новых технологиях переработки твердого, жидкого и газообразного сырья.

## Жидкометаллический пиролиз твердых органических полимерных отходов

Актуальность проблемы состоит в том, что жизнь современного человека невозможна без образования и накопления техногенных отходов различной формы и состава. Существенная их часть представляет собой органические синтетические полимеры, которые в естественной среде могут разлагаться столетиями. При этом процесс разложения сопровождается выбросом в окружающую среду вредных элементов и соединений.

Одним из ярчайших примеров таких полимеров, проблема утилизации которого стоит наиболее остро на сегодняшний день, являются отработавшие автомобильные шины. Общемировые запасы отработавших автомобильных шин оцениваются в 60–80 миллионов тонн при ежегодном приросте до 10 миллионов тонн. Химический состав автомобильных шин крайне разнообразен: в покрышки входит большое количество различных субстанций (сталь, синтетические масла и клеи, серные соединения, полистирол, графит, нейлон и др.). Столь разнообразный химический состав накладывает ряд ограничений на процессы утилизации шин после их использования по непосредственному назначению, поэтому на практике широко применяются только три способа: механическое измельчение, сжигание, пиролиз.

Механическое измельчение с последующим включением продуктов измельчения в состав новых материалов (асфальт, резиновые покрытия дворовых и спортивных сооружений и др.) имеет ограниченный рынок и не позволяет переработать более 10% отработавших шин. Сжигание отработавших шин в котловых аппаратах для генерации тепловой энергии неэкологично и неэкономично, а в ряде стран законодательно запрещено. Процесс пиролиза любых органических полимеров представляет собой их химическое разложение при нагреве в бескислородной среде. При таком разложении возможно образование твердых, жидких и газообразных продуктов, включающих в свой состав целый спектр полезных товарных продуктов. При этом важно, чтобы длительность пиролиза была относительно невелика (менее 1 ч), так как ее увеличение приводит к уменьшению доли товарных продуктов в общей массе получившихся, а также ухудшает экономические показатели из-за эндотермичности процесса пиролиза и, как следствие, необходимости подводить дополнительное тепло. По этой причине «классический» пиролиз органических полимеров в инертном газе широкого применения так и не получил, в то время как в мире ведется активный поиск новых теплоносителей с относительно высокими коэффициентами теплоотдачи. Одним из возможных и, по-видимому, наиболее предпочтительным для применения при проведении пиролиза является расплав свинца.

На рисунке 7 представлен запатентованный вариант реализации жидкометаллического пиролизатора отработавших автомобильных шин. По схожей схеме была создана лабораторная установка для выявления основных закономерностей процесса.

Результаты лабораторных экспериментов показали, что использование свинцового теплоносителя в процессе пиролиза автомобильных шин существенно снижает длительность пиролиза по сравнению с «классическим» пиролизом в газе.

Подробнее остановимся на наиболее ценных жидких продуктах пиролиза. Их анализ выполнен на хроматографе «Кристалл-5000» с использованием колонки с сорбентом SE-30 на Хроматоне N. Состав получаемых жидких продуктов приведен в таблице 2. Там же для сравнения приведены продукты, получаемые при «классическом» пиролизе в газе.



*Рис.* 7. Схема устройства для пиролиза отходов из резинотехнических и полимерных материалов в свинцовом теплоносителе:

- 1 бак-реактор; 2 баллон газовый; 3 верхний трубопровод; 4 выемная кассета;
- 5 редуктор; 6 газовый трубопровод; 7 горловина; 8 фиксатор выемной кассеты;
- 9 днище; 10 расплав свинца; 11 запорная арматура; 12 конденсатор; 13 линия сброса газообразных продуктов; 14 нагреватель; 15 нижний трубопровод; 16 обечайка; 17 отводящий трубопровод; 18 сепаратор;
  - 19 съемная крышка бака-реактора; 20 теплоизоляция

#### Таблица 2.

Соединение	Пиролиз в свинце	«Классический» пиролиз				
		в газе				
Дипентен	5,3	0,3				
Бензолы	25,4	29,9				
Хинолин С <sub>9</sub> H <sub>7</sub> N	0,3	3,3				
Тиофен С <sub>4</sub> Н <sub>4</sub> S	0,2	6,7				
Циклоалканы, акланы, С8-С20	18,3	18,2				
Остальное	50,5	41,6				

Жидкие продукты пиролиза, ориентировочное содержание, % масс.

Видно, что при проведении жидкометаллического пиролиза в жидких продуктах заметно увеличивается доля дорогостоящих соединений, таких как дипентен. При этом существенно снижается содержание вредных и токсических серосодержащих и азотосодержащих соединений.

#### Получение синтез-газа в обратимых металлооксидных циклах Рb-РbО

Высокотемпературный прямоконтактный подвод тепла жидким металлом может использоваться для получения водорода из природного газа (а также практически из любого органического сырья) в процессах пиролиза и конверсии. При этом возможно протекание реакции:

$$(CH_4) + \langle PbO \rangle \Leftrightarrow (CO) + 2(H_2) + \{Pb\},$$
(1)

где вид скобок обозначает агрегатное состояние вещества: () — газообразное, () — твердое, { } — жидкое (расплав). Для простоты в качестве углеводорода приведен метан. На рисунке 8 отображена запатентованная схема жидкометаллического конвертера углеводородного сырья в увлажненный диоксид углерода, представляющего собой промежуточный продукт в цикле производства синтез-газа.

Оксидная конверсия может протекать при более низких температурах по сравнению с традиционной паровой конверсией метана. Повышение эффективности конверсии происходит за счет новых, ранее не применяемых процессов окисления углеводородов оксидами теплоносителя, присутствующими в зоне реакции в растворенном в расплаве виде и (или) в виде твердой фазы. Непрерывное получение PbO возможно непосредственно в контуре циркуляции при окислении жидкого металла кислородом воздуха по реакции:

$$(Pb) + \frac{1}{2}(O_2) \Leftrightarrow \langle PbO \rangle \cdot$$
 (2)

Для подтверждения практической реализуемости оксидной конверсии специалисты АО «ГНЦ Р — ФЭИ» совместно с коллегами из ИНХС РАН создали единую технологическую линию для получения жидких синтетических углеводородов из синтез-газа, получаемого в металлооксидном цикле Pb–PbO. В качестве исходного сырья использовались: метан по ТУ 51-841-87; топочный мазут марки М 40; измельченный антрацит марки АКО. Производительность по сырью составляла от 0,49 до 0,72 кг/ч.





Анализ полученного синтез-газа показал, что в основном он состоит из монооксида углерода и водорода в соотношении от 3:5 до 1:2, из малых количеств метана (до 0,5 % об.), азота (до 0,3 % об.), водяного пара (до 0,45 % об.), диоксида углерода (до 0,1 % об.). Для определения состава синтез-газа использовался лабораторный хроматограф с разделительной колонкой на основе материала «Порапак». Отдельно следует остановиться на примеси серы в синтез-газе. По результатам предварительных термодинамических расчетов прогнозировалось, что сера будет взаимодействовать в реакторе со свинцом и его оксидом с образованием нерастворимого сульфида свинца. Исходное содержание серы в сырье достигало 3 % мас. Содержание серы в синтез-газе при анализе на хроматографе с разделительной колонкой на основе материала «Хромосорб 107» не показало заметного содержания серы. Анализ пробы «на вынос» на содержание серы выявил содержание серы в синтез-газе на уровне 2,2-2,6·10<sup>-3</sup> % мас. Таким образом, экспериментально было доказано, что свинец химически связывает серу в нерастворимый сульфид свинца с понижением ее содержания в ценном продукте в ~ 1000 раз.

### Генерация водорода за счет термоэлектрохимического разложения воды в свинецсодержащих расплавах

При взаимодействии водяного пара со свинец содержащим расплавом (в качестве примера использован сплав свинца с висмутом) в диапазоне температур от 400 до 1000 °С может протекать реакция:

$${Pb-Bi} + (H_2O) \Leftrightarrow {Pb-Bi} + (H_2) + [O],$$
(3)

где вид скобок обозначает агрегатное состояние вещества: {} — жидкое (расплав), () — газообразное, [] — жидкое (растворенное).
Детальное изучение термодинамики реакции (3) показывает, что равновесное соотношение парциального давления водорода  $p_{\rm H_2}$  и паров воды  $p_{\rm H_2O}$  зависит от температуры, а также содержания растворенного кислорода в теплоносителе. Доля водорода в пароводородной смеси, находящейся в равновесии с расплавом Pb-Bi, может быть рассчитана по уравнению:

$$C_{H_2} \approx \frac{p_{\rm H_2}}{p_{\rm H_2O} + p_{\rm H_2}} = \frac{1}{a \cdot 10^{[2060/T+2,1]} + 1}$$
, [об. доля] (4)

где: T — температура, К; a — активность растворенного кислорода в теплоносителе,  $a = C_{[O]} / C_{[O]}^S$ ;  $C_{[O]}$ ,  $C_{[O]}^S$  — концентрация растворенного кислорода в расплаве в состоянии равновесия со смесью «пар — водород» и в состоянии насыщения соответственно.

Для наглядности анализа уравнения (4) на рисунке 9 приведен график равновесной концентрации водорода в свинцово-висмутовом расплаве в зависимости от активности растворенного кислорода при температуре 600 °C.

На основе предварительного анализа рисунка 9 можно сделать ряд важных выводов. В диапазоне активности от 1 до  $\sim 10^{-3}$  водород при взаимодействии пара с расплавом практически не образуется (область I). Здесь свинцово-висмутовый расплав почти инертен по отношению к воде, что может быть использовано для производства пара. Область II — переходная с малым равновесным содержанием водорода. В области III можно ожидать образования заметного количества водорода, т.е. использовать прямой контакт Pb-Bi с водой для производства водорода. В области IV в равновесной газовой фазе преобладает водород. Эта область характеризуется агрессивным воздействием расплава на конструкционные стали, которое сопровождается разрушением защитных оксидных покрытий на сталях.



*Рис.* 9. Зависимость концентрации водорода при обработке Pb-Bi водяным паром при 600 °C

Итак, при взаимодействии Pb-Bi при низком содержании кислорода (область III на диаграмме рисунка 9) с водяным паром, возможно получение водорода. Возможная схема реализации процесса представлена на рисунке 10.

Для интенсификации процесса получения водорода необходимо постоянно отводить растворенный в расплаве кислород из зоны реакции, так как в противном случае расплав станет инертен по отношению к воде, а реакция выделения водорода прекратится. Это можно осуществить при помощи специального кислородного насоса на основе YSZ, представляющего собой керамику, имеющую ионную проводимость по кислороду.

Для доказательства реализуемости и определения характеристик процесса термоэлектрохимического разложения воды в свинцово-висмутовом расплаве по схеме, близкой к изображенной на рисунке 10, был создан макетный образец и проведены его испытания. Кислород из расплава отводился через систему капсул из твердого оксидного электролита, через который пропускался электрический ток. В дальнейшем кислород сбрасывался в атмосферу. Зафиксированные результаты приведены в таблице 3.

Относительно небольшие концентрации полученного водорода объясняются несовершенством кислородного насоса, доработка которого является приоритетной задачей. Фактически эксперименты проводились в «промежуточной области» (область II на диаграмме рис. 9). Видно, что при таком способе разложения воды процессы целесообразно проводить при повышенных температурах ( $t \ge 800$  °C).



*Рис. 10.* Возможная схема генератора водорода при термоэлектрохимическом разложении воды в расплаве Pb-Bi

#### Таблица 3.

resymmetric nong rennin bodopoda npn pastonennin boda b paentiabe ro br							
t,	Расход	Активность	Расчетная	Характеристики получения			
°C	водяного	кислорода,	оценка	водорода			
	пара, л/ч	измеренная	равновесной	Скорость	Концентрация		
		при данной	концентрации	наработки	водорода, %		
		температуре	водорода, %	водорода, л/ч			
690	45,5	$2,7 \cdot 10^{-3}$	2,1	0,5	1,1		
790	45,3	$4,1.10^{-3}$	7,4	2,9	6,4		
810	45,2	8,5.10-4	22,8	4,2	9,3		
830	46,7	~1.10-4	46,7	7,1	15,2		

Результаты получения водорода при разложении воды в расплаве Pb-Bi

Также очевидно, что благодаря использованию высоких температур данный способ разложения воды будет экономически выгоднее обычного низкотемпературного электролиза. Кроме того, наличие высокочистого кислорода в качестве второго продукта реакции является очевидным преимуществом.

# Испарение водных растворов, в том числе солевых, за счет прямоконтактного жидкометаллического подвода тепла

Производство водяного пара различных параметров для энергетики, химических и нефтехимических предприятий, коммунального хозяйства и др. занимает один из главных секторов российского и мирового потребления энергии. Дефицит пресной воды (как питьевой, так и технической) будет являться одной из острейших проблем, с которыми встретится человечество в третьем тысячелетии. В прошедшие годы энергетические затраты на опреснение воды неуклонно возрастали. В настоящее время технологии производства пара и дистилляции водных растворов основаны на использовании кожухотрубных аппаратов, которые используются наряду с устройствами обратного осмоса, электродиализа с ионообменными мембранами и при опреснении морской и материковой воды. Используемые технологии производства пара и пресной воды требуют сложного, дорогого, металлоемкого, с большим энергопотреблением теплообменного оборудования. Его применение осложняется процессами коррозии конструкционных материалов под агрессивным воздействием на них воды при повышенных температурах, отложениями на теплопередающих поверхностях, термической усталостью элементов конструкций и вибрационным воздействием на них агрессивной среды. Поэтому необходимы частые ремонты и замена узлов технологических систем.

Как уже было отмечено на рисунке 9, в области I вода (водяной пар) и тяжелые жидкометаллические теплоносители химически взаимодействуют чрезвычайно слабо. Этот факт позволяет осуществлять передачу тепла от расплавов Pb, Pb-Bi к воде без использования теплопередающих перегородок (при их непосредственном контакте). На рисунке 11 приведена запатентованная схема контактного теплообменного аппарата дистилляционного действия. Макетные образцы дистилляторов неоднократно создавались и испытывались в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Последний из них имел объем зоны испарения ~2,5 л. Результаты испытаний вышеуказанного



Рис. 11. Жидкометаллический дистиллятор водных солевых растворов: 1 – внутренняя колонна; 2 – днище внешней колонны; 3 – корпус внешней колонны; 4 – корпус впускного устройства; 5 – крышка внешней колонны; 6 – крышка впускного устройства; 7 – нагреватель; 8 – наружная труба; 9 – перфорация; 10 – рабочая камера; 11 – трубопровод отвода пара; 12 – трубопровод подачи воды

макетного образца позволили доказать, что при дистилляции как солевого раствора, так и пресной воды не происходит насыщение расплава Pb-Bi кислородом (рис. 12). Линия насыщения расплава Pb-Bi кислородом соответствует ~ 70 мВ по показаниям кислородного сенсора, в эксперименте же не удалось окислить расплав сильнее, чем на 150 мВ. Это соответствует примерно тысячекратному не достижению до насыщения расплава кислородом. В ходе испытаний величина удельной производительности по сырью в 1 дм<sup>3</sup> теплоносителя за 1 ч составила 139 кг-дм<sup>3</sup>/ч, что примерно в 1,5 раза выше этой же характеристики для парогенераторов, разрабатываемых для реакторных установок баковой конструкции со свинецсодержащими теплоносителями.

Важно также и качество получаемого после дистилляции конденсата, он должен быть очищен как от исходных примесей соли, так и от примесей свинца. Данная проблема успешно решается применением высокоэффективных газовых фильтров на основе спецматериалов (рис. 6) и проведением очистки в газопаровой фазе.



*Рис. 12.* Показания кислородного сенсора при дистилляции пресной и соленой воды в объеме расплава Pb-Bi

с их содержанием в питьевой воде, мг/кг				
Соединение	NaCl, мг/кг	Рb, мг/кг		
Конденсат после подачи Рb-Ві в испаряемую воду	26	0,027		
Конденсат после подачи воды под уровень Pb-Bi	42	0,023		
Конденсат после подачи воды на зеркало Pb-Bi	19	0,021		
Содержание примесей в питьевой воде				
по ГОСТ 2874-82	350	0.03		

Примеси соли и свинца в пробах водного конденсата в сравнении

## Таблица 4.

Получаемый при исследованиях конденсат передавался на анализ в специализированную лабораторию СЭС города Обнинска, а результаты их исследований приведены в таблице 4.

Как видно из данных таблицы, получаемый после прямоконтактной дистилляции водный конденсат по содержанию соли и свинца не уступает пресной воде.

### Заключение

Успешное обоснование технологии свинецсодержащих теплоносителей позволяет гарантировать их безопасную эксплуатацию в первых контурах реакторных установок типа СВБР и БРЕСТ. Новые знания, полученные при разработке технологии свинецсодержащих теплоносителей, стали основой для создания новых, так называемых неядерных технологий применения таких расплавов.

Экспериментально доказаны и запатентованы технологии, использующие новый физический принцип подвода тепла — непосредственное смешение перерабатываемого сырья и свинецсодержащего расплава. Наилучшие перспективы развития прослеживаются у технологий пиролиза твердых органических отходов, производства синтез-газа в обратимых металлооксидных циклах, термоэлектрохимического разложения воды с получением газообразных водорода и кислорода, дистилляции водных растворов с любым исходным солесодержанием до сухого остатка соли.

## Закономерности теплообмена и верификации теплогидравлических кодов для реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления (некоторые итоги)

## П. Л. Кириллов

В настоящее время основу ядерной энергетики в стране и мире составляют тепловые реакторы с водой под давлением. Это положение, вероятно, сохранится на долгие годы. Система с тепловыми реакторами не исчерпала внутренних возможностей — повышения термодинамической эффективности и более экономного использования топлива. Признано, что одним из путей дальнейшего развития водоохлаждаемых реакторов является повышение давления и КПД термодинамического цикла путем перехода на сверхкритическое давление (СКД), как это произошло в обычной тепловой энергетике 60–70 лет тому назад.

При существующих условиях разработка конструкции реактора, его узлов и оборудования может занять в лучшем случае не менее 20–30 лет. Учитывая возможные трудности с запасами и производством топлива в середине XXI столетия, целесообразно уже теперь приступить к разработке реактора на СКД с быстрым или с быстро-резонансным спектром нейтронов. Важной особенностью таких реакторов является высокая эффективность использования топлива. При использовании МОКС-топлива в реакторах на СКД можно достигнуть коэффициента воспроизводства топлива около или больше единицы.

Строительство АЭС сегодня занимает минимум 7–8 лет, что значительно отличается от времени строительства ТЭС и газовых электростанций. Длительный срок снижает привлекательность инвестирования в строительство АЭС, уменьшает конкурентоспособность, приводит к замораживанию средств и увеличению стоимости капиталовложений.

Идентичность тепловых схем АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, сходные (почти одинаковые) температурные условия и другие параметры могут сделать структуру атомной энергетики будущего достаточно однородной и по схемам, и по оборудованию. Более того, вся энергетика (тепловая и атомная) в таком случае будет оснащена однотипным оборудованием, что является мощным экономическим преимуществом.

# История и состояние развития направления инновационных ядерных реакторов с водой при сверхкритическом давлении

Идея применения воды сверхкритического давления в реакторах обсуждается с начала 60-х годов. Впервые этот вопрос применительно к канальным реакторам был поднят в докладе Н. А. Доллежаля и др. на 3-й Международной конференции ООН по использованию атомной энергии в мирных целях. В России использование теплоносителя закритических параметров рассматривалось в различные годы в НИКИЭТ, РНЦ «Курчатовский институт», ОКБ «Гидропресс» и ГНЦ РФ – ФЭИ. Повышение давления — необходимый, естественный путь увеличения экономичности водоохлаждаемых реакторов, поскольку существующие АЭС с такими реакторами имеют низкий КПД (31–34%).

Концепция ядерного реактора типа ВВЭР СКД (SCWR — Supercritical Water-Cooled Reactor), охлаждаемого водой при сверхкритическом давлении (СКД), разрабатывается в разных странах по программе реакторов 4-го поколения (МФП-IV) как один из перспективных вариантов. По этой программе (Международный форум «Поколение IV» — Generation IV International Forum, GIF) концептуальные предложения SCWR развиваются с начала текущего тысячелетия более чем в 45 организациях (международные и национальные научно-технические центры, проектно-конструкторские фирмы и др.) в 16 странах (США, Канада, Германия, Япония, Южная Корея, Китай и др.). Привлекательность этой концепции во всех странах подтверждается большим количеством публикаций в различных научно-технических журналах мира. По направлению (SCWR) только за 2007– 2017 годы опубликовано наибольшее количество статей (1200) по сравнению с количеством публикаций других направлений МФП–IV, т. е. каждые три дня появлялась одна статья, а после 2017 года темпы еще увеличились.

В соответствии с регламентом МФП регулярно для каждого направления проводятся совещания (поочередно в каждой из стран-участниц). В 2011 г. Россия в лице Госкорпорации «Росатом» и организаций, входящих в ее структуру, была принимающей стороной подобного совещания. Рамочное соглашение подписано 10 членами МФП, принимающих участие в работе руководящих структур МФП и в конкретных договоренностях по реакторным системам. Госкорпорация «Росатом» назначена Распоряжением Правительства РФ от 30.07.2009 № 1050-р исполнительной организацией по реализации Рамочного соглашения о сотрудничестве по НИОКР для ядерно-энергетических систем поколения (МФП–IV).

Вышли основные положения стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 г. (Утверждены распоряжением ГК «Росатом» от 24.05.2018 №1–1/366-Р), где п. 4.1 гласит:

«Наращивание мощностей и модернизация реакторов ВВЭР. Создание инновационного ВВЭР: Следующий шаг в развитие ВВЭР на долгосрочную перспективу целесообразно делать в направлении перехода к сверхкритическому давлению теплоносителя в рамках международного сотрудничества «Генерация IV» — реактор ВВЭР-СКД...».

В 2018 году в ГК «Росатом» утверждена ПРОГРАММА совершенствования технологии ВВЭР и повышения ее привлекательности в условиях двухкомпонентной ядерной энергетической системы, где в п. 3 — Задачи развития технологии ВВЭР в дальнесрочной перспективе отмечено: 3.1 Разработка ВВЭР-СКД — корпусного энергетического реактора с закритическими параметрами теплоносителя для эффективной работы в системе ЯЭ Российской Федерации в замкнутом ЯТЦ с самообеспечением топливом и высоким КПД.

## Особенности использования воды при СКД в энергетике

В мировой практике имеется большой опыт использования воды при сверхкритических (25–30 МПа) и суперсверхкритических (30–37 МПа) параметрах в тепловой энергетике. <u>Работают сотни блоков (!) в разных странах</u>, но пока отсутствует опыт использования воды СКД в качестве теплоносителя ЯЭУ. Для внедрения этих параметров в ядерную энергетику требуется решить комплекс научнотехнических проблем, включая обоснование нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик, материаловедческие исследования, а также разработку оптимального водно-химического режима (ВХР).

Вода при СКД подобна неполярным растворителям, и все примеси, включая соли сильных кислот и оснований, образуя ионные пары, практически не диссоциируются в ней. Молекулярная структура воды при СКД хорошо известна. Она является гетерогенной и состоит из кластеров, которые окружены менее плотными областями не связанных между собой газоподобных молекул.

Закономерности теплообмена при течении такого теплоносителя (вода СКД), характеризуются сильным изменением свойств, отличаются от тех, которые наблюдаются в жидкостях и газах при умеренных давлениях и температурах. При рабочих режимах параметров (P = 25 МПа,  $T_{BbIX} = 500-625$  °C) возникает резкое изменение физических свойств воды.

В псевдокритической области возникают изменения структуры потока воды вследствие неоднородности температуры. При этом могут возникать значительные перепады плотности и вязкости, а также радиальные перемещения массы между ядром потока и пограничным слоем, прилегающим к стенке.

В потоках воды при СКД возможно возникновение теплогидравлической неустойчивости течения теплоносителя, неравномерное распределение энерговыделения по объему активной зоны. Таким образом, несмотря на данные, накопленные при проектировании энергоблоков СКД в тепловой энергетике на органическом топливе и опыт создания реакторов типа BWR и PWR, разработка базы знаний для теплогидравлического обоснования концепции ВВЭР СКД является одной из актуальных проблем современной ядерной энергетики.

## Выявленные данные и базы данных зарубежных и российских экспериментальных исследований теплообмена к воде при СКД в трубах

Осуществленный информационный поиск позволил найти 32 набора экспериментальных данных, полученных российскими исследователями за период с 1957 по 1987 гг. по теплообмену к потоку воды при СКД в вертикальных трубах для условий нагрева. Характеристики этих исследований охватывают параметры режимов в диапазонах: h=400-3350 кДж/кг, G=170-10000 кг/(м<sup>2</sup>·c), q=0,13-3,4 МВт/м<sup>2</sup>. В большинстве работ данные приведены в виде графиков, представляющих распределение температуры стенки по длине обогрева или как функции энтальпии потока воды на входе.

Выполнена оцифровка экспериментальных данных, полученных ранее (1966–1968). На основе выборки данных, полученных при наиболее совпадающих

параметрах, сформирован банк экспериментальных точек в отдельных областях режимов теплообмена к воде СКД. Данные Шицмана (1963) для вертикальной трубы d=8 мм сопоставлены с данными Ямагата (1971) и Аккермана (1970), полученные на трубах, соответственно, с d=7,5; 10 мм и d=9,4 мм при P=22,6-24,5 МПа.

Массив экспериментальных данных по теплообмену к воде СКД в трубах, полученный при обработке результатов многих исследований за период с 1957– 1985 гг., характеризуется умеренным разбросом, который обусловлен разными условиями экспериментов и погрешностями процедуры оцифровки графиков. Проведена сравнительная оценка данных по теплообмену к воде при СКД в трубах, содержащихся в различных базах данных:

База данных комиссии по атомной энергии Канады и Университета Оттавы (AECL-<u>U</u>O); 28 исходных наборов, 6000 экспериментальных точек

База данных Института технологии Университета Онтарио (UO), Канада; 20 исходных наборов, 7997 экспериментальных точек.

База данных Шанхайского транспортного университете (SJTI), Китай; 13 исходных наборов, 11860 экспериментальных точек.

База данных Штуттгартского университета, Германия; 15 исходных наборов, 2936 экспериментальных точек.

Эти базы данных включают 36030 точек, но после исключения дублирующих исходных наборов опытных данных общее число точек по теплообмену к воде СКД в трубах равно 24121. Большая доля массива данных в этих базах получена в результате оцифровки графиков из доступных источников. В базе данных AECL–<u>UO</u> из 28 исходных наборов около 50% составляют работы российских ученых. Большинство экспериментальных точек в базах для труб получены путем оцифровки графических зависимостей.

Выявлены следующие экспериментальные исследования по теплообмену к воде СКД в трубе, выполненные в России и за рубежом, за период с 1967 по 2005 гг. для условий, которые непосредственно моделируют рабочие условия ВВЭР СКД, а именно: Херкенрата (1967), Смолина (1981), Письменного и Разумовского (2005), Кириллова и др. (2005). База данных ГНЦ РФ – ФЭИ основана на результатах прямых измерений теплообмена к воде СКД в трубе диаметром 10 мм, на длинах 1 и 4 м, включающих все основные режимы теплообмена.

## Экспериментальные исследования физических особенностей и закономерностей теплообмена к воде при СКД в трубах. Численное моделирование теплообмена к воде СКД методами СFD

Рассмотрены основные явления, возникающие в режимах ухудшенного теплообмена, на основе данных для восходящего потока воды СКД в вертикальной трубе с d = 8 мм. Распределения температуры стенки по длине трубы имеют характерные ярко выраженные максимумы, которые смещаются по направлению к входу в трубу с увеличением тепловой нагрузки. Ухудшенные режимы теплообмена также были обнаружены в экспериментах ГНЦ РФ – ФЭИ. Раскрыты особенности механизма режима ухудшенного теплообмена на основе моделей, разработанных Петуховым, Поляковым, Протопоповым, Зейгарником и Кургановым. Проанализированы эмпирические корреляции для определения границы начала ухудшенного теплообмена. Механизм ухудшенного теплообмена к воде при СКД, разработанный в теоретических и экспериментальных работах российских исследователей, требует только дальнейшего уточнения на основе проведения экспериментов в многостержневых моделях тепловыделяющих сборок (TBC). В инженерной практике граница начала ухудшенного теплообмена, приводящего к резкому увеличению температуры поверхности стенки канала, определяется параметром

$$q/pw^2 = 0,6-1,0$$
 кДж/кг.

Рассмотрены особенности выбора замыкающих соотношений для численного моделирования теплообмена к воде СКД методами CFD (компьютерные гидродинамические коды). Моделирование реального теплогидравлического процесса разделяется на 4 этапа:

1) задание стратегии моделирования,

2) задание модели течения,

3) проведение численного анализа течения,

4) обработка результатов с использованием постпроцессора.

На первом этапе определяется геометрия физической системы, свойства материалов и параметры потока с учетом наиболее адекватной физической модели. Именно первый этап, на котором определяются замыкающие соотношения, является принципиально важным для успешного выполнения численного моделирования.

В основе кодов CFD, основанных на методе локальных параметров, например FLUENT, ANSYS, CPX 10.0, STAR–CD, применяется численное решение уравнений Рейнольдса. Запись исходных уравнений производится в декартовой системе координат. На основе системы этих уравнений осуществляется численное моделирование процессов переноса количества тепла, импульса и массы при движении вязкой сжимаемой жидкости. Для исследования механизма теплообмена к потоку воды СКД разработаны различные k-e модели турбулентности для низких и высоких чисел Рейнольдса в пристенном слое. Здесь k — кинетическая энергия турбулентных пульсаций, e — скорость диссипации кинетической энергии турбулентности. Выполнено сравнение российских поканальных кодов МИФ-СКД, ТЕМП–СК, КЕДР) модифицированных для расчета теплообмена к потоку воды. Сравнение с результатами зарубежных исследователей показывает, что одной из актуальных задача является усовершенствование моделей турбулентности, включая исследование модифицированной многомерной модели RNG — (Renonnalization Group Method).

По результатам российских работ описаны режимы нормального и ухудшенного теплообмена, с использованием моделирующих рабочих жидкостей — двуокиси углерода (CO<sub>2</sub>) и фреонов. Такое моделирование позволяет устранить трудности экспериментов на воде СКД, вызванных высокой температурой и давлением, а также упростить эксперимент и снизить финансовые затраты на исследования. Проведена оцифровка экспериментальных данных по теплообмену CO<sub>2</sub> при СКД в трубах за период 1966–1985 гг. в России. Проанализированы результаты исследований в России и за рубежом по моделированию теплообмена к воде при СКД в пучке стержней с использованием фреона как модельной жидкости. Наибольший массив экспериментальных данных получен в ГНЦ РФ – ФЭИ на фреоне-12 (R12) для семистержневой модели при 19 режимах, включая нормальный, ухудшенный и улучшенный режимы теплообмена.

Обсуждена *методология обработки экспериментальных данных по теплообмену* при СКД по результатам работ зарубежных исследователей (Канада, Япония, Корея, Китай), представленных в виде корреляций для расчета коэффициента теплообмена.

Рассмотрены возможности применения метода CFD для определения механизмов ухудшенного теплообмена. Обобщены результаты работ по скелетным таблицам для теплообмена в закритической области (Канада, Германия). Показаны возможности применения метода нейронных сетей для разработки скелетных таблиц для теплообмена в закритической области на основе опыта НИЯУ МИФИ.

# Экспериментальные стенды для исследований теплообмена к потоку воды при СКД за рубежом и в России в трубах и пучках стержней

Подготовлена оценка (обзор) современного уровня теплогидравлических стендов для экспериментальных исследований теплообмена к потоку воды при СКД за рубежом. В основном проводится модификация и введение в строй теплогидравлических стендов на двуокиси углерода, частично на фреоне. Исходя из опыта ГНЦ РФ – ФЭИ, моделирование с использованием  $CO_2$  может применяться только для простой геометрии. На точность результатов при моделировании оказывает сильное влияние чистота исходного теплоносителя и наличие примесей. Контроль примесей в  $CO_2$  часто не проводится, и поэтому надежность результатов, полученных на этом теплоносителе, сомнительна.

Теплогидравлические стенды ГНЦ РФ–ФЭИ (3–12 МВт) высокого давления на воде являются в настоящее время единственными в мире реально функционирующими стендами, позволяющие моделировать теплообмен при СКД на моделях ТВС промышленного масштаба.

Разработаны технические требования по совершенствованию крупнейшего (12 МВт) теплогидравлического трехконтурного стенда СВД-2 для проведения экспериментальных исследований теплообмена к воде СКД в пучке стержней.

Подготовлен проект универсального экспериментального устройства модели из 7–19-стержневой сборки, которая может устанавливаться на стенд. Разработана программа экспериментальных исследований по теплообмену к потоку воды в пучке стержней в ГНЦ РФ – ФЭИ, результаты которых должны восполнить недостаток данных, необходимых для верификации теплогидравлических расчетов.

Ниже приводится список публикаций, в основном последних 15 лет, в которых можно отыскать ссылки на наиболее важные предыдущие. Как уже упоминалось выше, количество публикаций по теме насчитывается более 1200 только за 2007–2017 годы, а за более продолжительный период, по-видимому, около 2000. Важным обстоятельством в приводимых здесь публикациях является наличие в них ссылок на обзоры последних лет.

## Список литературы

- 1. Кириллов П. Л. Переход на сверхкритические параметры путь совершенствования АЭС с водоохлаждаемыми реакторами // Теплоэнергетика, 2001. — № 12. — С. 6–10.
- Баранаев Ю. Д., Кириллов П. Л., Поплавский В. М. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Атомная энергия, 2004. — Т. 96. — Вып. 5. — С. 375–380.
- Конобеев Ю. В., Биржевой Г. А. Перспективы использования высоконикелевых сплавов в энергетических реакторах с водой сверхкритического давления // Атомная энергия, 2004. — Т. 96. — Вып. 5. — С. 394–403.
- Драгунов Ю. Г., Махин В. М., Семченков Ю. М. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР–СКД) — перспективные реакторы 4-го поколения // Доклад на 5-й межд. научно-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 29.05 — 01.06. 2007, г. Подольск, ФГУП ОКБ «Гидропресс».
- 5. Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен при сверкритических давлениях и границы ухудшения теплообмена // Теплоэнергетика, 2006. –№ 4. С. 46–51.
- 6. Кириллов П.Л. Водоохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров // Теплоэнергетика, 2008. № 5. С. 2–5.
- Mokry S., Farah A., King K., Gupta S., Peiman W., Pioro I., Kirillov P. Development of a Heat-Transfer Correlation for Supercritical Water Flowing in a Vertical Bare Tube // Proc. Intern. Heat Transfer Conf. IHTC-14, Aug.8 — 13, 2010. Washington. Paper IHTC14–22908. See also Nucl. Eng. Des. 2011, vol. 241, (4), pp. 1126–1136.
- Zahlan H., Groeneveld D.C., Tavoularis S. Look-Up Table for Trans-Critical Heat Transfer // The 2-nd Canada-China Workshop on Supercritical Water–Cooled Reactors, Toronto, Apr. 25–28, 2010. Paper P036.
- 9. Кириллов П.Л. Водоохлаждаемый реактор ВВЭР–СКД (предварительные разработки) // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2013. № 1. С. 5–14.
- Heat Transfer Behaviour and Thermohydraulics Code Testing for Thermohydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs) // IAEA — TECDOC — 1746, Vienna, 2014.
- 11. Schulenberg T., Leung L., Oka Y. Review of R&D for supercritical water cooled reactors // Progress in Nuclear Energy, 2014. Vol.77. Pp. 282–299.
- 12. Калякин С.Г., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Богословская Г.П., Никитенко М.П., Махин В.М., Чуркин А.Н. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Теплоэнергетика, 2014. — № 8. — С. 13–19.

- D. Huang, Z. Wu, B. Suden, et al.. A brief review on convection heat transfer of fluids at supercritical pressures in tubes and the recent progress // Appl. Energy, 2016, vol. 162, pp. 494–505.
- Y. Su, K.S. Chaudry, W. Tien, et al. Optimization study for thermal efficiency of supercritical water reactor nuclear power plant //Annals of Nuclear Energy, 2014, vol. 63, pp. 541–547.
- 15. M. Zhao, H.Y. Gu, X. Cheng. Experimental study on heat transfer of supercritical water flowing downward in circular tubes // Annals of Nuclear Energy, 2014, vol. 63, pp. 339–349.
- 16. Pioro I., Duffey R., Nuclear Power as a basis for future electricity generation // J. Nucl. Eng. and Rad. Sci. 2015, 1(1): 011001 (19 pages).
- W. Chen, X. Fang, Yu Xu, X. Su. An assessment of correlations of forced convection heat transfer to water at supercritical pressure //Annals of Nuclear Energy, 2015, vol. 76, pp. 451–460.
- H. Wang, O.C. Bi, Z.D. Yang et al. Experimental and numeral investigation of heat transfer from a narrow annulus to supercritical pressure water // Annals of Nuclear Energy, 2015, vol. 80, pp. 416–428.
- A. Farah, G. Harvel, I. Pioro Analysis of computational dynamics code FLUENT for Supercritical water heat transfer in vertical bare tubes // J. Nucl. Eng. and Rad. Sci. 2016, vol. 2(3): 031016 (12 pages).
- Z .Shen, D. Yang, S.Y. Wang, et al. Experimental and numeral analysis of heat transfer to water of supercritical pressures // Int. J. Heat Transfer, 2017, vol. 108, pp. 1676–1688.
- 21. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А. и др. Стратегический взгляд на ядерную энергетику России на современном этапе // Атомная энергия, 2017. Т. 132, (3). С. 123–127.
- H. Wang, Laurence K.H. Leung, W. Wang, Qincheng Bi A review on recent heat transfer studies to supercritical pressure water in channels // Applied Thermal Engineering, 2018, vol.142, pp. 573–596.
- Y. Liu, Q. Li, X. Duan et al Thermodynamic analysis of a modified system for a 1000 MW single reheat ultra-supercritical thermal power plant // Energy, 2018, vol. 145, pp. 25–37.
- S. Wang, D. Yang, Y. Zhao et all. Heat transfer characteristics of spiral water wall tube in 1000MW ultra-supercritical boiler with wide operating load mode // Appl. Therm. Eng. 2018, vol. 130, pp. 501–514.
- I. Pioro, R.B. Duffey, P.L Kirillov, R .Pioro, A. Zvorykin, R. Machrafi Current Status and Future Developments in Nuclear Power Industry of the World // Nuclear Engineering and Radiation Science. J. of Nuclear Rad. Sci., 2019, 5(2): 024001.
- 26. S. Lecompte, E. Ntavou, B. Tchanche, et al. Review of Experimental Research on Supercritical and Transcritical Thermodynamic Cycles Designed for Heat Recovery Application // Applied Sciences, 2019, vol. 9(12): 2571.

## Проблемы моделирования влияния процессов массопереноса борной кислоты на ее накопление в активной зоне при аварийных режимах АЭС с ВВЭР

А.В. Морозов, А.Р. Сахипгареев, А.С. Шлепкин, С.В. Рагулин, А.С. Сошкина

Одной из важнейших проблем, стоящих перед современной атомной энергетикой, является обеспечение недопущения тяжелых аварий. В отечественном проекте «АЭС-2006» с реакторной установкой ВВЭР-1200 эта задача решается путем применения усовершенствованных систем безопасности, которые обеспечивают существенное преимущество по сравнению с атомными электростанциями предыдущих поколений [1]. В проекте реализованы новые пассивные системы безопасности, такие как системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей первой и второй ступеней (системы ГЕ-1 и ГЕ-2), система пассивного отвода тепла, а также пассивная система фильтрации [2]. Они в течение 24 часов обеспечивают непрерывный отвод остаточного тепла от активной зоны в том случае, когда активные системы безопасности по каким-либо причинам не могут включиться в работу [3].

В ходе функционирования пассивных систем безопасности из гидроемкостей каждой ступени в активную зону поступает раствор борной кислоты с концентрацией 16 г/кг. Из-за длительности процесса, учитывая малую концентрацию кислоты в паровой фазе, возможно увеличение количества борной кислоты в теплоносителе активной зоны (рис. 1) и достижение условий её кристаллизации в объеме реактора, что может привести к ухудшению теплоотвода [4].

Согласно расчетам, проведенным в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [5], по достижении 24 часов аварийного процесса концентрация борной кислоты в активной зоне составляет ~ 311 г/кг и не достигает предела растворимости. При этом необходимо отметить, что в рамках этих исследований делалось допущение, что единственной формой существования борной кислоты является ортоборная кислота.

Однако, согласно требованиям EUR к атомным станциям нового поколения, при авариях система отвода тепла от активной зоны должна быть рассчитана на 72 часа автономной работы. В рамках реализации проекта «ВВЭР-ТОИ» эта задача решается за счет введения дополнительной системы гидроемкостей третьей ступени (ГЕ-3), которая состоит из 12 гидроемкостей общим объемом 720 м<sup>3</sup>, заполненных борной кислотой.

Таким образом, из-за поступления дополнительного объема борной кислоты в активную зону возможно превышение её предела растворимости (~400 г/кг) после 24 часа аварии. Вынос борной кислоты из реактора с паром или вследствие капельного уноса может существенно снизить риск ее кристаллизации. Следовательно, исследование процессов уноса борной кислоты из активной зоны имеет важное прикладное значение для расчетов аварийных режимов на АЭС с водо-водяными реакторами нового поколения, оснащенными пассивными системами безопасности.



*Рис. 1.* Массоперенос борной кислоты в реакторной установке ВВЭР при авариях с разрывом главного циркуляционного трубопровода:

1 – перфорация шахты реактора; 2 – разделительный бурт; 3 – патрубок системы аварийного охлаждения зоны; 4 – активная зона; 5 – уровень теплоносителя в реакторе;
 → – поток пара; – – → – поток конденсата; – → – поступление раствора борной кислоты из систем гидроемкостей

Кроме того, для повышения точности расчетов процессов накопления и кристаллизации борной кислоты и учета их влияния на эффективность отвода тепла от активной зоны в аварийной ситуации необходимо знание теплофизических и физико-химических свойств H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub>. Существующие данные о степени кислотности (pH) и плотности растворов борной кислоты охватывают ограниченный диапазон параметров (температура, давление, концентрация кислоты), не характерный для аварийной ситуации на АЭС с ВВЭР [6]. В связи с этим возникла необходимость проведения опытов.

#### Экспериментальное исследование растворимости борной кислоты в паре

В литературе имеется ряд работ по исследованию растворимости борной кислоты в насыщенном водяном паре [7–9]. Так в работе [7] на специальной установке методом выпаривания незначительной части раствора заданной концентрации исследовалась растворимость борной кислоты в паре. Капельный унос влаги паром был сведен к минимуму. Калориметрическим методом с применением кармина и объемным методом посредством маннита определялось

содержание борной кислоты в пробах конденсата пара. Исследования проводились в диапазоне давлений от 0,1 до 20 МПа. Концентрация борной кислоты в воде изменялась от 0,2 до 22 г/кг. В результате исследований была обнаружена линейная зависимость концентрации борной кислоты в насыщенном паре от ее концентрации в воде. Также было установлено, что коэффициент распределения борной кислоты  $K_{\text{распр}}$  между паровой и жидкой фазами растворителя не зависит от концентрации в исследованной области параметров. В результате обработки экспериментальных результатов получена зависимость видимого коэффициента распределения борной кислоты  $K_{\text{распр}}^{\text{вид}}$  от отношения плотностей фаз растворителя:

$$K_{\text{pacnp}}^{\text{вид}} = \frac{C_{\pi}}{C_{\text{B}}} = \left(\frac{\rho_{\pi}}{\rho_{\text{B}}}\right)^{0,885},\tag{1}$$

где  $C_{n}$  и  $C_{B-}$  концентрации H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в паре и водном растворе соответственно,  $\rho_{n}$  и  $\rho_{B}$  — плотности пара и воды, кг/м<sup>3</sup>.

В работе [8] авторами рассматривались опыты по изучению распределения боратов и борной кислоты между паром и водой. Исследовался диапазон давлений 0,2–20 МПа. В широких пределах изменялась концентрация этих веществ в воде и показатель pH (8–12) кипящей воды. В [8] представлены значения коэффициентов распределения боратов и борной кислоты в зависимости от отношения плотностей фаз воды. Отмечено, что при увеличении pH происходит уменьшение  $K_{\text{распр}}$ . Авторами установлена зависимость видимого коэффициента распределения ( $K_{\text{распр}}^{\text{вид}}$ ) борной кислоты от степени диссоциации, определяемой величиной pH:

$$K_{\text{pacnp}}^{\text{BUD}} = \beta \cdot K_{\text{pacnp}}^{\text{HD}} + (1 - \beta) \cdot K_{\text{pacnp}}^{\text{D}}, \qquad (2)$$

где  $K_{\text{pacnp}}^{\text{нд}}$  — коэффициент распределения недиссоциированных молекул борной кислоты;  $K_{\text{pacnp}}^{\pi}$  — коэффициент распределения диссоциированных ионов;  $\beta$  — степень гидролиза данной соли. Однако, данная зависимость справедлива только при давлениях выше 3 МПа.

В работе [9] представлены результаты экспериментов, проводимых при температуре 155 °C в диапазоне давлений от 0,02 до 0,55 МПа. Авторами установлено, что при 155 °C при низких давлениях воды наблюдается понижение концентрации борной кислоты в смывах, но затем, при давлении воды больше 0,2 МПа происходит ее резкое повышение.

Таким образом, на основе проведенного анализа работ по исследованию растворимости борной кислоты в паре можно сделать вывод о том, что исследования данного процесса проводились при концентрациях H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> не характерных для аварийного режима работы пассивных систем безопасности перспективных АЭС с ВВЭР. Из этого следует необходимость выполнения экспериментального исследования растворимости борной кислоты в паре применительно к условиям аварийных ситуаций.



*Рис.* 2. Размещение основного оборудования и принципиальная технологическая схема экспериментальной установки:

1 – перемешивающее устройство; 2 – бак подготовки раствора; 3 – система визуального контроля качества раствора; 4 – линия подвода раствора; 5 – сепаратор пара; 6 – рабочий участок; 7 – конденсатор; 8 – линия отбора пара; 9 – редуктор; 10 – газовый баллон; Н1—Н4 – группы нагревателей

Для исследования процессов массопереноса борной кислоты в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создана экспериментальная установка с рабочим участком (РУ) «Унос борной кислоты». На рис. 2 показано размещение основного оборудования и принципиальная технологическая схема экспериментальной установки.

В состав установки входят: бак подготовки раствора (БПР) объемом ~14 л; рабочий участок, выполненный из нержавеющей стали с внутренним диаметром 27 мм и высотой 2800 мм; конденсатор; устройство сепарации пара. Часть рабочего участка обогревается с помощью регулируемого нихромового нагревателя. Высота от уровня кипящей жидкости до верхнего отбора пара в РУ соответствует расстоянию от зеркала испарения в корпусе реактора до нижней образующей холодной ветки главного циркуляционного трубопровода. Эксперименты проводились при мощности рабочего участка ~350 Вт.

Контрольно-измерительные приборы, установленные на стенде, позволяют при проведении опытов регистрировать следующие параметры установки: давление и температуру среды в БПР и РУ, расход пара и высоту столба раствора борной кислоты в рабочем участке. Регистрация давления выполняется с помощью преобразователя МЕТРАН-150-ДИ (погрешность измерений ±0,1% от диапазона давлений). Для измерения температуры применяются кабельные термопары ХА диаметром 1 мм (погрешность измерений 1 °C). Частота опроса измерительных каналов системы сбора 1 Гц.

Основной измеряемой величиной в экспериментах является концентрация борной кислоты в пробах конденсата, полученных путем конденсации пара, сгенерированного в рабочем участке.

Задача исследования состояла в экспериментальном изучении процессов растворимости борной кислоты в паре. В начале эксперимента происходило заполнение БПР раствором борной кислоты с заданной концентрацией. Затем, после продолжительного перемешивания механическим устройством, по достижении полного растворения вещества, что контролировалось с помощью иллюминаторов на баке, с помощью редуктора в объем бака подготовки раствора подавался азот, т. е. создавалась газовая подушка с давлением, превышающим давление насыщения при заданной температуре, с целью недопущения кипения борной кислоты. Далее происходил последовательный нагрев БПР, рабочего участка и линии подачи раствора до необходимых температур. Заданные значения температур поддерживается с точностью  $\pm 1$  °C в течении всего эксперимента с помощью релейного регулятора.

После завершения прогрева последовательно открываются вентили на линии подачи раствора, и испарительный участок заполняется раствором борной кислоты с концентраций, соответствующей концентрации в БПР, до уровня на 0,05 м выше рабочего с целью компенсации потери раствора на начальном этапе опыта. Далее происходит увеличение мощности основного нагревателя до заданного уровня, что приводит к началу кипения раствора и снижению уровня в РУ.

Затем с помощью постепенного открытия управляющего игольчатого вентиля (вентиль B6, рис. 2) на линии подвода раствора борной кислоты устанавливается расход из БПР, соответствующий расходу пара из рабочего участка, что приводит к стабилизации уровня раствора в испарительном участке. Затем происходит регулировка мощности конденсатора. Увеличение мощности обеспечивается с помощью включения вентиляторов. Уменьшение мощности происходит при помощи закрепления на конденсаторе изоляционных элементов. Критерием выхода на необходимое значение конденсационной мощности является постоянство значения давления в рабочем участке, температуры стенки испарительного участка и температуры среды на выходе из конденсатора. После выхода на рабочие параметры происходит открытие вентиля постоянного отбора конденсата и вентиля отбора пара.

Через 5 минут после начала эксперимента, а далее каждые 30 минут, осуществляется отбор пробы конденсата объемом 50 мл в мерные емкости. По длительности накопления конденсата определялась фактическая испарительная мощность установки на момент отбора. После завершения опыта методом титрования определяется концентрация борной кислоты в пробах.

## Результаты обработки экспериментальных данных

Рассмотренные в работе эксперименты проводились при атмосферном давлении и расходе пара из рабочего участка, изменявшегося в диапазоне 0,149–0,167 г/с. Начальная концентрация борной кислоты в баке подготовки

раствора варьировалась в диапазоне от 10 до 80 г/кг — с целью изучения растворимости H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в паре при различных темпах накопления кислоты в испарительном участке.

Было выполнено шесть экспериментов, длительность которых ограничивалась 5–6 отборами проб (рис. 3). Из рис. 3 видно, что изменение концентрации борной кислоты в испарительной части рабочего участка имеет характер линейной зависимости. Угол наклона прямой зависит от начальной концентрации борной кислоты, поступающей в испарительную часть рабочего участка  $C(H_3BO_3)_0$ , и мощности установки.

На рис. 4 представлена зависимость концентрации борной кислоты в насыщенном водяном паре от её содержания в воде при атмосферном давлении. Как видно из рис. 4, полученные экспериментальные значения растворимости борной кислоты в паре с погрешностью в 20% могут быть описаны линейной зависимостью следующего вида:

$$C(H_3BO_3)_{\text{nap}} = 0,0014 \cdot C(H_3BO_3)_{\text{PV}},$$
 (3)

где  $C(H_3BO_3)_{nap}$  — концентрация растворенной в паре борной кислоты, г/кг H<sub>2</sub>O;  $C(H_3BO_3)_{PY}$  — концентрация раствора борной кислоты в рабочем участке, г/кг H<sub>2</sub>O. Данная зависимость справедлива при давлении пара 0,1 МПа и в диапазоне концентраций 16–240 г/кг H<sub>2</sub>O.

Кроме того, необходимо отметить, что отклонение значений растворимости борной кислоты в паре в двух экспериментах, выполненных при одной и той же концентрации в кипящем растворе равной 30 г/кг, не превышает 7 %, что говорит об удовлетворительной повторяемости результатов.

Как видно из рис. 5, коэффициент распределения борной кислоты  $K_{\text{pacnp}}$  во всем диапазоне исследованных концентраций  $H_3BO_3$  остается постоянным практически до предела растворимости.



*Рис. 3.* Накопление борной кислоты в испарительной части рабочего участка экспериментальной установки



*Рис.* 4. Зависимость растворимости борной кислоты в насыщенном водяном паре от содержания ее в воде при атмосферном давлении



*Рис. 5.* Зависимость изменения коэффициента распределения борной кислоты между фазами и концентрацией в рабочем участке

Среднее значение коэффициента по результатам обработки всех экспериментальных данных равно 0,0014, что с точностью 10% совпадает со значениями, приведенными в литературе [8] для растворов с более низкими концентрациями.

## Исследование теплофизических и физико-химических свойств растворов борной кислоты

Экспериментальные исследования теплофизических и физико-химических свойств растворов борной кислоты при параметрах, характерных для первого контура реакторной установки ВВЭР к концу первых суток после начала аварии, проводились в два этапа. На первом этапе осуществлялось измерение теплофизических свойств — плотности растворов борной кислоты с концентрацией 2,5–400 г/кг H<sub>2</sub>O при температуре 25–130 °C в диапазоне давления 0,1–0,4 МПа [10]. В экспериментах применялся пикнометрический метод. Измерения при параметрах среды, соответствующих аварийному режиму АЭС с ВВЭР, выполнялись на

специально созданной экспериментальной установке, в состав которой входят: бак подготовки раствора, металлические измерительные ячейки, система поддержания давления и система сбора данных.

На втором этапе исследований проводились опыты по определению степени кислотности водных растворов борной кислоты в зависимости от концентрации (5–100 г/кг H<sub>2</sub>O) и температуры (25–50 °C). Для измерений применялся pH-метр MAPK-901 — универсальный прибор, предназначенный для измерения активности ионов водорода (pH). Погрешность измерения активности ионов водорода прибором составляет ±0,1 pH.

Эксперименты проводились по следующей методике. Перед началом измерений рН-метр проходил процедуру калибровки в специальном буферном растворе с рН равным 7,0. Далее в соответствии с заданной программой экспериментов измерялась степень кислотности дистиллированной воды и растворов борной кислоты с разной концентрацией. Для этого на лабораторных весах САРТО-ГОСМ-ВР2100 (максимальная масса —  $m_{\text{max}} = 2100 \pm 0,1$  г) взвешивается 1 кг дистиллированной воды при комнатной температуре, который впоследствии разливается в четыре конические колбы объемом 250 мл каждая. Затем эти сосуды последовательно помещаются в термостат, представляющий собой емкость в форме параллелепипеда заполненную дистиллятом и оснащенную нагревательным устройством для подогрева жидкости до необходимой температуры (25, 40 и 50 °C). При достижении заданной температуры нагреватель выключается, и внутрь колбы помещаются pH-метр и электронный термометр (рис. 6). В течение 10 минут осуществляется выдержка, после которой записываются показания с обоих приборов. Затем колба с дистиллированной водой извлекается из термостата. На её место помещается следующий сосуд с исследуемой жидкостью. Процедура повторяется по описанной методике.

После определения степени кислотности дистиллированной воды готовится раствор с концентрацией 5 г/кг H<sub>2</sub>O. В лабораторный стакан к 1 кг дистиллята добавляется 5 г сухой ортоборной кислоты, предварительно взвешенной на лабораторных весах Adventurer Pro AV412С (максимальная масса  $m_{max} = 410 \pm 0.01$  г). Затем сосуд с раствором ставится на магнитное перешивающее устройство MSH-300, с помощью которого достигается полное растворение кристаллов Н<sub>3</sub>ВО<sub>3</sub>. При приготовлении раствора с концентрациями, превышающими предел растворимости бор-



Рис. 6. Схема установки для измерения рН водных растворов ортоборной кислоты: 1 – исследуемая среда, 2 – сосуд с водой, 3 – термостат, 4 – электрод стеклянный комбинированный, 5 – датчик температуры, 6 – преобразователь измерительный

ной кислоты при комнатной температуре, на перемешивающем устройстве включается нагреватель. В результате достигается полное растворение кристаллов H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в дистиллированной воде. Приготовленный раствор разливается в конические колбы объемом по 250 мл и последовательно помещается в термостат. Далее измерения выполняются по описанной выше методике.

### Результаты экспериментальных исследований

Результаты измерения плотности водных растворов борной кислоты с концентрацией 2,5–400 г/кг H<sub>2</sub>O при температуре 25–130 °C представлены на рис. 7.

Полученные экспериментальные данные описываются зависимостью

$$\rho_{sol} = A + B \cdot C_{\mathrm{H_3BO_3}} , \qquad (4)$$

коэффициенты которой имеют следующий вид:

$$A = 1141 - 0,48 \cdot (T + 273,15); \tag{5}$$

$$B = 39217 \cdot \left(T + 273, 15\right)^{-0,843} , \tag{6}$$

где *T* — температура раствора, °C;  $C_{\rm H_{3}BO_{3}}$  — концентрация борной кислоты в растворе, г/г H<sub>2</sub>O,  $\rho_{sol}$  — плотность раствора борной кислоты, кг/м<sup>3</sup>. Максимальное рассогласование расчетных и экспериментальных данных составляет 2 %.

В соответствии с разработанной методикой, эксперименты по определению рН водных растворов борной кислоты проводились сериями по четыре пробы на каждую её концентрацию. Результаты экспериментов по исследованию физикохимических свойств борной кислоты представлены на рис. 8 и 9.

Как видно из рис. 8, полученные экспериментальные точки можно обобщить следующей зависимостью:



*Рис.* 7. Изменение плотности водных растворов борной кислоты с концентрацией 2,5–400 г/кг H<sub>2</sub>O в диапазоне температур 25–130 °C



*Рис.* 8. Зависимость рН водного раствора борной кислоты от температуры и её концентрации



*Рис.* 9. Изменение кислотности H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в диапазоне концентрации борной кислоты 0—100 г/кг H<sub>2</sub>O при различных температурах раствора

$$pH_{p-pa}(T, C_{H_3BO_3}) = pH_{\mu cr}(T) - (12, 72 \cdot C_{H_3BO_3}^{0.59} + 0, 49 \cdot 10^{-2} \cdot T),$$
(7)

где степень кислотности дистиллированной воды равна:

$$pH_{\text{дист}}(T) = 6,46 - 1,36 \cdot 10^{-2} \cdot T, \tag{8}$$

T — температура исследуемой среды, °C;  $C_{\rm H_3BO_3}$  — концентрация борной кислоты, г/г H<sub>2</sub>O. Отклонение экспериментальных точек от аппроксимирующих кривых не превышает 10 %.

После проведенных опытов было проведено сравнение полученные данных по кислотности водных растворов борной кислоты с имеющимися в литературе.

Проведенный анализ показал, что в справочниках по химии приводится только фиксированное значение pH=5,2 при температуре 20 °C и концентрации кислоты 0,1 моль/л (или 1,81 г/кг H<sub>2</sub>O). Помимо этого, в [11] представлено выражение для расчета pH слабых кислот, к которым относится H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub>:

$$pH = \frac{1}{2} \cdot pK_a - \frac{1}{2} \cdot \lg(C_{M_{sol}}), \tag{9}$$

где  $C_{M_{sol}}$  — молярная концентрация раствора, определяемая из выражения:

$$C_{M_{sol}} = \frac{C_{\rm H_3BO_3} \cdot \rho_{sol}}{M_{sol} \cdot (1000 + C_{\rm H_3BO_3})},$$
(10)

где  $C_{\rm H_3BO_3}$  — концентрация борной кислоты, г/г H<sub>2</sub>O;  $\rho_{sol}$  — плотность раствора борной кислоты, г/л;  $M_{sol}$  — молярная масса смеси, г/моль.

Также для расчета показателя pH по формуле (9) необходимо подставить значение константы кислотности  $pK_a$ . Анализ литературных данных показал, что сведения о данной величине носят весьма ограниченный характер. Например, в справочных таблицах [12] приводится значение  $pK_a = 9,24$  только при температуре 25 °C. Таким образом, возникла необходимость получения зависимости для расчета константы кислотности борной кислоты. Она была получена из выражений (9) и (10) с использованием эмпирических зависимостей (4) и (7) для расчета плотности раствора и показателя pH соответственно. Данная формула имеет следующий вид:

$$pK_a = 2 \cdot \left( pH_{\text{дист}} \left( T \right) - \left( 12,72 \cdot C_{\text{H}_3\text{BO}_3}^{0,59} + 0,49 \cdot 10^{-2} \cdot T \right) \right) + \lg \left( C_{M_{sol}} \right); \quad (11)$$

где  $pH_{\text{дист}}(T)$  — степень кислотности дистиллированной воды;  $C_{\text{H}_3\text{BO}_3}$  — концентрация борной кислоты, г/г H<sub>2</sub>O; T — температура исследуемой среды, °C;  $M_{sol}$  — молярная масса смеси, г/моль.

Полученные зависимости (7) и (11) для расчета физико-химических свойств борной кислоты применимы в следующем диапазоне параметров:

- температура борной кислоты T = 25-50 °C;
- концентрация  $H_3BO_3$  в воде  $C_{H_3BO_3} = 0-100$  г/кг  $H_2O$ .

#### Заключение

В результате проведенных в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» исследований были получены опытные данные по теплофизическим (плотность) и физико-химическим (pH) свойствам высококонцентрированных растворов ортоборной кислоты при параметрах, характерных для аварийных режимов АЭС с ВВЭР.

Для исследования процессов массопереноса борной кислоты в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создана экспериментальная установка с рабочим участком «Унос борной кислоты». Результаты экспериментов подтверждают имеющиеся в литературе данные о том, что темп роста концентрации борной кислоты в водяном паре описывается линейным законом. Диапазон применения известной зависимости, позволяющей рассчитывать растворимость H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в паре, расширен до концентрации борной кислоты в растворе 245 г/кг, близкой к пределу растворимости H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> в воде при атмосферном давлении.

Данные, полученные в результате проведения экспериментов, могут быть использованы для расчетного моделирования аварийных процессов в реакторной установке ВВЭР во время работы комплекса пассивных систем безопасности, включающих в себя систему пассивного залива активной зоны, система пассивного отвода тепла от парогенератора и систему гидроемкостей третьей ступени с учетом процессов массопереноса борной кислоты.

Исследование было выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект №16-19-10649).

## Список литературы

- Калякин С.Г., Сорокин А.П., Пивоваров В.А., Пометько Р.С., Селиванов Ю.Ф., Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальные исследования теплофизических процессов в обоснование безопасности ВВЭР нового поколения // Атомная энергия. — 2014. — Т. 116. — Вып. 4. — С. 241–246.
- Калякин С.Г., Ремизов О.В., Морозов А.В., Юрьев Ю.С., Климанова Ю.В. Обоснование проектных функций системы пассивного залива ГЕ-2 усовершенствованного проекта АЭС с реактором ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2003. — №2. — С. 94–101.
- 3. Лукьянов А.А., Зайцев А.А., Морозов А.В., Попова Т.В., Ремизов О.В., Цыганок А.А., Калякин Д.С. Расчетно-экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при запроектной аварии // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2010. № 4. С. 172–182.
- 4. Морозов А.В., Сорокин А.П., Рагулин С.В., Питык А.В., Сахипгареев А.Р., Сошкина А.С., Шлепкин А.С. Влияние процессов массопереноса борной кислоты на ее накопление в активной зоне при аварийных режимах АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. 2017. №7. С. 1–6.
- 5. Морозов А.В., Питык А.В., Рагулин С.В., Сахипгареев А.Р., Сошкина А.С., Шлепкин А.С. Оценка влияния капельного уноса борной кислоты на ее накопление в реакторе ВВЭР в случае аварии // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2017. № 4. С. 72–82.
- Азизов Н.Д., Ахундов Т.С. Термические свойства водных растворов борной кислоты при 298 — 573 К // Теплофизика высоких температур. 1996. Т. 34. Вып. 5. С. 798–802.
- 7. Стырикович М.А., Цхвирашвили Д.Г., Небиеридзе Д.П. Исследование растворимости борной кислоты в насыщенном водяном паре // Докл. АН СССР. — 1960. — Т. 134. — № 3 — С. 615–617.

- 8. Цхвирашвили Д.Г., Галусташвили В.В. Поведение боратов и борной кислоты в кипящих реакторах // Атомная энергия. 1964. Т. 16. Вып. 1. С. 65–67.
- 9. Николаева И.Ю., Бычков А.Ю. Экспериментальное исследование растворимости метаборита и сассолина в водяном пару при 155 °С // Вестник Отделения наук о Земле РАН. — 2002. — Вып. 20. — № 1. — С. 1–2.
- 10. A. V. Morozov, A. V. Pityk, A. R. Sahipgareev, and A. S. Shlepkin. Experimental study of the thermophysical properties of boric acid solutions at the parameters typical of the WWER emergency mode // Journal of Physics: Conf. Series. 1128, 2018.
- 11. Глинка Н.Л. Общая химия. 24-е изд. Л.: Химия, 1985. 702 с.
- Симанова С.А. Новый справочник химика и технолога. Химическое равновесие. Свойства растворов. — СПб.: АНО НПО «Профессионал», 2004. 998 с.

## Уточнение и применение схем течения теплоносителя в раздающих коллекторных системах теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ

## В. Н. Дельнов

Работоспособность и тепловая эффективность ЯЭУ в существенной мере обусловлены гидродинамикой проточной части раздающих коллекторных систем (РКС). РКС многообразны, имеют сложную конструкцию и являются характерными элементами проточных частей ЯЭУ и теплообменного оборудования.

Цель работы — уточнение схем течения теплоносителя и выявление гидродинамических эффектов в проточной части осесимметричных РКС с различными условиями подвода теплоносителя в коллектор и отвода теплоносителя из него, а также применение полученной информации при разработке новых конструкций РКС.

Для второго контура промежуточного теплообменника (ПТО) реакторной установки (РУ) типа БН характерна РКС цилиндрического типа в виде осесимметричного обратного поворота с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя.

В корпусных РУ используют РКС цилиндрического типа в виде осесимметричного обратного поворота с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя.

Общими гидродинамическими особенностями для всех типов РКС являются поджатие (дросселирование) теплоносителя на затесненных участках, наличие затопленных и полузатопленных струй, застойных и вихревых зон, течение теплоносителя вдоль выходных элементов с раздачей потока по их каналам и взаимодействие струй с элементами конструкции.

Основная особенность затесненной и свободной РКС состоит в существенном влиянии на гидродинамику их проточных частей относительно малого изменения соотношения размеров проточной части РКС.

Примерно пятьдесят лет назад в Теплофизическом отделении ФЭИ под руководством Габриановича Б. Н., Кириллова П. Л., Ушакова П. А. и Юрьева Ю. С. проводились комплексные расчетно-аналитические и экспериментальные исследования по гидродинамике проточных частей осесимметричных РКС различных типов теплообменников и реакторов ЯЭУ.

В процессе выполнения работы к двум известным типам коллекторных течений прибавлено еще два промежуточных типа коллекторных течений, для каждого из которых даны параметры вновь открытых особенностей гидродинамики.

В результате исследований получены новые научные знания о гидродинамике проточных частей осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с центральным и боковым подводами теплоносителя в коллектор.

Выявленные схемы течения и гидродинамические эффекты позволят прогнозировать конструкцию проточных частей различных РКС, использовать достоверную физическую модель течения теплоносителя в РКС в создаваемых расчетных программах и разработать методики расчета профиля массового расхода (средней скорости) на выходе из нее.

При описании выявленных схем течения теплоносителя и гидродинамических эффектов в РКС будут использованы следующие термины.

Затопленная струя — струя, движущаяся в объеме теплоносителя без касания конструктивных элементов в проточной части РКС.

Полузатопленная струя — струя, движущаяся с одновременным касанием конструктивных элементов и теплоносителя.

Сверхзатесненная РКС — система, в которой теплоноситель движется с касанием всех конструктивных элементов проточной части.

Затесненная РКС — система, в которой вошедший в коллектор теплоноситель достигает днища и после поворота в основной части коллектора попадает на часть площади выходного элемента при выходе из проточной части РКС.

Свободная РКС — система, в которой вошедший в коллектор теплоноситель достигает части поверхности застойной зоны и после поворота в основной части коллектора попадает на часть площади выходного элемента при выходе из проточной части РКС.

*Сверхсвободная РКС* — система, в которой теплоноситель выполняет поворот над застойной вихревой зоной у днища коллектора и одновременно попадает на всю площадь выходного элемента при выходе из проточной части РКС.

Круглая струя — струя с круглым поперечным сечением.

Плоская квадратная струя — плоская струя с квадратным поперечным сечением.

Плоская прямоугольная струя — плоская струя с прямоугольным поперечным сечением.

Цилиндрическая струя — струя с цилиндрическим поперечным сечением.

*Усеченная коническая струя* — струя с поперечным сечением в виде усеченного конуса.

Детальная информация о схемах течения и гидродинамических эффектах в РКС промежуточных типов представлена в [2–10, 27].

Конструкции рассматриваемых характерных вариантов РКС представлены на рисунке 1.

# Осесимметричная РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя

Осесимметричные РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя характерны для ПТО РУ EBR-II, «Феникс», «Супер-Феникс», PFR, БН-600, «Энрико Ферми», SNR-300, FFTR, GRFBR, «Рапсодия», БОР-60, канала-модуля ACT-150 и др., конструктивные особенности которых представлены на рис. 2.

Для данных РКС характерны сложный характер течения теплоносителя, наличие струйного течения, вихревых и застойных зон, течение теплоносителя вдоль решеток с раздачей потока по ее каналам и неравномерный профиль массового расхода (средней скорости) в трубном пучке. Гидродинамика проточной части РКС в существенной мере зависит от конструкции коллектора. Типичную проточную часть осесимметричной РКС цилиндрического типа с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя образуют следующие последовательно расположенные элементы: центральная труба — входная, основная и выходная части коллектора — трубный пучок — выходная камера (рис. 1*a*).

Типичную проточную часть симметричной РКС плоского типа с аналогичными условиями подвода и отвода теплоносителя образуют следующие последовательно расположенные элементы: центральный канал — входная, основная и выходная части коллектора — каналы системы пластин — пара отводящих каналов (рис. 16). Вертикальные плоские пластины в РКС плоского типа имитируют продольное осевое сечение РКС цилиндрического типа.



Рис. 1. Конструкции характерных вариантов РКС:

а), б) РКС цилиндрического и плоского типов с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя соответственно; в), г) РКС цилиндрического и плоского типов с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя соответственно; 1 – боковой входной канал; 2 – боковой канал; 3 – боковой кольцевой канал;
4 – выходная камера; 5 – выходной канал; 6 – диафрагма; 7 – дистанционирующая вставка; 8 – днище; 9 – канал системы пластин; 10 – коллектор; 11 – корпус; 12 – обечайка; 13 – обтекатель; 14 – пластина решетки; 15 – решетка;
16 – распределитель; 17 – система пластин; 18 – стенка выходного канала; 19 – ступень; 20 – торцевая часть стенки выходного канала; 21 – трубка; 22 – трубная доска;

23 – трубный пучок; 24 – центральная труба; 25 – центральный канал



*Рис.* 2. Конструкции РКС с центральным подводом и боковым отводом еплоносителя:
а) ПТО АЭС с реакторами EBR-II; б) Феникс; в) PFR; г) БН-600; д) «Энрико-Ферми»;
е) SNR-300; ж) CRFBR; з) «Рапсодия»; и) БОР-60; к) FFTF; л) «Супер-Феникс»;
м) канал-модуль АСТ; н) технологический канал РУ Первой АЭС; о) испарительный канал БАЭС; п) пароперегревательный канал БАЭС; р—ф) некоторые конструктивные решения; 1 – центральная труба; 2 – трубная доска; 3 – трубный пучок;
4 – коллектор; 5 – днище; 6 – направляющие вставки; 7 – решетка;
8 – обтекатель; 9 – распределитель

В РКС цилиндрического типа теплоноситель через центральную трубу попадает в коллектор, изменяет в нем направление движения и выходит из коллектора через трубный пучок, расположенный в боковом кольцевом канале, образованном корпусом и центральной трубой.

В РКС плоского типа теплоноситель через центральный канал попадает в коллектор, изменяет в нем направление движения и выходит из коллектора через

каналы систем пластин, расположенные в боковых отводящих каналах, образованных корпусом и пластинами центрального канала. В РКС плоского типа коллектор имеет днище плоской и эллиптической формы. При определении относительных размеров  $\tilde{H}$ ,  $\tilde{h}$  и  $\tilde{a}$  в РКС плоского типа в качестве масштабного фактора используется ширина внутренней части входного канала 10. Число Рейнольдса Re соответствует режиму течения воды в центральном канале.

На гидролотке для РКС плоского типа получен характер течения воды в проточной части (рис. 3).

Схемы течения теплоносителя в РКС. В проточной части РКС течение теплоносителя имеет сложный характер (рис. 3). Характерные схемы течения теплоносителя в проточной части указанного типа РКС представлены на рис. 4. Наиболее существенное проявление гидродинамических эффектов имеет место во входной, основной и выходной частях коллектора указанного типа.

Во входной части коллектора течение теплоносителя зависит от соотношения площадей проходного сечения центральной трубы  $F_0$  и входной части коллектора  $F_1$ . Площадь  $F_1$  соответствует минимальному щелевому зазору между торцевой частью центральной трубы и днищем и (или) распределителем.

В РКС с вылетом  $\tilde{a} \ge 0$  и отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  возможны два варианта преобразования струи. В одном варианте при относительно большой высоте  $\tilde{h}$ осесимметричная круглая затопленная струя в результате поворота над расположенной у днища застойной зоной либо сразу принимает вид кольцевой полузатопленной струи на корпусе, либо последовательно преобразуется в цилиндрическую затопленную струю и кольцевую полузатопленную струю на корпусе. В другом варианте при относительно малой высоте  $\tilde{h}$  круглая затопленная струя достигает центральной части днища и в результате поворота либо сразу принимает вид кольцевой полузатопленной струи на корпусе, либо преобразуется в цилиндрическую или коническую полузатопленные струи соответственно на днищах плоской и эллиптической форм и затем принимает вид кольцевой полузатопленной струи на корпусе.

В названиях струй в качестве одного из отличительных признаков используется тип их поперечного сечения. Например, осесимметричной круглой струе соответствует круглое поперечное сечение, цилиндрической и конической струям соответствуют поперечные сечения в виде боковых поверхностей круглых цилиндра и усеченного конуса.

Затопленная струя движется в окружающем ее теплоносителе без касания конструктивных элементов РКС, а полузатопленная струя движется с одновременным касанием поверхностей конструктивных элементов и окружающего ее теплоносителя.

Площадь поперечного сечения конической или цилиндрической полузатопленных струй  $f_1$  во входной части коллектора зависит от отношения площадей  $F_0/F_1$ . При отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  площадь  $f_1$  примерно соответствует максимальной площади поперечного сечения осесимметричной круглой затопленной струи во входной части коллектора, а при отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$ площадь  $f_1 = (0,7-0,8) F_1$ .



Рис. 3. Характер течения воды в проточной части РКС плоского типа с центральным подводом и боковым отводом воды при Re=3,26·10<sup>4</sup>-,62·10<sup>4</sup>: *а*)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,41$ ;  $\tilde{a} = 0$ ;  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0$ ;  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = 0,76$ ;  $\tilde{h} = 0,41$ ;  $\tilde{a} = 0,38$ ; *c*)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0$ ;  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = 1,35$ ;  $\tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0,38$ ;  $\tilde{e}$ )  $\tilde{H} = 1,16$ ;  $\tilde{h} = 0,41$ ;  $\tilde{a} = 0,75$ ; *ж*)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0$  и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ; s)  $\tilde{H} = \tilde{h} = 1,29$ ;  $\tilde{a} = 0,38$  и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ; *u*)  $\tilde{H} = 0,97$ ;  $\tilde{h} = 0,60$ ;  $\tilde{a} = 0,38$  и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ;  $\kappa$ )  $\tilde{H} = 1,35$ ;  $\tilde{h} = 0,97$ ;  $\tilde{a} = 0,38$ ; и  $\varphi_p = 10 \div 14^\circ$ ;

л)  $\tilde{H} = 1,67; \ \tilde{h} = 1,29; \ \tilde{a} = 0,38; \ и \ \varphi_p = 10 \div 14^\circ; \ м) \ \tilde{H} = 1,16; \ \tilde{h} = 0,41; \ \tilde{a} = 0,75; \ и \ \varphi_p = 10 \div 14^\circ$ 

Уточнение и применение схем течения теплоносителя в раздающих коллекторных системах теплообменников...



*Рис. 4.* Типичные конструкции и схемы течения теплоносителя в осесимметричных РКС цилиндрического типа с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя:

а), в) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор при отсутствии и наличии вылета центральной трубы из трубной доски, соответственно; б) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор при наличии распределителя и отсутствии вылета центральной трубы из трубной доски; г) РКС с относительно большой высотой входа в коллектор при наличии распределителя и вылета центральной трубы из трубной доски; д), е) РКС с распределителем и вылетом центральной трубы из трубной доски при

затесненной входной части коллектора и относительно малой высоте входа в него, соответственно;

1 – центральная труба; 2 – трубная доска; 3 – трубка пучка; 4 – корпус; 5 – ступень; 6 – днище; 7 – коллектор; 8 – боковой кольцевой канал, 9 – распределитель

В основной части коллектора можно выделить следующие характерные особенности течения теплоносителя.

При вылете  $\tilde{a} = 0$ , отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$  и отсутствии распределителя полузатопленная струя преобразуются в поток, движущийся по направлению к периферии коллектора между днищем и трубной доской с раздачей потока по пути через отверстия средней и (или) периферийной частей трубной доски (рис. 4*a*). Установка распределителя в коллектор данного типа практически не оказывает влияние на характер течения теплоносителя внутри распределителя и приводит к изменению гидродинамики проточной части РКС за его пределами (рис. 4*б*). Теплоноситель после прохождения кольцевого зазора между торцевой частью распределителя и трубной доской преобразуется в цилиндрическую полузатопленную струю, движущуюся вдоль средней и (или) центральной частей трубной доски с раздачей расхода по ее отверстиям. При этом наличие ступени на стыке эллиптического днища и корпуса практически не оказывает влияния на распределение расхода теплоносителя по отверстиям трубной доски.

В РКС с вылетом  $\tilde{a} \ge 0$ , отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  и относительно большой высоте  $\tilde{h}$  установка на днище (в застойной зоне) распределителя, имеющего относительно малую высоту  $h_1$  по сравнению с высотой  $\tilde{h}$ , практически не оказывает влияния на характер течения теплоносителя.

В основной части коллектора при вылете  $\tilde{a} \ge 0$  и различных отношениях площадей  $F_0/F_1$  течение теплоносителя осуществляется в виде кольцевой полузатопленной струи вдоль стенки корпуса (рис. 4*e*, *c*) и внутренней поверхности боковой стенки распределителя, параллельной продольной оси симметрии, конической затопленной струи после выхода из распределителя (рис. 4*c*, *e*), кольцевой затопленной струи после выхода со ступени в месте стыка торцевых частей днища эллиптической формы и корпуса, цилиндрической и конической полузатопленных струй соответственно вдоль днища плоской (рис. 4*e*) и эллиптической форм.

В результате обратного пространственного поворота осесимметричная круглая затопленная струя в нижней и верхней частях распределителя преобразуется соответственно в конические полузатопленную и затопленную струи. Первая из них располагается на внутренней поверхности боковой стенки распределителя, а вторая — в его верхней части. При взаимодействии конической затопленной струи с верхней частью распределителя происходит отклонение направления ее движения по отношению к боковой стенки распределителя в сторону периферии.

При  $\tilde{a} > 0$  во входной части кольцевого канала в направлении трубной доски имеет место течение кольцевой затопленной струи, движение теплоносителя с одновременным касанием внутренней и наружной боковых поверхностей соответственно распределителя и центральной трубы (рис. 4 $\partial$ ), течение кольцевой полузатопленной струи вдоль внутренней или наружной боковых поверхностей соответственно корпуса (рис. 4 $\theta$ , z) или центральной трубы (рис. 4 $\partial$ ).

Течение теплоносителя в РКС характеризуется наличием застойных и (или) вихревых зон, а также перераспределением профиля скорости в струях в результате их расширения и поворота.

В выходной части коллектора при вылете  $\tilde{a} \ge 0$  установлены следующие характерные особенности течения теплоносителя. В месте встречи кольцевых затопленной и полузатопленной струй со средней и (или) центральной частью трубной доски, средней и (или) периферийной частью трубной доски одна часть теплоносителя, соответствующая ядру потока, непосредственно входит в отверстия трубной доски, а оставшаяся часть теплоносителя движется вдоль трубной доски с раздачей расхода по пути через отверстия в трубной доске. При попадании струи в центральную часть трубной доски теплоноситель движется вдоль ее средней и (или) периферийной части в направлении корпуса, при попадании струи в среднюю часть трубной доски теплоноситель одновременно растекается от места встречи с трубной доской вдоль ее центральной и периферийной частей соответственно в направлении центральной трубы и корпуса, а при попадании струи в периферийную часть трубной доски теплоноситель движется вдоль средней и (или) центральной частей трубной доски теплоноситель движется вдоль средней с трубной доской вдоль ее центральной и периферийной частей соответственно в направлении центральной трубы и корпуса, а при попадании струи в периферийную часть трубной доски теплоноситель движется вдоль средней и (или) центральной частей трубной доски в направлении центральной трубы.

В зависимости от соотношения размеров РКС и используемых в ней конструктивных элементов струя попадает на трубную доску под различными углами.

В проточной части РКС плоского типа характер течения теплоносителя подобен характеру течения теплоносителя в РКС цилиндрического типа.

Конструктивные характеристики, определяющие гидродинамику проточной части РКС *цилиндрического типа*: внутренние радиусы нижней и верхней частей корпуса (при наличии ступени); внутренний и наружный радиусы центральной трубы, высота коллектора и высота входа в него и расстояние от днища до ступени на корпусе (при наличии ступени) (рис. 1*a*).

Конструктивные характеристики, влияющие на гидродинамику проточной части РКС *плоского типа*: ширина нижней и верхней части корпуса (при наличии ступени), наружная и внутренняя ширина центрального канала, высота коллектора и высота входа в него и расстояние от днища до ступени на корпусе (при наличии ступени) (рис. 16).

# Осесимметричная РКС с боковым подводом и центральным подводом теплоносителя

Гидродинамику проточной части РКС определяют ширина и площадь проходного сечения бокового кольцевого канала, условия подвода теплоносителя в коллектор (равномерно или локально), высота коллектора, высота входа в него, толщина и форма торцевой части обечайки, расстояние между ней и опорной плитой, число и диаметр отверстий в опорной плите, относительный шаг и тип их расположения, коэффициент пористости и площадь проходного сечения опорной плиты, профиль днища и входной части опорной плиты.

Осесимметричные РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя характерны для РУ типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВРД «VULCAN», кассет ВПТО АЭС с реактором ВГ-400 и ряда других установок (рис. 5).

Наличие резких поворотов в проточной части РКС и несовершенство ее конструкции приводит к образованию вихревых зон в коллекторе и неравномерному профилю расхода теплоносителя по каналам решетки.

В РКС плоского типа изменяются высота коллектора H, высота входа в него h, расстояние от системы пластин до торцевой части стенок выходного канала a, ширина входного канала  $\delta$  и толщина стенки выходного канала  $\tilde{\delta}_1$ . Коллектор имеет днище плоской формы. При определении относительных размеров  $\tilde{H}$  и  $\tilde{h}$  в качестве масштабного фактора используется ширина входного канала  $\delta$ , при определении относительных размеров  $\tilde{a}$  и  $\tilde{\delta}_1$  — ширина решетки 10, а при определении относительного размера проходного сечения решетки  $\tilde{s}$  — удвоенная ширина входного канала 2 $\delta$ . Число Рейнольдса Re соответствует режиму течения воды в каналах решетки (рис. 6).

В проточной части РКС течение теплоносителя имеет сложный характер.

Схемы течения теплоносителя в РКС. В проточной части РКС цилиндрического типа течение теплоносителя имеет сложный вид. Наиболее яркие особенности течения теплоносителя проявляются на входном, основном и выходном участках проточной части рассматриваемой РКС (рис. 7).



*Рис 5.* Конструкции РКС в виде пространственных поворотов на 1800 с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя: а)–г) реактор ВВЭР-440;
д) реактор ВВЭР-1000; е) ВВРД; ж) кипящий реактор; з) кассета ВПТО АЭС с реактором ВГ-400; и)–р) некоторые конструктивные решения;
1 – боковой подводящий канал (каналы); 2 – коллектор; 3 – днище; 4 – решетка; 5 – опорная решетка; 6 – активная зона; 7 – обтекатель; 8 – распределительное устройство; 9 – направляющие лопатки


*Рис. 6.* Характер течения воды в РКС плоского типа с симметричным боковым подводом и центральным отводом теплоносителя из него при

 $\tilde{H}_{1}^{0} = 0,31 \text{ и Re} = (1,4-2,1) \cdot 10^{3} :$ a)  $\tilde{H} = 0,5; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 4,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$  $\tilde{o}$ )  $\tilde{H} = 1,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ e)  $\tilde{H} = 2,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ e)  $\tilde{H} = 0,25; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 4,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ d)  $\tilde{H} = 0,5; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ e)  $\tilde{H} = 1,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 1,0; \ \tilde{\delta} = 0,011 \text{ и } \phi = 90^{\circ};$ mc),  $\kappa$ )  $\tilde{H} = \tilde{h} = 1,0; \ \tilde{a} = 0; \ \tilde{s} = 2,0; \ \tilde{\delta} = 0,022$ при  $\phi$  равных 30 и 90°, соответственно;

з), л) 
$$h = 0,5$$
;  $\tilde{s} = 4$ ;  $\varphi = 60^{\circ}$ ;  $\delta = 0,0217$  при  $H = 1,0$ ;  $\tilde{a} = 0,14$  и  $H = 1,78$ ;  
 $\tilde{a} = 0,36$ , соответственно; и), м)  $\tilde{h} = 1,0$ ;  $\tilde{s} = 2$ ;  $\varphi = 60^{\circ}$ ;  $\tilde{\delta} = 0,0217$   
при  $\tilde{H} = 1,5$ ;  $\tilde{a} = 0,14$  и  $\tilde{H} = 2,28$ ;  $\tilde{a} = 0,36$ 



*Рис.* 7. Типичные конструкции и схемы течения теплоносителя в проточных частях осесимметричных РКС цилиндрической формы с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя:

а), б) РКС с относительно большой и малой высотой входа в коллектор и смещенной решеткой в центральной обечайке; в), г) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор со смещенной трубной доской в центральной обечайке при наличии на днище вставок относительно большого и малого диаметров, соответственно; д), е) РКС с относительно малой высотой входа в коллектор без смещения решетки в центральной обечайке при отсутствии и наличии на днище вставок, соответственно; 1 – кольцевой канал; 2 – коллектор; 3 – обечайка; 4 – трубная доска;

5 – днище; 6 – цилиндрическая вставка; 7 – корпус

Во входной части коллектора течение теплоносителя зависит от соотношения площадей проходного сечения кольцевого канала  $F_0$  и входной части коллектора  $F_1$ .

После выхода теплоносителя из кольцевого канала во входную часть коллектора на стенке корпуса образуется кольцевая полузатопленная струя.

В РКС с расстоянием  $\tilde{a} \ge 0$  и отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  возможны два варианта преобразования струи. В одном варианте при относительно большой высоте  $\tilde{h}$  кольцевая полузатопленная струя в результате поворота над расположенной у днища застойной зоной либо сразу принимает вид осесимметричной круглой струи, расположенной на продольной оси РКС, либо последовательно преобразуется в цилиндрическую затопленную струю и осесимметричную круглую струю, расположенную на продольной оси РКС. В другом варианте при относительно малой высоте  $\tilde{h}$  кольцевая полузатопленная струя достигает периферийной части днища и в результате поворота потока либо сразу становится круглой осесимметричной струёй, либо преобразуется в цилиндрическую или коническую полузатопленную струю соответственно на днищах плоской и эллиптической форм и принимает вид осесимметричной круглой струи.

Площадь поперечного сечения цилиндрической и конической полузатопленных струй  $f_1$  во входной части коллектора зависит от отношения площадей  $F_0/F_1$ . При отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  площадь  $f_1$  примерно соответствует максимальной площади поперечного сечения кольцевой полузатопленной струи во входной части коллектора, а при отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$  площадь  $f_1=(0,7-0,8)$   $F_1$ .

В основной части коллектора течение теплоносителя определяется положением трубной доски в обечайке.

При расстоянии a = 0 и отношении площадей  $F_0/F_1 \ge 1$  полузатопленная струя преобразуются в поток, движущийся к центру коллектора в щелевом канале между днищем и трубной доской с раздачей потока по пути через отверстия средней и (или) центральной части трубной доски (рис. 7д).

При расстоянии  $a \ge 0$  и отношении площадей  $F_0/F_1 < 1$  полузатопленная струя (при относительно малой высоте  $\tilde{h}$ ) или затопленная струя (при относительно большой высоте  $\tilde{h}$ ) в результате поворота преобразуются в круглую затопленную струю (рис. 7a,  $\delta$ ). При a > 0 во входной части центральной обечайки возможно течение круглой затопленной струи (рис. 7a,  $\delta$ ), движение теплоносителя с касанием внутренней поверхности боковой стенки центральной обечайки и наружной поверхности боковой стенки цилиндрической вставки (рис. 7e) и течение теплоносителя с касанием наружной поверхности боковой стенки цилиндрической вставки (рис. 7e).

В РКС с цилиндрической вставкой в центральной части коллектора течение теплоносителя определяется отношением высоты цилиндрической вставки  $h_1$  к расстоянию от днища коллектора до торцевой части центральной обечайки h. При  $a \ge 0$  и  $h_1/h \le 1$  кольцевая полузатопленная струя течет вдоль боковой стенки вставки (рис. 7c), а при a > 0 и  $h_1/h > 1$  — также вдоль боковой стенки цилиндрической вставки и (или) кольцевая полузатопленная струя преобразуется в стесненный поток теплоносителя в кольцевом канале между боковыми стенками центральной обечайки и вставки (рис. 7e). После ее выхода с боковой стенки цилиндрической вставки или теплоносителя из кольцевого канала образуются кольцевая затопленная струя на боковой стенке центральной обечайки.

Течение теплоносителя в РКС характеризуется наличием застойных и (или) вихревых зон, а также перераспределением профиля скорости в струях в результате их расширения и поворота.

В выходной части коллектора возможны различные варианты попадания теплоносителя на трубную доску.

В РКС без дополнительных конструктивных элементов круглая затопленная струя при  $a \ge 0$  в зависимости от расстояния между ее начальным поперечным сечением и трубной доской попадает на ее центральную и (или) среднюю части (рис. 7*a*,  $\delta$ ). При попадании струи в среднюю и (или) центральную части трубной доски одна часть теплоносителя непосредственно входит в ее отверстия в месте

встречи с трубной доской, а другая часть теплоносителя движется соответственно вдоль периферийной и (или) средней частей трубной доски с раздачей потока по пути через отверстия соответствующих частей трубной доски.

В РКС с цилиндрической вставкой возможен случай одновременного попадания теплоносителя на периферийную и (или) среднюю части трубной доски (рис. 7*в*, *г*). Одна часть теплоносителя в месте встречи с трубной доской входит непосредственно в ее отверстия, а другая часть в результате поворота попадает в щелевой канал, образованный трубной доской и крышкой цилиндрической вставки. Течение теплоносителя в щелевом канале определяется отношением площади проходного сечения его входной части  $F_2$  к площади поперечного сечения теплоносителя на входе в него  $f_2$ . При  $f_2/F_2=1$  теплоноситель движется с касанием крышки вставки и центральной и (или) средней частей трубной доски (рис. 7*е*), а при  $f_2/F_2<1$  — только вдоль центральной и (или) средней части трубной доски в виде плоской полузатопленной струи (рис. 7*в*). В обоих случаях теплоноситель движется к центру коллектора с раздачей потока по пути через отверстия соответствующих частей трубной доски.

Конструктивные характеристики, определяющие гидродинамику проточной части РКС *цилиндрического типа без дистанционирующей вставки*: максимальный радиус перфорированной части трубной доски, высота коллектора и высота входа в него, число и радиус отверстий в трубной доске, наружный радиус обечайки, внутренние радиусы обечайки и корпуса. Для подобной РКС *при наличии дистанционирующей вставки* кроме перечисленных ранее характеристик гидродинамику определяют минимальный радиус перфорированной части трубной доски и радиус дистанционирующей вставки (рис. 7*в*).

Конструктивные характеристики, влияющие на гидродинамику проточной части РКС *плоского типа*: высота коллектора и высота входа в него (при смещения системы пластин от торцевой части стенки выходного канала), расстояние от системы пластин до торцевой части стенки выходного канала, число и ширина каналов в системе пластин, ширина корпуса и центрального канала, толщина стенки центрального канала и угол среза ее торцевой части (при наличии среза) (рис. 7*г*).

# Применение выявленных схем течения и гидродинамических эффектов в РКС теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ

Выявленные гидродинамические эффекты могут быть использованы при гидродинамической оптимизации проточных частей осесимметричных РКС теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ без проведения многочисленных дорогостоящих экспериментов и расчетов.

Учет гидродинамических эффектов является основой при обосновании гидродинамики сложных проточных частей РУ типа БН, ВВЭР и перспективных ЯЭУ, разработке и верификации современных расчетных кодов по исследованию расчету гидродинамики сложных проточных частей РКС. Полученные схемы течения и гидродинамические эффекты изменяет сложившиеся научные представления в области гидродинамики РКС и объясняет научные факты и экспериментальные данные, которые не находили своего научного объяснения. **РКС с центральным поводом и боковым отводом теплоносителя**. Проблема обеспечения заданных профилей расходов теплоносителя на выходе из РКС, для которых характерны переменные по периметру трубного пучка величина и местоположение максимального расхода, решена в устройствах, зарегистрированных в качестве изобретений [1, 11–14, 16] (рис. 8*а*–3). В указанных устройствах решение задачи достигается за счет изменения местоположения и площади встречи струи с трубной доской, уменьшения средней скорости струи, которая возникает при расширении затопленной струи.

В [1] предлагается на днище коллектора установить распределитель теплоносителя в виде усеченного конуса, у которого образующая боковой стенки имеет переменные по периметру длину и угол наклона (рис. 8a).

В [12] рекомендуется высоту зазора между торцом центральной трубы и внутренней поверхностью днища под ней выполнить переменными по периметру коллектора (рис. 86). В данном случае обеспечивается различная толщина затопленной струи уже в центральной части коллектора.

В [11] предлагается использовать коллектор с переменными по периметру шириной ступени на внутренней стенке корпуса и расстоянием от нее до трубной доски (рис. 8e, e), а в [14] — коллектор со вставкой между трубной доской и днищем, у которой наружная поверхность выполнена эквидистантно относительно внутренней поверхности корпуса, а толщина ее переменна по периметру коллек-



*Рис.* 8. Конструкции РКС с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя:

а) и з) РКС с распределителем; б) РКС с переменным зазором на входе в коллектор;
в) и г) РКС со ступенью на корпусе; д) и е) РКС со вставкой; ж) РКС с трубами;
1 – трубная доска; 2 – пучок труб; 3 – центральная труба; 4 – коллектор; 5 – днище;
6 – корпус; 7 – распределитель; 8 – ступень; 9 – вставка; 10 – трубы со срезанными торцами; 11 – отверстия в стенке распределителя

тора (рис.  $8\partial$ , *e*). В обоих случаях гидродинамический эффект на выходе из проточной части цилиндрических РКС достигается за счет обеспечения переменной толщины струи, попадающей на трубную доску со стенки корпуса.

Для увеличения массовых расходов в центральных трубках, расположенных у центральной трубы, в [16] из трубной доски в коллектор выдвигают трубки со срезанными торцами, ориентируют их в сторону центральной трубы, а вылет концов трубок делают переменным по периметру трубной доски и возрастающим по ее радиусу (рис. 8 ж). При этом выдвинутые из трубной доски концы труб проходят через вихревые зоны, возникающие под трубной доской при резком повороте теплоносителя, и в них попадает теплоноситель, непосредственно движущийся в струе вдоль днища.

Для перераспределения расхода по периметру трубного пучка в свободных РКС в [13] рекомендуется на днище коллектора установить распределитель в виде перфорированного усеченного конуса, ориентированного большим основанием в сторону пучка труб, а шаг и диаметр отверстий боковой стенки выполнить идентичными по ее высоте и переменными по ее периметру (рис. 83). Необходимый профиль расхода в трубном пучке достигают за счет изменения по периметру распределителя доли теплоносителя, выходящего из него через отверстия в боковой стенке.

В осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с центральным подводом теплоносителя в коллектор заданный профиль массового расхода (средней скорости) на выходе из коллектора создают за счет обеспечения соответствующего соотношения размеров проточной части РКС [17, 21, 22, 24]. Различные конструкции РКС данного типа представлены на рис. 9 и 10.

В осесимметричных РКС цилиндрического типа с центральным подводом в коллектор [17, 21] размеры ее проточной части выбирают по соотношению, учитывающему массовый расход теплоносителя через отверстие решетки, средний массовый расход теплоносителя через нее, полную потерю давления на решетке,



Рис. 9. Осесимметричная РКС цилиндрического типа с центральным подводом теплоносителя при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в коллектор: 1 – боковой канал; 2 – днище; 3 – корпус; 4 – отверстие решетки; 5 – коллектор; 6 – решетка; 7 – ступень; 8 – центральная труба



*Рис. 10.* Симметричная РКС плоского типа с центральным подводом теплоносителя в коллектор при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в коллектор: 1 – боковой канал; 2 – внутренняя стенка; 3 – днище; 4 – канал системы пластин;

5 – наружная стенка; 6 – коллектор; 7 – система пластин; 8 – ступень; 9 – центральный канал

плотность теплоносителя, среднюю скорость теплоносителя в центральной трубе, площадь поперечного сечения падающей на решетку струи, радиус верхней части корпуса, наружный радиус центральной трубы, текущий радиус решетки и эмпирические коэффициенты (рис. 9).

В симметричных РКС плоского типа с центральным подводом и боковым отводом теплоносителя в [22, 24] размеры ее проточной части выбирают по соотношению, учитывающему средние скорости теплоносителя в канале системы пластин и в каналах системы пластин в целом, полуширину верхней части корпуса, ширину наружной части центрального канала, текущую полуширину системы пластин, эмпирические коэффициенты и ширину падающей на систему пластин струи (рис. 10).

РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя. В соответствии с [15] для устранения вихревых зон на входе в коллектор и, соответственно, повышения расхода теплоносителя в периферийной части трубной доски предлагается следующее (рис. 11). На днище расположить вытеснитель. Коллектор снабдить цилиндрической направляющей вставкой, верхний торец которой установить с касанием к нижнему торцу цилиндрической обечайки, а нижний торец — с зазором по отношению к днищу. Вытеснитель выполнить в виде цилиндра, верхнюю часть которого ограничить крышкой, и установить с зазором внутри вставки без касания входной части опорной доски.



Рис. 11. РКС с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя с вытеснителем на днище:
1 – боковой входной канал; 2 – корпус; 3 – днище; 4 – трубный пучок; 5 – опорная доска;
6 – цилиндрическая обечайка трубного пучка;
7 – коллектор; 8 – цилиндрическая направляющая вставка; 9 – вытеснитель В осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя заданный профиль расхода (скорости) теплоносителя на выходе из коллектора создают за счет обеспечения соответствующего соотношения размеров проточной части РКС [18–20, 23, 25, 26]. Различные конструкции РКС данного типа представлены на рис. 12 и 13.



Рис. 12. Осесимметричная РКС цилиндрического типа с боковым подводом теплоносителя в коллектор со вставкой в нем при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в него и без вставки при относительно большой (в) и малой (г) высоте входа в коллектор: 1 – боковой кольцевой канал; 2 – днище;
3 – корпус; 4 – коллектор; 5 – отверстие решетки; 6 – решетка; 7 – центральный канал; 8 – цилиндрическая вставка; 9 – цилиндрическая обечайка



*Рис. 13.* Симметричная РКС плоского типа с боковым подводом теплоносителя в коллектор при относительно большой (а) и малой (б) высоте входа в него:

1 – боковой подводящий канал; 2 – внутренняя стенка; 3 – днище; 4 – канал системы пластин; 5 – наружная стенка; 6 – система пластин; 7 – центральный отводящий канал

В РКС цилиндрического типа с боковым подводом и центральным отводом теплоносителя (рис. 12) в [18, 19, 25, 26] размеры ее проточной части выбирают по соотношению, учитывающему взаимосвязи массового расхода теплоносителя в отверстии решетки, среднего массового расхода теплоносителя в отверстиях решетки в целом, полных потерь напора на прокачку теплоносителя через нее, средней плотности теплоносителя, средней скорости теплоносителя в отверстиях решетки, высоты коллектора и высоты ее входной части, наружного радиуса цилиндрической обечайки, внутреннего радиуса корпуса, минимального и максимального радиусов перфорированной части решетки, радиуса цилиндрической вставки (при ее наличии), числа отверстий в решетке, радиуса отверстия решетки и ее текущего радиуса.

В симметричных РКС плоского типа (рис. 13) в [20, 23] размеры проточной части РКС выбирают по соотношению, учитывающему взаимосвязи средний скорости теплоносителя в канале системы пластин и в системе пластин в целом, высоты коллектора и высоты входа в него, полуширины наружной части центрального канала, полуширины корпуса, числа каналов в системе пластин, ширины канала системы пластин, текущей полуширину системы пластин и полуширины перфорированной части системы пластин.

#### Выводы

1. Получены новые научные знания о гидродинамике проточных частей осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с центральным и боковым подводами теплоносителя в коллектор. К двум известным типам коллекторных течений прибавлено еще два промежуточных типа коллекторных течений, для каждого из которых даны параметры вновь открытых особенностей гидродинамики.

2. Установлены неизвестные ранее схемы течения теплоносителя и гидродинамические эффекты в проточных частях осесимметричных РКС цилиндрического и плоского типов с обратным поворотом теплоносителя. Указанные модели и эффекты основаны на наличии в проточной части указанных РКС струйно-вихревого течения теплоносителя, затопленных и полузатопленных струй, идентичности механизмов преобразования одних типов струй в другие.

3. Уточненные схемы течения теплоносителя и выявленные гидродинамические эффекты позволяют прогнозировать характер течения теплоносителя в проточной части коллектора и получать полуэмпирические соотношения для расчета распределения массового расхода (скорости) теплоносителя на выходе из РКС цилиндрического и плоского типов с обратным поворотом теплоносителя и при различных сочетаниях мест подвода и отвода теплоносителя.

4. На основе схем течения теплоносителя и гидродинамических эффектов предложены и защищены в виде патентов технические решения применительно к теплообменникам и реакторам перспективных ЯЭУ.

## Список литературы

- 1. А. с. № 1505124 СССР, МКИ<sup>4</sup> F 28 F 9/02. Поворотная камера теплообменника / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н., Миловидов И.В. Заявка №4335171; заявл. 30.11.87; опубл. 01.05.89, Бюл. № 32. 2 с.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидравлические неравномерности на выходе из осесимметричных коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ [Электронный ресурс] // Исследования в области теплофизики ядерных энергетических установок (к 60-летию создания теплофизического отдела ФЭИ) : Научно-техн. сб. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2014. — С. 50–68.
- 3. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамика коллекторных систем ядерных энергетических установок // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. № 1. С. 113—121.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамические неравномерности теплоносителя на входе в активную зону ядерного реактора, обусловленные коллекторным эффектом // Атомная энергия. — 2011. — Т. 111, вып. 3. — С. 177—180.
- 5. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамические эффекты в раздающей коллекторной системе реакторной установки с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем // Новые промышленные технологии. 2011. № 1. С. 43—47.
- 6. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Закономерности формирования гидравлических неравномерностей на выходе из коллекторной системы реакторной установки // Теплоэнергетика, 2014. —№ 5. —С. 54–59.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Особенности гидродинамики проточных частей коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ. — Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2016. — 215 с.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Особенности гидродинамики раздающих коллекторных систем ядерных реакторов типа ВВЭР [электронный ресурс] // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР : сб. тр. 4-й межд. научно-техн. конф.; Подольск 23—26 мая 2005 г. — Подольск: ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2005. — 12 с.
- Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н., Юрьев Ю.С. Закономерности формирования гидравлических неравномерностей на выходе из коллекторных систем теплообменников и реакторов ЯЭУ. В 2-х т. Т. 1 // Теплофизика-2012: Теплофизические экспериментальные и расчетно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах : сб. докладов научно-технической конф.; Обнинск 24—26 октября 2012 г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013. С. 33—47.
- Дельнов В.Н. Свойство подобия гидродинамики раздающих коллекторных систем с различными условиями подвода жидкости в коллектор // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2018. — Вып. 5. — С.208–222. – Эл. ресурс: http://vant.ippe.ru/archive.year 2018.html.

- Патент на изобретение № 1760843 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. — Заявка № 4815766/06; заявл. 11.03.1990; опубл. 07.09.1992, Бюл. № 33. — 7 с.
- Патент на изобретение № 1760844 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. — Заявка № 4815768/06; заявл. 11.03.1990; опубл. 07.09.1992, Бюл. № 33. — 6 с.
- Патент на изобретение № 1825085 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Дельнов В.Н., Файзуллин Ф.Х. — Заявка № 4901303/06; заявл. 09.01.1991; опубл. 20.09.1995, Бюл. № 26.—2с.
- Патент на изобретение № 1825086 РФ, МКИ<sup>5</sup> F 28 F 9/02. Нижняя раздающая камера теплообменника / Дельнов В.Н.; заявитель и патентообладатель Физико-энергетический ин-т. — Заявка № 4901304/06; заявл. 09.01.1991; опубл. 10.09.1995, Бюл. № 25. — 3 с.
- Патент на изобретение № 2025799 РФ, МКИ<sup>5</sup> G 21 C 15/02. Ядерный реактор / Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. — Заявка № 4870387/25; заявл. 02.10.1990; опубл. 30.12.1994, Бюл. № 24. — 3 с.
- 16. Патент на изобретение № 2028574 РФ, МПК<sup>6</sup> F 28 F 9/02. Раздающая камера теплообменника / Дельнов В.Н., Файзуллин Ф.Х. — Заявка № 4900470/06; заявл. 09.01.1991; опубл. 09.02.1995, Бюл. № 4. — 4 с.
- 17. Патент на изобретение № 2522375 РФ; МПК F28F 9/00, Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012158073/06; опубл. 10.07.2014, Бюл. № 19; дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013; — 11 с.
- Патент на изобретение № 2523025 РФ; МПК G 21 C 15/00. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012136042/07; опубл. 27.02.2014, Бюл. № 6; дата начала отсчета срока действия патента 21.08.2012; — 6 с.
- Патент на изобретение № 2525857 РФ; МПК G 21 C 15/02. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012136046/07; опубл. 27.03.2014, Бюл. № 9; дата начала отсчета срока действия патента: 21.08.2012. — 7 с.
- 20. Патент на изобретение № 2525860 РФ; МПК G 21 C 15/00. Распределительная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. Заявка № 2012158076/07; опубл. 20.08.2014, Бюл. № 23; Дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013. 7 с.
- Патент на изобретение № 2525989 РФ; МПК F 28 F 9/00. Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012158074/06; опубл. 20.08.2014, Бюл. № 23; Дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013. — 11 с.
- Патент на изобретение № 2525991 РФ; МПК F 28 F 9/02. Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2013124415/06; опубл. 20.08.2014, Бюл. № 23; Дата начала отсчета срока действия патента: 28.05.2013. — 10 с.

- Патент на изобретение № 2526837 РФ; МПК G 21 C 15/02. Распределительная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. Заявка № 2012158075/07; опубл. 27.08.2014, Бюл. № 24. Дата начала отсчета срока действия патента: 23.05.2013. 7 с.
- 24. Патент на изобретение № 2535462; МПК F 28 F 9/02. Раздающая камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2013124414/06; опубл. 10.12.2014, Бюл. № 34; Дата начала отсчета срока действия патента: 28.05.2013. — 10 с.
- 25. Патент на полезную модель № 143539 РФ; МПК G 21 C 15/02. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. Заявка № 2012151741/07; опубл. 27.07.2014, Бюл. № 21; дата начала отсчета срока действия патента: 03.12.2012. 2 с.
- 26. Патент на полезную модель № 143903 РФ; МПК G 21 C 15/02, G 21 C 15/26. Напорная камера / Дельнов В.Н., Габрианович Б.Н. — Заявка № 2012151739/07; опубл. 10.08.2014, Бюл. № 22; дата начала отсчета срока действия патента: 03.12.2012. — 2 с.
- 27. Gabrianovich B.N., Del'nov V.N. Hydrodynamics of Liquid Metal Cooled NPP header systems // Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid metal coolants in single/two-phase : working material of the 11<sup>th</sup> Meeting of the International Association for Hydraulic Research; July 5—9, 2004. IPPE, Obninsk. P. 380–401. TWG-FR/125.

# Экспериментальные и расчетные исследования теплофизических аспектов развития кипения жидкого металла в реакторе на быстрых нейтронах

А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Е. Ф. Иванов

Моделирование на современном уровне динамического кипения щелочных жидких металлов имеет важное значение для комплексного анализа нейтроннофизических и теплогидравлических характеристик активной зоны реакторов на быстрых нейтронах в аварийных ситуациях (UTOP, ULOF) при обосновании их безопасности [1—3].

Одним из ключевых вопросов является экспериментальное и расчетное подтверждение возможности устойчивого охлаждения активной зоны в процессе протекания аварии с кипением натрия в тепловыделяющих сборках твэлов (TBC) активной зоны, изучение границы устойчивого охлаждения активной зоны, получение данных для валидации модели процесса кипения натрия и верификации расчетных кодов.

По сравнению с кипением воды процесс кипения жидких металлов имеет существенные особенности:

 взаимодействие отдельных факторов оказывается настолько сложным, что начальный перегрев для вскипания жидких металлов трудно прогнозировать;

 – рост парового пузыря щелочного металла носит взрывообразный характер, скорость роста ~ 10 м/с;

 у щелочных металлов образуются пузыри достаточно большого размера на ограниченном числе центров парообразования, основная часть времени цикла образования пузыря приходится на период ожидания;

 основные режимы течения двухфазных потоков щелочных металлов те же, что и у обычных теплоносителей: при давлении, близком к атмосферному, преобладает дисперсно-кольцевой режим течения;

 – фазовый переход при дисперсно-кольцевом течении щелочных металлов в каналах, как правило, осуществляется испарением с поверхности пристенной пленки жидкого металла без образования пузырьков (кипения) на стенке, эффективный коэффициент теплоотдачи при этом достигает сотен кВт/м<sup>2</sup>.

При кипении жидких металлов для режимов с малыми скоростями течения или естественной конвекции в сборках твэлов, характерных для аварийных ситуаций, были получены лишь ограниченные данные [4, 5].

В период 1995–2007 гг. в ГНЦ РФ – ФЭИ была проведена серия экспериментов по кипению эвтектического натрий-калиевого сплава на моделях одиночных ТВС и в системе параллельных ТВС в контуре с естественной циркуляцией теплоносителя с целью изучения охлаждения ТВС активной зоны в аварийных режимах и в режиме аварийного расхолаживания с учетом влияния на кипение разных факторов [6, 7]. Проведенные исследования показали, что процесс кипения жидких металлов в ТВС формируется под воздействием различных факторов, имеет сложную структуру, характеризуется как устойчивыми, так и пульсационными режимами с значительными колебаниями технологических параметров (расхода, давления, температуры), которые могут продолжаться в течение десятков секунд и обусловливать возникновение кризиса теплообмена. Показано согласие между данными экспериментов и тестовыми расчетами японских и российских специалистов [8, 9].

Для исключения развития аварийной ситуации, приводящей к разрушению элементов активной зоны реактора на быстрых нейтронах, предложено конструктивное решение, заключающееся в расположении над активной зоной реактора «натриевой полости». В 2010–2015 годах в ГНЦ РФ – ФЭИ были проведены исследования, впервые показавшие возможность продолжительного охлаждения имитаторов твэлов при кипении натрия в ТВС при наличии «натриевой полости» [10].

Следует отметить, что важной особенностью реакторов на быстрых нейтронах, оказывающей влияние на условия теплообмена при кипении теплоносителя в активной зоне, является низкое давление в теплоносителе и большое различие, составляющее около трех порядков, в плотности паровой и жидкой фаз.

# Экспериментальное оборудование и система измерений при проведении исследований

Экспериментальная установка, созданная в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» на стенде AP-1 для проведения исследований кипения жидкометаллического теплоносителя [11, 12], содержит два вертикальных канала высотой 3 м, соединенных вверху и внизу и образующих опускную и подъемную ветви циркуляционного контура, дыхательный бак и подогреватель на входе в подъемный канал (рис. 1).

В нижней части подъемного канала расположен рабочий участок с моделью ТВС со сборкой из 7 имитаторами твэлов и 12 вытеснителями в треугольной решетке с шагом 1,185, заключенными в стальную трубу диаметром (50×1,5) мм. Перед ТВС в циркуляционном контуре установлены дроссельные устройства с шайбами 12, 16 и 20 мм.

Имитаторы представляют собой трубки диаметром (8×1) мм, внутри которых установлены спиральные нагреватели диаметром 4 мм из молибденовой проволоки диаметром 1 мм. Пространство между спиралью и оболочкой заполнено высокотемпературной электроизоляционной засыпкой и заполнено гелием. Оболочка состоит из двух коаксиальных труб, изготовленных из жаропрочной стали. В трубе меньшего диаметра выполнены четыре продольных паза для установки термопар с головками, распределенными по длине зоны энерговыделения.

Установка оснащена большим количеством первичных преобразователей (датчиков) для измерения: давления в газовой полости, расхода и пульсаций расхода теплоносителя, статического давления в зоне кипения и флуктуаций (пульсаций) давления теплоносителя, перепада давления между кипящей сборкой и расширительным баком, температуры теплоносителя в различных точках контура циркуляции, температуры и пульсаций температуры теплоносителя и оболочки



*Рис.* 1. Фрагмент экспериментальной установки (а) и схема рабочего участка (б) для исследований кипения жидкого металла на моделях ТВС в аварийных режимах

(поверхности) имитаторов твэлов в трех сечениях по высоте участка энерговыделения, регистрации наличия паровой фазы по высоте модели ТВС (потенциометрические датчики), электрической мощности, подводимой к нагревателям имитаторов твэлов, уровня жидкого металла в дыхательном баке, сигналов акустической эмиссии.

## Феноменология и анализ процесса кипения натрий-калиевого теплоносителя в модельных сборках с гладкими и шероховатыми твэлами

Выход на режим кипения жидкого металла в модели ТВС в режиме естественной конвекции осуществлялся путем повышения мощности энерговыделения имитаторов твэлов. Подогретый в модели ТВС жидкий металл поднимался в расширительный бак, в котором охлаждался и далее поступал в опускной участок. Мощность имитаторов твэлов повышалась дискретно небольшими ступенями вплоть до закипания натрия [10].

Кипение натрий-калиевого теплоносителя в модели с имитаторами твэлов с гладкой поверхностью с низкой шероховатостью (0,5 мкм). Пузырьковое кипение жидкого металла возникло при плотности теплового потока на поверхности имитаторов твэлов 117 кВт/м<sup>2</sup> в конце зоны энерговыделения и по мере

увеличения подводимой к модели мощности постепенно распространилось на всю зону энерговыделения. При этом расход на входе в модель оставался почти неизменным на уровне значений до начала кипения. Режим с устойчивым характером процесса кипения сохранялся до плотности теплового потока 133 кВт/м<sup>2</sup>, пока кипение не охватило всю зону энерговыделения.

При дальнейшем увеличении подводимой мощности произошел переход к пульсационному (снарядному) режиму, который имел периодический характер. В начале цикла происходило запаривание зоны энерговыделения, затем образовавшаяся паровая пробка (снаряд) всплывала, освобождающаяся зона обогрева заполнялась теплоносителем, поступающим на вход модели.

Разность температуры «стенка — жидкость» в устойчивом режиме кипения составляла в среднем 20 °С. В пульсирующем режиме наблюдались резкие колебания перегрева стенки имитаторов, возраставшие по мере роста энерговыделения до (80—90) °С, что можно объяснить осушением поверхности имитатора в области снарядов. Температурный перегрев стенки имитаторов по отношению к теплоносителю и показания датчика паросодержания на выходе из модели коррелируют с расходом теплоносителя на входе. При плотности теплового потока 151 кВт/м<sup>2</sup> произошло осушение поверхности имитаторов (кризис теплообмена второго рода) и расплавление оболочки.

Кипение в модели с имитаторами с шероховатой поверхностью промышленного изготовления (1,5 мкм). В эксперименте с вариантом дроссельной шайбы диаметром 20 мм в начальной стадии процесса кипения при достижении плотности теплового потока 125 кВт/м<sup>2</sup> наблюдался процесс кипения с устойчивыми параметрами, характерный для пузырькового режима: температуры теплоносителя и имитаторов, перепада давления на сборке, расхода теплоносителя на входе и выходе из зоны обогрева (рис. 2).

При повышении энерговыделения до 140 кВт/м<sup>2</sup> произошел переход к неустойчивому, пульсационному режиму. Этот режим характеризовался высокой амплитудой пульсаций температуры стенки (до 100 °C) и расхода теплоносителя (в интервале от 0,3 до 1,2 м<sup>3</sup>/ч). Образующиеся с интервалом 40 с и более крупные паровые пузыри (снаряды) в момент всплытия вызывали резкое увеличение расхода теплоносителя на входе в пучок и значительные колебания всех параметров. Очевидно, что колебания параметров имели гидродинамическую природу и определялись не только непосредственно процессом кипения теплоносителя только в TBC, но и комплексом процессов, происходящих в сборке и циркуляционном контуре в целом. Постепенно угасавший пульсационный (снарядный) режим в диапазоне теплового потока от 200 до 230 кВт/м<sup>2</sup> перешел в дисперсно-кольцевой режим, характеризующийся стабильностью измеряемых параметров.

При тепловом потоке свыше 230 кВт/м<sup>2</sup> наблюдалось уменьшение расхода теплоносителя в циркуляционном контуре и переход от дисперсно-кольцевого к дисперсному режиму кипения (закризисному теплообмену), поскольку истинное объемное паросодержание увеличилось незначительно, а трение двухфазного потока (как и паросодержание) стало существенным.



*Рис.* 2. Плотность теплового потока (а), температура имитатора (б) и теплоносителя
(в) на выходе из зоны энерговыделения и объемный расход теплоносителя (г)
в эксперименте с дроссельной шайбой диаметром 20 мм

### Гидравлические характеристики и картограмма течения двухфазного потока жидкометаллического теплоносителя в сборках твэлов

В результате обработки экспериментальных данных для каждого из проведенных экспериментов по кипению жидкого металла в сборках твэлов, построены гидравлические характеристики: точечные картограммы зависимости перепада давления в рабочем участке контура от объемного расхода (рис. 3), а также картограмма зависимости массовой скорости жидкого металла от весового паросодержания (рис. 4), характеризующая разные режимы течения двухфазного потока жидкометаллического теплоносителя в сборках твэлов.

Расположение точек на точечных картограммах (рис. 3) позволило провести аппроксимирующие линии, схожие с классической гидравлической характеристикой, соответствующей неустойчивому режиму кипения. Наряду с множеством точек, характеризующих пульсационный режим кипения (центральная область гидравлической характеристики), существует обособленное множество точек, относящихся к режиму устойчивого кипения (левая и правая ветви гидравлической характеристики). Пульсации потока теплоносителя вызваны динамическими взаимодействиями между параметрами потока (скоростью, плотностью, давлением, энтальпией) благодаря эффектам запаздывания и процессам обратной связи. В зависимости от диапазона и сочетания теплогидравлических параметров определяющую роль в самоподдерживающихся колебаниях расхода, в том числе и при сохранении постоянного перепада давления на рабочем участке, могут играть разные составляющие перепада давления. Это приводит к тому, что конструктивные и режимные параметры неодинаково влияют на границу устойчивости потока в зависимости от того, какая из составляющих перепада давления определяет колебания потока. В мировой практике такой механизм принято трактовать как гидродинамическую неустойчивостью плотностных волн.



*Рис. 3.* Гидродинамическая характеристика эксперимента с дроссельными шайбами диаметром 12 мм (а) и зажатым вентилем (б)



Рис. 4. Зависимость массовой скорости жидкого металла от паросодержания двухфазного потока жидкого металла в моделях пучков твэлов с промышленной шероховатостью поверхности: данные для пузырькового, снарядного, дисперсно-кольцевого и дисперсного режимов разграничены аппроксимирующими линиями (1)

Обработка осредненных данных в координатах массовая скорость — весовое паросодержание указывает на области устойчивого (пузырькового) режима кипения — A, неустойчивого (снарядного) режима кипения — B и устойчивого (дисперсно-кольцевого) режима кипения — C. Справа от области дисперсно-кольцевого режима кипения перехода к закризисному теплообмену. Между этими областями можно приближенно провести границы режимов, которые описываются следующей зависимостью:

$$\rho W = A \left( \frac{1}{x} - x \right),\tag{1}$$

где коэффициент *А* для границ перехода от пузырькового к снарядному, дисперсно-кольцевому и дисперсному режимам имеет значения 4,3, 14,0 и 19,0, соответственно.

# Межканальная неустойчивость при кипении натрий-калиевого теплоносителя в системе параллельных модельных сборок твэлов

Установка для исследования процесса кипения жидкометаллического теплоносителя в системе параллельных модельных сборок твэлов состоит из двух контуров естественной циркуляции, в каждом из которых установлены модельные сборки с 7 имитаторами, при общем опускном участке контура, в котором размещен холодильник. Каждая из сборок может работать автономно в своем циркуляционном контуре. Емкости над сборками также соединены. Отвод тепла из контуров осуществляется холодильниками типа «трубки Фильда» на опускных линиях контуров и «рубашек» на баках в верхней части контура циркуляции.

Полученные данные экспериментальных исследований кипения натрий-калиевого сплава в системе двух параллельных модельных ТВС в контуре с естественной циркуляцией сплава показывают:

при плотности теплового потока тепловыделяющих элементов ~130 кВт/м<sup>2</sup> пузырьковый режим кипения теплоносителя в ТВС переходит в развитый снарядный режим, характеризующийся колебаниями теплогидравлических параметров теплоносителя большой амплитуды;

 возникновение колебательного процесса при кипении теплоносителя в одной из параллельных ТВС приводит к противофазному колебательному процессу в параллельной ТВС, в дальнейшем колебания теплогидравлических параметров в различных контурах носят противофазный характер;

– гидравлическое взаимодействие системы параллельных контуров в снарядном режиме течения на участках энерговыделения с течением времени приводит к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них («резонанс» пульсаций расхода) и к возможному «запиранию» или инверсии расхода теплоносителя в контурах, росту температуры теплоносителя и оболочки имитаторов твэлов (эффект межканальной неустойчивости) и в дальнейшем к возникновению кризиса теплообмена;

 при различной плотности теплового потока имитаторов твэлов в системе параллельных ТВС происходит усиление «резонанса» колебательного процесса.

Для численного моделирования теплообмена при кипении жидкого металла в одиночной и в системе параллельных TBC развита версия кода SABENA [8, 9], разработанного ранее для теплогидравлического анализа кипения натрия в TBC быстрых реакторов, реализующая двухжидкостную модель двухфазного потока жидкого металла в приближении равных давлений в паровой и жидкой фазах:

 сборка твэлов моделируется в многомерном поканальном приближении, остальная часть контура циркуляции в одномерном приближении, замыкающие соотношения и теплофизические свойства эвтектического натрий-калиевого сплава уточнены путем проведения специального анализа;

 реализованная в коде численная процедура решения системы уравнений сохранения по методу конечных разностей позволила выполнить численное моделирование теплогидравлики в циркуляционном контуре как для случая одиночной, так и системы параллельных ТВС. Результаты численного моделирования гидродинамики и теплообмена для условий эксперимента для одиночной энерговыделяющей ТВС в контуре циркуляции показали:

 при расчете возникновение пузырькового кипения теплоносителя обнаруживается несколько позднее, чем в эксперименте;

 в дальнейшем результаты расчетов не описывают полученные в эксперименте пульсации параметров высокого порядка;

 результаты расчетов удовлетворительно описывают изменение во времени средних значений температуры теплоносителя и оболочки имитаторов твэлов, а также изменение расхода теплоносителя в течение всего переходного процесса до момента отключения мощности.



*Рис. 5.* Сравнение расчетных и экспериментальных распределений во времени температуры поверхности имитаторов твэлов (а), температуры теплоносителя (б) и расхода теплоносителя (в) в левой ТВС при параллельной работе ТВС с одинаковым энерговыделением

Результаты расчетных исследований для системы параллельных ТВС (рис. 5):

 воспроизводят ход температуры, развитие режимов течения однофазного потока (пузырькового, снарядного), пульсации расхода жидкого металла;

– демонстрируют противофазные пульсации расхода теплоносителя в параллельных ТВС, межканальную неустойчивость, характеризующиеся значительным возрастанием амплитуды пульсаций расхода теплоносителя в параллельных ТВС по сравнению с одиночными ТВС, периодическим падением расхода теплоносителя в ТВС практически до нуля и возможным осушением ТВС.

### Теплообмен при кипении натрия в модельной сборке твэлов с «натриевой полостью» над участком энерговыделения

Сборка имитаторов твэлов, состоящая из 7 имитаторов тэлов диаметром около 9 мм и длиной 1200 мм, упакованных в треугольную решетку с относительным шагом 1,11 и дистанционированием проволочной навивкой с шагом 180 мм, помещена в шестигранный чехол из жаропрочной стали, который выполняет функцию корпуса модели. Над моделью активной зоны расположена «натриевая полость» длиной 430 мм. После предварительного нагрева в петлевом подогревателе прямого нагрева натрий сначала попадает во входную камеру экспериментального участка, затем в область модели активной зоны, где осуществляется его подогрев имитаторами твэлов. Далее натрий проходит через область, затесненную имитатором верхнего торцевого экрана, который вместе с корпусом участка образует узкий кольцевой зазор [10].

Вскипание теплоносителя зафиксировано в момент времени 9799 с показаниям расходомера — индикатора кипения, расходомера в однофазной области, сигналам акустической системы и пульсациям давления. В этот момент расход натрия падает до нулевого значения. Через 0,5 с зафиксирован кратковременный скачок температуры стенки центрального имитатора, который связан с остановкой расхода теплоносителя, температура жидкости в начальной области «натриевой полости» растет на 6 °C, далее расход увеличивается до 0,3 м<sup>3</sup>/ч и температура стенки имитатора снижается до 911 °C в течение 3 с. Такой процесс повторяется неоднократно в течение эксперимента и представляет собой интенсивное вскипание и затухание кипения натрия вследствие увеличения расхода. В остальное время превалирует пузырьковый режим с переменной интенсивностью, то полностью затухающий, то значительно интенсифицирующийся и сопровождающийся увеличением расхода на период до 10 с.

При увеличении теплового потока имитаторов от 120 до 135 кВт/м<sup>2</sup> (рис. 6) наступает ярко выраженный пульсационный режим течения двухфазного потока с периодом пульсаций от 3 до 14 с и амплитудой пульсаций температуры имитаторов твэлов до 55 °C. Процессу интенсивного парообразования в ТВС сопутствует конденсация паров натрия в «натриевой полости» с заливом холодной жидкости из верхней части модели. Об этом можно судить по крутому падению температуры в «натриевой полости» (до 820 °C). Одновременно с конденсацией паров в «натриевой полости» увеличивается расход теплоносителя, обеспечивая

приток более холодной жидкости в модель и прекращение кипения, далее процесс повторяется снова. При увеличении теплового потока до 140 кВт/м<sup>2</sup> пульсации температуры стенки начинают непрерывно развиваться. При достижении температуры стенки имитатора 985 °C питание модели автоматически отключено аварийной системой защиты.

Полученные данные для модели ТВС с «натриевой полостью» в координатах массовая скорость — массовое паросодержание (рис. 7) согласуются с данными серии экспериментов на модели ТВС без «натриевой полости» (без торцевого экрана) в контурах с естественной циркуляцией натрий-калиевого сплава. Для пузырькового режима данные расположены в области массового паросодержания (0,1–2,5) %, для снарядного режима — (2,5–9) % в диапазоне массовой скорости натрия (100–200) кг/(м<sup>2</sup>·с).

### Теплоотдача при кипении щелочных металлов

На теплоотдачу при кипении жидкометаллических теплоносителей оказывают влияние давление, плотность теплового потока, состояние поверхности теплообмена (шероховатость), смачивание поверхности теплообмена теплоносителем, режимы течения двухфазного потока и др.

Данные по теплоотдаче жидкометаллических теплоносителей в каналах и пучках твэлов разрозненны и не систематизированы, отсутствует обобщающая зависимость, учитывающая влияние этих факторов. При вынужденном течении парожидкостной смеси металлов в трубе (при давлении около 0,1 МПа) уже при массовом паросодержании (1–5) % наступает дисперсно-кольцевой режим, характеризуемый тем, что (95–99) % жидкости находится в виде капель в центральной области потока. Коэффициент теплоотдачи в таких условиях имеет примерно такое же значение, как при кипении в большом объеме (рис. 8).

В дисперсно-кольцевом режиме фазовый переход связан с испарением с поверхности пристенной пленки жидкого металла, имеющей малую толщину и высокую теплопроводность. Влияние массовой скорости и паросодержания на теплообмен в этих условиях, по-видимому, несущественно. Эксперименты, проведенные Ю. А. Зейгарником и др. [14], подтвердили это предположение — коэффициент теплоотдачи при кипении натрия в широком диапазоне плотности теплового потока (0,2–1,1) МВт/м<sup>2</sup> оставался по существу неизменным и равным (2,5–4)·10<sup>5</sup> Вт/(м<sup>2</sup>·K).

В опытах при кипении калия в трубах данные описываются хорошо известной зависимостью для теплоотдачи при кипении  $\alpha \sim q^{0.7}$  для неметаллических жидкостей [13]. Эта зависимость близка к зависимости для теплоотдачи при кипении жидкостей в большом объеме. Совпадение зависимости  $\alpha(q)$  в опытах с кипением жидкого металла в большом объеме и в трубах не случайно. Аналогичное совпадение наблюдается при кипении воды, а именно: соотношения для теплообмена при кипении в каналах при умеренной скорости смеси соответствуют соотношениям для теплообмена при кипении воды в большом объеме. При малой скорости пароводяной смеси  $\alpha \sim q^{0.7}$ , при большой —  $\alpha \sim w^{0.8}$ , как это наблюдается при конвективном теплообмене.



«натриевой полости» и расхода при кипении натрия в диапазоне теплового потока от 120 до 135 кВт/м<sup>2</sup> Puc. 6. Изменение температуры стенки центрального имитатора (T701), температуры теплоносителя в



*Рис.* 7. Картограмма режимов течения двухфазного потока жидкометаллических теплоносителей:

1 – граница пузырькового и снарядного режимов кипения; 2 – граница снарядного и дисперсно-кольцевого режима кипения; 3 – граница перехода к закризисному теплообмену; О, □ – пузырьковый и снарядный режимы, данные по кипению натрия АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»; ▲, +, ● – первый стабильный режим, пульсационный и второй стабильный режим, соответственно, по данным Ямагучи [5]; ■, ×, △ – данные АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по кипению натрий-калиевого сплава: пузырьковый, снарядный и дисперсно-кольцевой режимы, соответственно

Сопоставление данных по теплоотдаче показывает (рис. 8), что теплоотдача при кипении натрий-калиевого сплава в сборках твэлов [6, 7] и калия в трубах [13] в диапазоне плотности теплового потока свыше 100 кВт/м<sup>2</sup> в среднем в 1,5 раза выше, чем при кипении щелочных жидких металлов в большом объеме [14].

#### Заключение

Кипение жидких металлов в стесненных каналах ТВС является сложным и динамичным высокотемпературным процессом (температура насыщения натрия при атмосферном давлении 883 °С). Динамика образования паровой фазы может быть взрывной, особенно с учетом возможного перегрева жидкого металла относительно температуры насыщения при вскипании. С учетом этих факторов оперативное управление установкой во время экспериментов осуществляется с высокой скоростью, запись и обработка данных ведутся непрерывно в реальном времени.



Рис. 8. Сравнение экспериментальных данных различных авторов по теплоотдаче при кипении жидких металлов в трубах с данными АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» для сборок твэлов:

данные по кипению калия [13]: ○ – кипение в большом объёме; ● – труба Ø10 мм (электрообогрев); ● – труба Ø10 мм (теплообменник); □ – труба Ø8,3 мм;
■ – труба Ø22 мм; ▲ – труба Ø4 мм (электрообогрев); △ – труба Ø6 мм;
данные по кипению натрий-калиевого сплава в TBC: × – одиночные TBC (7 элементов, длина зоны энерговыделения 420 мм) [6]; + – параллельные TBC (7 элементов, длина зоны энерговыделения 840 мм); ● – параллельные TBC (одинаковая мощность);
▲ – параллельные TBC (4 включенных имитатора в левой сборке и 7 в правой) [4]; данные по кипению натрия: ▲ – одиночная TBC (7 элементов, длина зоны энерговыделения 600 мм) [7]; — – расчёт по формуле В. М. Боришанского [13]

Результаты проведенных экспериментальных исследований кипения жидких металлов в модельных ТВС в режиме естественной конвекции показывают:

 режим устойчивого пузырькового кипения в модельных ТВС отмечается лишь в ограниченной области тепловых потоков, его переход в режим неустойчивого пульсационного снарядного кипения определяется разными факторами;

 в сборке с низкой шероховатостью поверхности имитаторов твэлов развитие неустойчивого (снарядного) режима с резкими колебаниями расхода теплоносителя и перегрева стенки имитаторов может привести к кризису теплообмена, по существу отсутствует запас до кризиса;

 для имитаторов твэлов с промышленной шероховатостью поверхности, благодаря появлению на поверхности имитаторов пленки жидкости, наблюдается переход от неустойчивого снарядного к устойчивому дисперсно-кольцевому режиму;  границы перехода от пузырькового к снарядному, дисперсно-кольцевому и дисперсному режимам течения двухфазного потока жидкого металла в пучках твэлов аппроксимируются простыми зависимостями, картограмма режимов течения двухфазного потока жидких металлов существенно отличается от картограммы для воды;

 возникновение колебательного процесса при кипении теплоносителя в одной из параллельных ТВС приводит к противофазному колебательному процессу в другой ТВС, в дальнейшем колебания в различных контурах носят противофазный характер;

– гидродинамическое взаимодействие контуров с течением времени приводит к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них («резонанс» пульсаций расхода) и возможному «запиранию» или инверсии расхода теплоносителя в контурах, росту температуры теплоносителя и оболочки тепловыделяющих элементов (эффект межканальной неустойчивости) и в конечном итоге к возникновению кризиса теплообмена;

– коэффициенты теплоотдачи имитаторов твэлов при кипении жидкого металла в моделях ТВС в одиночных контурах и при их параллельной работе согласуются между собой и находятся в том же диапазоне, что и данные по теплоотдаче при кипении жидких металлов в трубах и в большом объеме;

 успешно проведены пилотные экспериментальные исследования нового технического решения («натриевая полость» межу активной зоной и верхним торцевым экраном).

Модифицированный расчетный код SABENA-3D позволяет моделировать процесс теплообмена и устойчивость циркуляции теплоносителя при кипении жидкого металла как в одиночных TBC, так и в системе параллельных TBC в контуре с естественной циркуляцией.

## Список литературы

- 1. Ашурко Ю.М., Андреева К.А., Бурьевский И.В., Волков А.В., Елисеев В.А., Егоров А.В., Кузнецов И.А., Коробейникова Л.В., Матвеев В.И., Соломонова Н.В., Хомяков Ю.С., Царапкина А.Н. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2014. — № 3 — С. 5–13.
- Ашурко Ю.М., Волков А.В., Раскач К.Ф., Соломонова Н.В. Влияние нейтроннофизической модели на расчет тяжелой аварии с кипением натрия в быстром реакторе // Атомная энергия. — 2017. — Т. 122. — Вып. 4. — С. 183–189.
- Sorokin G.A., Sorokin A.P. Experimental and Numerical Investigations of Liquid Metal Boiling in Fuel Subassemblies under Natural Circulation Conditions // The Progress in Nuclear Energy Journal / Special Issue: Innovative Nuclear Energy System for Sustainable Development of the World. Proceeding of the First COE-INES International Symposium, INES-1, October 31 — November 4, 2004. Tokyo, Japan. — 2005. — Vol. 47. — No 1–4. — Pp. 656–663.

- Kaizer A., Huber F. Sodium Boiling Experimental a Low Power under Natural Convection // Nuclear Engineering and Design. — 1987. — Vol. 100. — No 3. — Pp. 367–376.
- 5. Yamaguchi K. Flow Pattern and Dryout under Sodium Boiling Conditions // Nuclear Engineering and Design. 1987. Vol. 9. Pp. 247–263.
- Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov Eu.F., Bogoslovskaya G.P., Kolesnik V.P., Martsinyuk S.S., Sorokin G.A., Rymkevich K.S. An Investigation of the Heat Transfer and Stability of Liquid-Metal Coolant Boiling in a Natural Circulation Circuit // Thermal Engineering. — 2003. — Vol. 50. — No 3. — Pp. 194–201.
- Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Sorokin G.A., Bogoslovskaia G.P., Ivanov V.V., Volkov A.D., Sorokin G.A., Zueva I.R., Fedosova M.A. Heat Transfer under Natural Convection of Liquid Metal during Its Boiling in a System of Channels // Thermal Engineering. — 2007. — Vol. 54. — No 3. — Pp. 214–222.
- Сорокин Г.А., Ниноката Х, Эндо Х., Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Богословская Г.П., Иванов В.В., Волков А.Д., Зуева И.Р. Экспериментальное и расчетное моделирование теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющих сборок в режиме естественной конвекции // Ядерная энергетика. — 2005. — № 4. — С. 92–106.
- Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov Eu.F. Numerical Study of Liquid Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation // Journal of Nuclear Science and Technology. — 2006. — Vol. 43. — No 6. — Pp. 623–634.
- Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Иванов Е.Ф. Теплообмен при кипении жидкометаллических теплоносителей в ТВС быстрых реакторов в аварийных режимах // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2018. № 3. С. 176–194. https://vant.ippe.ru/year2018/3/thermal-physics-hydrodynamics/1548-17.html, https://vant.ippe.ru/en/year2018/3/thermal-physics-hydrodynamics/1527-17.html (английская версия).
- Теплофизическая стендовая база атомной энергетики России и Казахстана / Першуков В.А., Архангельский Н.В., Кононов О.Е., Сорокин А.П. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ». — 2016. — 160 с.
- Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Иванов Е.Ф. Особенности теплообмена при кипении жидкого металла в аварийных режимах в ТВС быстрых реакторов // Атомная энергия. — 2019. — Т. 126. — Вып. 2. — С. 69–76.
- 13. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. М.: Атомиздат, 1976.
- Зейгарник Ю.А., Литвинов В.Д. Кипение щелочных металлов в каналах. М.: Наука. — 1983.

# Опыт ФЭИ в области разработки и применения тепловых труб

Ю.В. Аксенов, Т.Н. Верещагина, Н.И. Логинов, А.С. Михеев

Тепловая труба является автономным теплопередающим устройством, в котором перенос тепла осуществляется за счет процессов испарения и конденсации теплоносителя в виде скрытой теплоты парообразования. Циркуляция теплоносителя в тепловой трубе осуществляется за счёт силы тяжести и капиллярных сил в порах капиллярно-пористой структуры, т. е. естественным путём, без применения насосов. Это одно из главных преимуществ тепловых труб перед другими системами и устройствами для передачи тепла, которое позволяет создавать, например, пассивные системы аварийного охлаждения различного оборудования.

Другое важное преимущество тепловой трубы состоит в том, что перенос тепла происходит в условиях, близких к изотермическим. Теоретически тепло может передаваться при сколь угодно малой разности температур между источником и потребителем тепла. Это позволяет создавать устройства, свободные от термомеханических напряжений.

Так называемые газонаполненные тепловые трубы способны поддерживать постоянную температуру теплопередающего устройства при изменении мощности источника или потребителя тепла и, наоборот, поддерживать постоянной передаваемую мощность при изменении их температуры.

Ещё одним полезным свойством тепловых труб является их способность трансформировать тепловой поток, т. е. концентрировать его или рассеивать.

Благодаря тому, что тепловая труба работает на естественных принципах, ее использование привлекательно в ядерной технологии для создания пассивных систем безопасности. Одной из них является система аварийного отвода тепла при несанкционированном повышении мощности и температуры, а также отвод остаточного тепловыделения к конечному поглотителю (обычно к воздуху), когда активные системы не могут быть задействованы, например при полном отсутствии электроэнергии.

Тепловые трубы могут быть созданы для работы при практически любой температуре. Их рабочий диапазон определяется используемыми конструкционными материалами и теплоносителями. В таблице 1 приведены ориентировочные данные о температурных диапазонах применения различных теплоносителей, взятые из [1]. Данные разбиты на пять групп: криогенные тепловые трубы (КТТ), низкотемпературные (НТТ), среднетемпературные (СТТ), высокотемпературные (ВТТ) и тугоплавкие высокотемпературные (ТВТТ). Таблица охватывает диапазон температур от –205 °C до +2400 °C.

Фундаментальные и прикладные исследования в области тепловых труб начались в ГНЦ РФ – ФЭИ в 1968 году, в лаборатории М. Н. Ивановского, и были направлены главным образом на изучение и разработку тепловых труб с жидкометаллическими теплоносителями, т.е. на ВТТ и ТВТТ. В 1970 году

опубликована первая журнальная статья [2] об исследовании тепломассопереноса в натриевой тепловой трубе. В 1978 году вышла в свет монография [3] «Физические основы тепловых труб», а в 1980 — «Технологические основы тепловых труб» [1]. В 1996 г. опубликован аналитический обзор по вопросам гидродинамики и теплообмена в испарительно-конденсационных системах передачи тепла [4].

#### Таблица 1.

Теплоноситель	Температура, °С		Теплоноситель	Температура, °С	
	нижняя	верхняя		нижняя	верхняя
KTT			СТТ		
Гелий	_	_	Даутерм-А	150	320
Кислород	—	—	Ртуть	200	500
Азот	-205	-170	Cepa	200	600
Метан	-180	-120	BTT		
Этан	-150	-30	Цезий	350	700
Фреон-13	-120	-20	Калий	400	800
Фреон-23	-120	-20	Натрий	600	1000
Фреон-22	-90	40	TBTT		
	HTT		Литий	1000	1700
Аммиак	-60	60	Кальций	1100	1800
Фреон-21	-50	90	Барий	1200	1650
Ацетон	-20	100	Свинец	1350	1900
Этанол	20	120	Индий	1500	2100
Гептан	30	160	Серебро	1600	2400
Вода	40	180			

# Температурный диапазон тепловых труб

#### Изотермический подвод тепла к двигателям Стирлинга

Практические разработки жидкометаллических тепловых труб в ГНЦ РФ – ФЭИ начались в лаборатории технологии высокотемпературных жидкометаллических теплоносителей и тепловых труб в 1979 году с целью создания универсальной системы подвода тепла к двигателю Стирлинга от различных источников: твёрдого, жидкого и газообразного топлива, ядерного реактора, солнца.

Совместно с Центральным научно-исследовательским дизельным институтом (ЦНИДИ, Ленинград) была разработана система, содержащая испаритель натрия, снабжённый капиллярно-пористой структурой (КПС) и паропроводом для подачи пара натрия к газонагревательной головке двигателя Стирлинга привода электрогенератора. Принципиальная схема системы подвода тепла, поясняющая принцип её работы, в частности при использовании твёрдого топлива, показана на рисунке 1.

Первоначальный вариант Стирлинг-генератора разработки ЦНИДИ, обогреваемого продуктами сгорания дизельного топлива, имел коэффициент полезного действия (кпд) 17%, а ресурс работы составлял всего несколько суток. Низкий кпд обусловлен тем, что температура рабочего тела, гелия, была ниже 500 °С, малый ресурс тем, что температура пламени достигала 1500 °С и более, а нагрев трубок с циркулирующим в них гелием был крайне неравномерным. Поэтому трубки очень быстро сгорали.

Разработанный в ФЭИ испаритель натрия воспринимал этот неравномерный нагрев, но его температура была равномерной и не превышала 650 °C, что обеспечивало длительный ресурс Стирлинг-генератора, исчисляемый тысячами ча-



*Рис.* 1. Принципиальная схема системы подвода тепла к двигателю Стирлинга, работающей на принципе тепловой трубы

сов. Температура пара натрия была около 600 °C. Пар конденсировался на трубках головки двигателя и равномерно нагревал каждую из них и все вместе до одной и той же температуры, а конденсат натрия самотёком возвращался в испаритель. Температура гелия составляла около 570 °C, кпд Стирлинг-генератора увеличился до 26%. Этот результат положил начало целому циклу работ.

В течение 1980–1990 годов были разработаны, изготовлены, испытаны и переданы заказчику различные теплообменники, работающие на принципе тепловых труб, в составе шести Стирлинг-генераторов с электрической мощностью от 1,5 до 6 кВт. При этом использовались различные источники тепла: органическое топливо, имитаторы солнечной энергии и имитаторы нагрева теплом ядерного реактора. Агрегат мощностью 6 кВт имеет кпд 28–32 % при давлении гелия 4 МПа и температуре 650–680 °С. Источник тепла — газообразное топливо. Электроагрегат мощностью 2,5 кВт, переменного тока напряжением 220 В предназначен для работы с солнечным концентратором, имеет кпд около 20 % при давлении гелия 2 МПа и температуре 650 °С. Агрегат передан заказчику (НПО «Астрофизика»). Результаты этих работ обобщены в [5] и докладывались на международных конференциях [6, 7].

Более того, в ГНЦ РФ – ФЭИ были разработаны и собственные конструкции двигателей Стирлинга. Это Стирлинг-генератор с электрической мощностью 1,5 кВт с кривошипно-шатунным механизмом и свободнопоршневой Стирлинггенератор мощностью до 25 кВт, обогреваемые солнечным теплом. Однако последний агрегат не был доведён до стадии испытаний. На рис. 2 представлена нагревательная головка указанного выше агрегата мощностью 6 кВт, снабжённая универсальной системой подвода тепла.

Два диаметрально противоположных патрубка соединенные с кольцевой камерой, расположенной вокруг U-образных трубок нагревательной головки двигателя, служат для входа и выхода продуктов сгорания топлива. Наружная



*Рис.* 2. Универсальная система подвода тепла к двигателю Стирлинга

поверхность кольцевой камеры снабжена капиллярно-пористой структурой, изготовленной из нескольких слоёв нержавеющей поверхности сетки. Сетка прижата К кольцевой перфорированными камеры обечайками. Капиллярно-пористая структура заполнена натрием, по технологии заполнения тепловых труб. При нагреве кольцевой камеры продуктами сгорания топлива натрий испаряется из капиллярной структуры, конденсируется на U-образных трубках и нагревает циркулирующий внутри них гелий — рабочее тело двигателя Стирлинга. Третий патрубок служит для прямого нагрева U-образных трубок паром натрия из внешнего парогенератора. Таким образом имитируется возможность подвода тепла ядерного реактора.

С октября 1991 года в ГНЦ РФ – ФЭИ проводилась научно-исследовательская работа «Исследование возможности создания многотопливных электроагрегатов на базе двигателя Стирлинга» по заказу министерства обороны. Целями НИР были:

1. Обоснование основных технических решений по созданию унифицированной серии линейных электроагрегатов на базе свободнопоршневых двигателей Стирлинга, обеспечивающих многотопливность и длительную непрерывную работу.

2. Подтверждение принципиальной возможности получения требуемых характеристик на макетном образце.

3. Разработка рекомендаций по структуре мощностного ряда линейных электроагрегатов и разработка ТЗ на ОКР.

Макетный образец должен был иметь электрическую мощность в пределах мощностного ряда 0,5; 1; 2; 4; 8 кВт, моторесурс 10000 часов, время безотказной работы 2000 часов.

В результате этой НИР выполнены расчётно-теоретические исследования, разработана рабочая документация для изготовления макетного образца шестицилиндрового свободнопоршневого двигателя Стирлинга, изготовлены все узлы и полностью смонтирован макетный образец, включая трёхфазный электрогенератор, изготовленный в ОКБ «Горизонт». Но 1 ноября 1993 года работа была прекращена из-за отсутствия финансирования. Разработанные и изготовленные две горелки, входящие в состав этого макетного образца, были испытаны отдельно на дизельном топливе. Созданный макетный образец в целом показан на рис. 3. В настоящее время он находится в ГНЦ РФ – ФЭИ.



*Рис. 3.* Макетный образец шестицилиндрового свободнопоршневого двигателя Стирлинга с трёхфазным линейным электрогенератором

#### Передача тепла в установках с термоэмиссионными преобразователями

В это же время в ГНЦ РФ – ФЭИ выполнялись исследования и разработки жидкометаллических тепловых труб для термоэмиссионных преобразователей тепловой энергии в электрическую. Совместными усилиями нескольких лабораторий выполнялись работы для голландской фирмы Energy Conversion Systems B.V. с целью децентрализованного электроснабжения жилых домов за счёт сжигания бытового газа и использования термоэмиссионных преобразователей. Были разработаны и испытаны горелки для беспламенного сжигания газа и термоэмиссионные преобразователи, в которых аноды охлаждались передачей тепла натриевой или калиевой тепловой трубой на радиатор. При этом одновременно обеспечивалась изотермичность анода и межэлектродного зазора преобразователя. Кроме того, в конструкции применялся генератор паров цезия также в виде тепловой трубы. Результаты этих работ докладывались на международной конференции [8].

Совместно с Институтом атомной энергии им. И. В. Курчатова (сегодня НИЦ «Курчатовский институт») была проработана в расчётно-теоретическом плане концепция гибридной установки термоэмиссионного преобразователя со Стирлинг–генератором. Привлекательность этой концепции заключается в том, что неиспользованное в термоэмиссионном преобразователе тепло отводится с анода при температуре около 600 °С и его можно передать на двигатель Стирлинга посредством тепловой трубы с минимальной потерей температурного потенциала. Расчёты проводились применительно к космической установке ТОПАЗ-2. Было показано, что такая гибридная установка возможна, однако она имеет недостаток: тепло с двигателя Стирлинга сбрасывается при довольно низкой температуре. Это требует увеличения размеров холодильника-излучателя, если говорить об использовании такой установки в космосе. В наземных условиях этот недостаток отсутствует. Эта работа также была доложена на международной конференции [8], но дальнейшие разработки не проводились.

Другая разработка с применением тепловых труб в космической энергоустановке была выполнена совместно с РКК «Энергия». Это установка «Эльбрус», в которой предлагалось использовать высокотемпературные тепловые трубы для выноса тепла из активной зоны реактора и передачи его на термоэмиссионные преобразователи. Преобразование тепловой энергии за пределами активной зоны должно существенно увеличить ресурс работы преобразователей. Концептуальная схема установки «Эльбрус» с указанием основных параметров приведена на рисунке 4 [9].

Идея термоэмиссионного преобразования энергии за пределами активной зоны рассматривается специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ и в настоящее время. В 2002 году получен патент на изобретение [10] «Термоэмиссионный электрогенерирующий модуль для активной зоны ядерного реактора с вынесенной термоэмиссионной системой преобразования тепловой энергии в электрическую». Сущность изобретения состоит в том, что используется кольцевой твэл, внутри которого располагается зона испарения высокотемпературной литиевой тепловой трубы. Зона конденсации тепловой трубы находится за пределами активной зоны реактора и передаёт тепло эмиттеру термоэмиссионного преобразователя, или сама является эмиттером. Конструкционный материал тепловой трубы — молибден, рабочая температура — до 1600 К.

Одна из особенностей этой разработки состоит в том, что тепло от твэла может передаваться в две стороны по 50 % мощности. Вторая особенность — тепловая труба выполняется газорегулируемой. Это позволяет «перекрыть» передачу тепла в одну из сторон и держать её в подогретом состоянии, не расходуя временной ресурс. И только в форсированном режиме работы установки включается полная мощность.

В обоснование этой разработки была изготовлена и испытана в течение одной недели при температуре до 1450 °С газорегулируемая молибден-литиевая







Рис. 5. Молибден-литиевая тепловая труба после испытаний

тепловая труба. Диаметр  $\emptyset$ 20×1, длина 800 мм, переносимая мощность составляла 1 кВт и ограничивалась не тепловой трубой, а источником тепла. Тепловая труба показана на рисунке 5.

Повышению эффективности и надежности космических ЯЭУ способствует использование тепловых труб в холодильнике-излучателе (ХИ), предназначен-

ном для сброса в космическое пространство непреобразованного тепла термодинамического цикла. ХИ на тепловых трубах имеют лучшие, по сравнению с традиционными ХИ, массогабаритные характеристики. По требованиям надежности здесь также заложен принцип резервирования для компенсации потери излучающей поверхности в результате метеоритного поражения тепловых труб. На рис. 6 представлена разработанная в ГНЦ РФ – ФЭИ тепловая труба ХИ, выполненная по мембранной технологии [9]. В качестве рабочего тела в ней использовался цезий. Максимальная рабочая температура — 600 °С. Удельная мощность тепловой трубы составляет: в корпусе из нержавеющей стали — 0,94 кВт/кг, в корпусе из титана — 1.79 кВт/кг.



*Рис. 6.* Мембранная цезиевая тепловая труба

#### Тепловые трубы для солнечной энергетики

Ещё одна разработка по использованию жидкометаллических тепловых труб была выполнена в рамках научно-технического сотрудничества с Институтом Солнца Академии наук Туркмении. Целью была разработка переносного источника электроэнергии, использующего энергию Солнца, для чабанов на удалённых пастбищах. Была разработана тепловая труба, воспринимающая тепло от лёгкого, складывающегося солнечного концентратора, собирающего 2,5–3 кВт тепла, и передающая его на два плоских термоэлектрических модуля (ТЭМ), изготовленных в НПО «Квант». В зоне конденсации, за термоэлектрическими модулями по потоку пара, располагался тепловой аккумулятор, который отдавал тепло ТЭМ в ночное время. Теплоносителем в тепловой трубе служил эвтектический сплав натрий-калий. Холодные спаи ТЭМ охлаждались с помощью алюминиевого радиатора [11]. Внешний вид разработанного устройства (без



Рис. 7. Солнечный термоэлектрический модуль с тепловой трубой

теплового аккумулятора) показан на рисунке 7. Устройство было испытано и выдавало 80 Вт электроэнергии при напряжении 12 В.

С солнечной энергетикой связана ещё одна разработка тепловых труб, выполненная в ГНЦ РФ – ФЭИ в 2000–2002 гг. В лабораториях Санди (США), разрабатывалась небольшая наземная солнечная энергоустановка. Солнечный приёмник, принимающий тепло от концентратора солнечного излучения, был выполнен в виде сегмента вогнутой сферической поверхности с телесным углом 120 градусов. Этот сегмент был заключён в полусферу так, что образовывалась серповидная в разрезе герметичная камера. На внутренней поверхности этой камеры располагалась капиллярно-пористая структура, выполненная из металлического войлока. Камера соединялась трубопроводом с нагревательной головкой двигателя Стирлинга. В итоге получалась тепловая труба, у которой зона испарения была в виде солнечного приёмника, а головка Стирлинга являлась зоной конденсации. Теплоносителем этой тепловой трубы был натрий. Расчётная рабочая температура должна быть 715 °С. Конструкционный материал корпуса — железоникелевый сплав, материал капиллярной структуры — нержавеющая сталь. Специалисты Санди изготовили и испытали несколько таких солнечных приёмников. Оказалось, что только один из них проработал 1000 часов, а время работы других составляло всего десятки и даже единицы часов.

После этого они обратились к профессору М. Н. Ивановскому с письмом, в котором содержалось одиннадцать вопросов по технологии высокотемпературных тепловых труб. Американской стороне было предложено предоставить Физико-энергетическому институту экспериментальные данные Санди для анализа и понимания существа проблемы. Так был заключён (и успешно выполнен) первый контракт. Далее был заключён второй контракт, по которому ФЭИ должен продемонстрировать свою технологию, не раскрывая её. Для этого в Санди изготовили 4 небольших тепловых трубы по своей технологии и из своих материалов. Две из них были заполнены натрием в США, две других — в ФЭИ. Все трубы были поставлены на испытания в лабораториях Санди. Американские трубы вышли из строя довольно быстро, трубы ФЭИ проработали безотказно 3000 часов,
после чего специалисты Санди выразили желание купить технологию. Сделка не состоялась из-за проблем межгосударственных отношений. По косвенной информации стало известно, что трубы, заполненные в ФЭИ, проработали 10000 часов. Технология ФЭИ была защищена патентом [12].

### Экспериментальные исследования крупногабаритных тепловых труб

Для доказательства возможности создания крупногабаритных систем теплопереноса на базе тепловых труб для реакторных технологий (химической и ядерной) была создана экспериментальная модель натриевой тепловой трубы высотой 10 м (~100 диаметров), с корпусом из нержавеющей стали 12X18H10T [13, 14]. Модель испытана на стенде с электрообогревом и контролируемым сбросом тепла (методом калориметрии) при температуре до 600 °C. Схематическое изображение модели с фотографией общего вида приведено на рисунке 8. Длина зоны подвода тепла составляет 1,006 м, зоны отвода тепла — 8,04 м. В зоне подвода тепла установлен фитиль из нескольких слоев нержавеющей сетки. Внутри тепловой трубы вдоль оси размещены две гильзы, в которых расположены термопары.

Для отвода тепла используется 8 водяных холодильников, установленных с радиальным зазором 3,5 мм от корпуса тепловой трубы. В зазоре между тепловой трубой и сборкой холодильников может находиться вакуум или газ. Давление контролируется мановакууметром и термопарной вакуумной лампой. Тепло подводится к тепловой трубе тепловым излучением в электрической печи с карбид-кремниевыми нагревательными элементами.

При испытаниях измеряли расход и температуру охлаждающей воды, распределение температуры вдоль тепловой трубы, температуру воздуха в помещении и давление газа в зазоре между холодильниками и тепловой трубой, напряжение и электрический ток через нагреватели.

Мощность, переносимая тепловой трубой, определялась калориметрическим методом по массовому расходу и подогреву воды. Неисключённая систематическая погрешность измерения мощности составила 1,3% (при доверительной вероятности 0,95). Сигналы термопар выводились на компьютерную измерительную систему.

В результате экспериментальных исследований получены поля температуры и характеристики теплопередачи, а также изучено поведение модели в пусковых и переходных режимах при изменении условий подвода или отвода тепла [14].

На рисунке 9 показаны изменения температуры вдоль тепловой трубы в процессе запуска из состояния с замороженным натрием. Видно, что паровой фронт достиг термопары Т9 (рис. 8), расположенной на высоте 9 метров, через 5000 секунд после включения обогрева. Стабилизация температуры наступила через 10000 секунд, за исключением температуры в газовой полости в самом конце тепловой трубы (термопара T10, рис. 8), которая стабилизировалась лишь через 14780 с (4,11 ч). С уменьшением подводимой мощности время запуска тепловой трубы увеличивается, а с повышением мощности уменьшается.



Рис. 8. Схема экспериментальной модели и ее внешний вид



*Рис.* 9. Изменение во времени температуры тепловой трубы в процессе запуска (теплоперенос в установившемся состоянии — 15,64 кВт)

На рисунке 10 приведено распределение температуры вдоль тепловой трубы в установившихся режимах работы на различной мощности. Видно, что при температуре тепловой трубы выше 450 °C перепад температуры по высоте в зоне отвода тепла не превышает 5 °C на всех уровнях мощности.



*Рис. 10.* Распределение температуры по длине тепловой трубы в установившемся режиме (в зазоре — вакуум)

Проведенные экспериментальные исследования теплопередающих характеристик модели подтвердили возможность создания крупногабаритных тепловых труб для реакторных технологий. В частности, можно создавать тепловые трубы больших размеров для передачи тепла от источника (инфракрасной горелки) к рабочей среде химического реактора для осуществления эндотермических реакций.

### Обеспечение условия изотермичности при производстве углеводородов

Благодаря свойству тепловых труб работать в режиме, близком к изотермическому, и трансформировать тепловой поток, их можно использовать в инновационных химических технологиях. Большой интерес представляют газофазные каталитические процессы с изотермическими условиями для катализатора и близкими к изобарическим — для обрабатываемой среды. При этом достигается максимальная эффективность процесса конверсии углеводородов. Синтез большинства ценных углеводородов производят при температурах не более 600 °C. Высокооктановый бензин из метанола или синтез газа получают при температуре 300– 450 °C, при этом синтез протекает с выделением тепла, которое нужно отводить.

Конверсия углеводородного сырья производится в каталитических конверторах, где происходят химические реакции с выделением или поглощением тепла.

Подвод или отвод тепла осуществляется прокачкой теплоносителя (как правило — газообразного) через реакционную зону. При этом теплоноситель либо охлаждается, либо нагревается в зоне реакции, и температура в этой зоне не одинакова по ходу реагентов. Наиболее благоприятные условия для реакций — изобарно-изотермические, т. е. при постоянном давлении и постоянной температуре во всём объёме реакционной зоны конвертора. Чтобы разность температуры на входе и выходе конвертора была небольшой, требуется большой расход теплоносителя, превышающий на порядок величины расход реагентов. Это приводит к резкому увеличению габаритов конвертора и к затрате значительной мощности на прокачку теплоносителя. Тем не менее разность температур остаётся существенной, и объем зоны с пониженной температурой используется неэффективно.

В 1998 году ООО «САПРНЕФТЕХИМ» и ФЭИ изготовили первую модель изотермического конвертора, термостатированную тепловой трубой мощностью 2 кВт. Испытания показали, что выход продукта увеличился на 30% по сравнению с традиционным конвертором. Исследования, проведенные в ОИВТ РАН на изготовленных в ФЭИ лабораторных моделях изотермических конверторов, продемонстрировали степень конверсии сырья на 30–50% больше, чем для адиабатических конверторов.

Дальнейшие исследования показали, что внутренне пространство реактора может быть собрано из отдельных тепловых панелей, работающих на принципе тепловой трубы. Вертикальный разрез одной из конструкций тепловых панелей показан на рисунке 11.

Здесь горизонтальные перегородки служат для равномерного распределения жидкого теплоносителя по стенкам панели. Пар теплоносителя отводится по круглой трубе к водяному холодильнику и конденсируется. Конденсат возвращается на верхнюю перегородку панели. Тип используемого рабочего вещества тепловой панели зависит от температуры процесса каталитического риформинга. Большинство процессов укладывается в диапазон температуры 200–450 °C. В качестве теплоносителей могут использоваться: цезий, калий, н-додекан, сера, толуол и др. [15]. Для защиты от проникновения водорода на внешней поверхности панели наносится защитное покрытие.

По заказу германской фирмы САС, совместно с ООО «САПРНЕФТЕХИМ», в ФЭИ были разработаны и изготовлены пять изотермических конверторов для производства метанола и бензина с указанными выше тепловыми панелями. Каждый конвертор содержал 24 тепловые панели. В конверторах, в пространстве между тепловыми панелями, происходили реакции с выделением тепла, которое отводилось ими из зоны реакции в охлаждаемую водой верхнюю часть конверторов. Конверторы были поставлены в Германию и успешно использовались в учебных целях, для демонстрации и для опытного производства. Устройство одного их конверторов схематически представлено на рисунках 12 и 13.

В тепловых панелях конверторов для производства метанола использовался органический теплоноситель — н-додекан ( $C_{12}H_{26}$ ). Температура катализатора в этих конверторах поддерживалась в диапазоне 230–260 °С. Неизотермичность составила 10 °С. В бензиновых конверторах, работавших при температуре 350–420 °С, в качестве теплоносителя использовалась сера как альтернатива более подходящему, но дорогому цезию. Неизотермичность зоны реакции составила 15 °С. При



*Рис. 11.* Изотермическая тепловая панель (в разрезе)

этой разработке и изготовлении технические решения, применяемые конструкционные материалы, технология сварки и др. соответствовали строгим стандартам Германии. Но технология термовакуумной обработки панелей, заполнения их теплоносителями и доводки до рабочего состояния были разработаны и выполнены в ГНЦ РФ – ФЭИ.

Для другого химического реактора, с эндотермической реакцией, был разработан и изготовлен комплект из тридцати крупногабаритных тепловых труб в форме «трезубца» [16]. Эти трубы должны подводить в зону реакции 2 МВт тепла от газовой печи и обеспечить изотермичность катализатора не хуже 15 градусов в объёме от 6 до 10 м<sup>3</sup> при температуре 570–600 °C. Зона нагрева тепловой трубы имеет диаметр 100 мм и длину 2 метра. Один метр занимает транспортная зона. Общая длина «трезубца» 9 метров. Рабочее тело — калий, капиллярная структура — пористый никель. Труба снабжена покрытием, предотвращающим диффузию водорода внутрь её, и устройством для сброса водорода, если какое-то количество его всё-таки проникнет в трубу. Мощность, передаваемая тепловой трубой, 70 кВт. Внешний вид «трезубцев» представлен на рисунке 14.



*Рис. 12.* Продольный разрез конвертора



Рис. 13. Поперечный разрез конвертора





Рис. 14. Крупногабаритная тепловая труба в форме «трезубца»

Использование изотермических тепловых панелей в нефтехимическом производстве дает следующие преимущества:

максимальную термодинамическую эффективность процесса конверсии;

 – благоприятные условия для работы катализатора (отсутствие тепловых ударов, образования сажи, разрушения катализатора);

– отсутствие обратных химических реакций.

### Термостатирование различных технологических процессов

В 1996 г., по заказу Института теплофизики УрО РАН, был разработан, изготовлен и испытан опытный образец вакуумируемой изотермической капсулы на основе высокотемпературной тепловой трубы. Изотермическая капсула является основным конструктивным элементом вакуумной электропечи, в которой производится спекание пористых материалов. Общий вид вакуумируемой изотермической капсулы представлен на рисунке 15. Она состоит из коаксиальной кольцевой тепловой трубы, водяного холодильника и разъемного фланцевого соединения, через которое осуществляется загрузка образцов. Рабочее положение изделия — горизонтальное. Водяной холодильник включен в конструкцию для удобства эксплуатации, чтобы в качестве уплотнения использовать обычную вакуумную резину. Общая длина капсулы, исключая патрубки, — 702 мм. Простой фитиль изготовлен из нержавеющей сетки саржевого плетения. Конструкционный материал корпуса изделия — сталь ЭИ-732. На рисунке 16 приведено распределение температуры внутри капсулы на разных уровнях температуры. За начало отсчета принята торцевая (дальняя от охлаждаемого фланца) часть капсулы. Измерения температуры проводились с помощью термопары кабельного типа с номинальной статической характеристикой хромель-алюмель.

Технические характеристики изотермической капсулы следующие:

- рабочее вещество натрий, рабочий диапазон температуры 700-850 °С,
- максимальное давление в тепловой трубе 100 кПа (абс.),
- рабочее давление внутри капсулы 1–10 Па,

 внутренний диаметр капсулы 40 мм, внешний диаметр по тепловой трубе 73 мм,



Рис. 15. Изотермическая капсула



Рис. 16. Распределение температуры вдоль изотермической капсулы

- длина изотермической зоны 450 мм,
- перепад температуры в изотермической зоне < 8 °C,</li>
- расход охлаждающей воды 10 л/мин.

Изотермическая капсула до сих пор эксплуатируется в Институте теплофизики УрО РАН. Средняя наработка в год составляет примерно 1000 часов.

В 2008 году по заказу ООО НПФ «СМІ Лаб» (Украина), был разработан, изготовлен и поставлен высокотемпературный термостат колодезного типа на базе тепловой трубы. Термостат используется для изотермического отжига кварцевой оснастки, применяемой при производстве полупроводниковых материалов. Внешний вид термостата показан на рисунке 17 (колодцы закрыты теплоизолирующими пробками).

Технические характеристики термостата:



*Рис. 17.* Высокотемпературный термостат колодезного типа – конструкционный материал — сталь 12Х18Н10Т,

– рабочая жидкость — калий,

– рабочая температура 450–600 °С (кратковременно до 650),

-радиальный и осевой градиент температуры в колодце (в зоне высотой 150 мм) 0,01 °С/см,

– диаметр колодца 80 мм, глубина колодца 363 мм,

– диаметр корпуса 270мм, высота — 577 мм,

- высота термостатирующей части 425 мм.

Подвод тепла к термостату осуществляется с боковой поверхности. Конструкция термостата допускает его вращение вокруг собственной оси с частотой до 1500 об/мин.

Испытания термостата производились в статических условиях. Нагрев осуществлялся с

боковой стороны электрическим нагревателем. Нижняя часть нагревателя начиналась на расстоянии 150 мм от нижнего края термостата. Мощность нагревателя при напряжении 220 В составляла 5,8 кВт. Термостат был установлен на мат из теплоизоляции марки «Суперсил» толщиной 20 мм. Боковая поверхность и верхняя часть также были покрыты одним слоем теплоизоляции из этого материала. Регулирование мощности нагревателя осуществлялось терморегулятором марки «Термодат», в котором реализован метод ПИД-регулирования. Погрешность поддержания температуры во времени — не более 0.1 °C.



*Рис.* 18. Расположение каналов измерения в колодце

Измерения проводились в колодце № 2. На дно колодца была помещена медная втулка с отверстиями. Измерения проводились в каналах № 0–7, как показано на рисунке 18. Погрешность измерения температуры составила 0,25 °C. Результаты измерения представлены на рисунке 19. Начало отсчета — дно колодца.

По заказу АО «МЕТРОПИР» (г. С.-Петербург) в 2008 г. была произведена разработка, изготовление и поставка высокотемпературного термостата для метрологических целей — модели абсолютно черного тела (АЧТ) [17]. Термостат предназначен для градуировки выпускаемых компанией пирометров. Внешний вид одного из вариантов термостата показан на рисунке 20. Технические характеристики термостата — модели АЧТ:

- рабочий диапазон температуры 450-800 °C,
- рабочая жидкость натрий,



Рис. 19. Результаты измерения поля температуры



Рис. 20. Метрологический термостат (модель АЧТ)

градиент температуры на поверхности (в середине изделия на длине 0,2 м)
 — 0,01 °C/см,

- длина изделия 550 мм,
- внутренний диаметр 71 мм,
- материал сталь ЭИ-732,
- масса 7,6 кг.

В ГНЦ РФ – ФЭИ были также разработаны изотермические прессформы для производства высококачественных изделий из стекла. Производство изделий из стекла методом прессования широко распространено, так как этот процесс является наиболее производительным. Однако его применение ограничено несколькими обстоятельствами. При производстве изделий с заданными светотехническими характеристиками (светорассеиватели навигационных огней автомобилей, воздушных и морских судов; оптические линзы и отражатели; экраны телевизионных кинескопов), а также художественных изделий из хрусталя брак достигал 90%. Существует три основных вида брака, связанных с прессформой: образование окалины в наиболее горячей части матрицы и пуансона, «посечка» (образование трещин в наиболее холодном месте прессформы) и «кованность» (волнистость поверхности изделия).

Все три вида брака можно уменьшить или устранить полностью, если обеспечить одинаковую температуру по всей рабочей поверхности матрицы и пуансона во время прессования, т. е. от момента падения капли расплава в матрицу до удаления изделия из прессформы. Опыт создания изотермических прессформ [18] показал, что применение принципа тепловой трубы позволяет:

 выровнять температуру рабочей поверхности прессформы и тем самым улучшить качество изделий (превосходная поверхность и оптические свойства);

снизить процент брака и уменьшить материалоемкость изделий;

 интенсифицировать охлаждение прессформы и, следовательно, увеличить производительность процесса прессования;

- надежно контролировать температуру прессформы в процессе формования.

В качестве примера на рисунке 21 показан комплект прессформ (матрица и пуансон), работающих на принципе тепловой трубы, для формования кастрюльки из термостойкого стекла. Комплект разработан по заказу НПО «Технология»



*Рис. 21.* Изотермическая прессформа и готовые изделия: 1 – матрица, 2 – пуансон, 3 – капиллярно-пористая структура, 4 – выталкиватель

(г. Обнинск). Аналогичные прессформы были сделаны и для производства крышек-тарелок для этих кастрюлек. Эта разработка была защищена патентом [19].

Использовавшиеся ранее неизотермические чугунные прессформы для производства этих изделий не позволяли получать толщину стенок меньше 3 мм и, кроме того, страдали указанными выше недостатками. Использование изотермических прессформ позволило уменьшить толщину стенок этих изделий до 2–2,5 мм, что увеличивает термостойкость посуды и экономит некоторое количество исходного материала. С использованием изотермических прессформ в НПО «Технология» было произведено и успешно распродано большое количество таких кастрюлек с крышками-тарелками для микроволновых печей.

### Тепловые трубы для ядерной энергетики

Применительно к ядерным энергетическим установкам в ФЭИ выполнены, кроме отмеченных выше, следующие разработки.

В 1988–97 гг. в ГНЦ РФ – ФЭИ выполнена разработка технического проекта экспериментальной реакторной установки, активная зона и внутрикорпусные элементы которой охлаждались испаряющимся натрием. Второй контур отводил тепло также испаряющимся жидким металлом — эвтектическим сплавом натрийкалий. В третьем контуре использовался газ — рабочее тело газовой турбины или двигателя Стирлинга.

Выполнено расчётное обоснование конструкции реакторной установки с тепловой мощностью 1,2 МВт. Проведены многочисленные теплогидравлические эксперименты на одиночных тепловыделяющих элементах, трёхстержневых и семистержневых тепловыделяющих сборках с электрическим обогревом, подтверждающие расчётные характеристики элементов активной зоны. Испытаны в реакторных условиях две модели тепловыделяющих элементов с нитридным топливом, охлаждаемых испаряющимся натрием. Создана и испытана трёхконтурная секторная модель, имитирующая 1/6 часть активной зоны, содержащая 72 имитатора твэл, имитаторы поглощающих стержней, отражателя, внутрикорпусной защиты и корпус реактора натуральной величины. Внешний диаметр нижней части корпуса равен 1000 мм. За пределами корпуса располагался межконтурный теплообменник со сплавом натрий-калий и теплообменник третьего (газового) контура. Установку предполагалось выполнить в виде моноблока, схематически представленного на рисунке 22.

Оболочки стержневых тепловыделяющих элементов снабжены капиллярнопористой структурой, выполненной из нержавеющей сетки в виде составного фитиля. Верхние и нижние хвостовики тепловыделяющих элементов также снабжены составным фитилём и входят, соответственно, в верхний и в нижний капиллярные коллекторы натрия. Натрий, испаряющийся при работе реактора, выходит из активной зоны в радиальном направлении, вверх и вниз, и проходит по щелям между блоками радиационной защиты в теплообменник первого-второго контуров. Конденсат натрия возвращается в верхний капиллярный коллектор по каналам, снабжённым фитилями. Образующийся в теплообменнике пар сплава натрий-калий конденсируется на трубках теплообменника второго-третьего контуров и отдаёт тепло теплоносителю третьего контура. Газообразный теплоноситель третьего контура является (по замыслу) рабочим телом двигателя Стирлинга, который в данном проекте не разрабатывался.

Активная зона реакторной установки должна была содержать 360 твэл. Расчётная мощность одного элемента составляла 3,33 кВт. При этом удельный тепловой поток с поверхности оболочки твэл равнялся 25 Вт/см<sup>2</sup>. Рабочая темпера-



Рис. 22. Схематический вид установки

тура элементов активной зоны в проекте была принята 650–680 °С. Были проведены испытания одиночных имитаторов твэлов, трёхстержневых и семистержневых сборок имитаторов с подводом жидкого натрия из верхнего и нижнего коллекторов одновременно, а также при подводе от каждого коллектора отдельно. Каждая сборка имитаторов представляла собой трёхконтурную систему передачи тепла. Натрий испаряющийся в первом контуре, передавал тепло второму контуру с испаряющимся сплавом натрий-калий, который, в свою очередь, отдавал тепло через газовый зазор воде, циркулирующей в третьем контуре. Измерялась температура оболочек имитаторов твэл, жидкого натрия, жидкого сплава натрий калий, их паров, в различных местах экспериментальных участков.

Было установлено, что капиллярная структура имитаторов твэла обеспечивает отвод тепла от 3 до 4 кВт в рабочем диапазоне температуры, т. е. удовлетворяет требованиям проекта. Межконтурный теплообменник также успешно справлялся с данной тепловой нагрузкой. Неизотермичность в первом и во втором контурах составляла около 10 градусов, а перепад температуры между натрием и сплавом натрий-калий не превышал 15 градусов. Таким образом, возможность реализации разрабатываемой установки была доказана.

Для комплексной проверки всех технических решений и для демонстрации эксплуатационных характеристик проектируемой реакторной установки была разработана и изготовлена секторная модель, представляющая собой 1/6 часть активной зоны. Модель содержала 72 имитатора тепловыделяющих элементов, один из шести межконтурных теплообменников натрий — натрий-калий и один из шести теплообменников натрий-калий — газ.

На рисунке 23 представлена фотография «активной зоны» секторной модели, а на рисунке 24 — конструктивная схема секторной модели.

К сожалению, испытания секторной модели в полном объёме выполнить не удалось. При транспортировке её к месту испытаний один жгут, содержащий 20 термопар, заделанных под капиллярную структуру имитаторов твэл, зацепился за препятствие и был выдернут. Как выяснилось при испытаниях, капиллярная структура этих имитаторов была повреждена. В результате удалось провести только частичные испытания. При номинальной рабочей температуре (600–700 °C) удалось получить только 12–15 % номинальной мощности. При дальнейшем увеличении мощности нагревателей происходило осушение поврежденной капиллярной структуры и перегорание нагревателей.

Тем не менее был получен весьма существенный практический опыт изготовления таких технически сложных устройств, их предварительной термовакуумной подготовки, заполнения жидкометаллическими теплоносителями и контроля примесей в них. В частности, был впервые опробован и отработан метод разбавления при титровании проб натрия (и сплава натрий-калий), показавший, что кислород существует в натрии не только в виде простого оксида Na<sub>2</sub>O, но и в виде сложных оксидов типа NaCrO<sub>2</sub>. Опыт этой разработки был впервые кратко представлен только в 2017 году на конференции МАГАТЭ FR-17 [20].

Одной из ключевых систем, обеспечивающих безопасную работу ядерного реактора, является система аварийного расхолаживания (САРХ). В проектах пер-



 имитаторы твэл,
 пучки термопарных проводов,
 патрубки для выхода пара натрия из «активной зоны» секторной модели,
 имитатор отражателя нейтронов,
 имитатор блоков радиационной защиты





1 – имитаторы твэл, 2 – имитатор СУЗ, 3 – имитатор отражателя нейтронов, 4 – имитаторы радиационной защиты, 5 – нижний капиллярный коллектор, 6 – верхний капиллярный коллектор, 7 – имитаторы верхней радиационной защиты, 8 – теплообменник натрий – натрий-калий, 9-теплообменник натрий-калий – газ, 10 – трубопровод жидкого сплава натрий-калий, 11 - пар сплава натрийкалий. 12 – теплоноситель третьего контура (газ)

*Рис. 24.* Конструктивная схема секторной модели

спективных быстрых реакторов эти системы стремятся сделать максимально пассивными, используя естественную циркуляцию теплоносителя. Такая система состоит из аварийного теплообменника (АТО), расположенного в баке реактора, воздушного теплообменника (ВТО), расположенного за пределами реакторного зала значительно выше АТО, в вытяжной трубе, и контура естественной циркуляции теплоносителя, соединяющего эти теплообменники. Однако, данная система не является полностью пассивной, так как для включения её в работу требуется активное воздействие на шиберы воздушных теплообменников, прикрытые при нормальной работе РУ с целью уменьшения тепловых потерь в окружающую среду.

В 1999 году, в ГНЦ РФ-ФЭИ была рассмотрена концепция полностью пассивной системы аварийного расхолаживания, использующей испарительноконденсационный принцип передачи тепла, т. е. принцип тепловой трубы (САРХ ИК) [16, 21]. Аварийный теплообменник, частично заполненный, например, натрием является зоной испарения «тепловой трубы», а воздушный теплообменник — зоной конденсации. САРХ ИК содержит, кроме паров натрия, некоторое количество инертного газа и работает в режиме газонаполненной тепловой трубы. Количество газа рассчитано так, что при нормальной температуре натрия в аварийном теплообменнике газ, при давлении насыщенного пара натрия, заполняет весь воздушный теплообменник и изолирует поверхность теплообмена от атмосферного воздуха. При повышении температуры натрия в аварийном теплообменнике газ сжимается возросшим давлением паров натрия и вытесняется из аварийного теплообменника в газовый баллон. Поверхность теплообмена воздушного теплообменника освобождается и начинается процесс теплообмена с атмосферным воздухом, который нагревается и уходит в вытяжную трубу. Пар натрия конденсируется, отдаёт воздуху теплоту конденсации, и под действием силы тяжести стекает в аварийный теплообменник. На рисунке 25 представлена схема работы САРХ ИК.

В процессе разработки данной концепции разработана специальная методика расчёта, по которой были рассчитаны различные варианты исполнения с различными теплоносителями. Основные результаты расчётов, выполненных применительно к реактору БН-1600М, представлены в виде таблицы 2. Там же приведены для сравнения данные о системе с естественной циркуляцией натрия.

Основные преимущества предлагаемой концепции следующие:

 система, выполненная на основе газорегулируемой тепловой трубы (или термосифона), является полностью пассивной, находится постоянно в готовности к работе, включается без участия обслуживающего персонала, исполнительных механизмов и без электроснабжения.

– масса натрия в предлагаемой системе примерно в 50 раз меньше, чем в системе с циркуляцией жидкого натрия. Кроме того, исключается излив натрия из системы в случае её разгерметизации, так как давление паров натрия внутри системы не выше атмосферного.

 нет необходимости высоко поднимать воздушный теплообменник по отношению к аварийному теплообменнику чтобы обеспечить достаточную циркуляцию теплоносителя. Это существенно уменьшает длину трубопроводов, соединяющих теплообменники, и необходимую высоту вытяжной трубы над крышей здания.

Предлагаемая концепция имеет и недостатки. Главный из них — большой диаметр подъёмного трубопровода и аварийного теплообменника. Это обусловлено относительно низкой температурой для работы тепловых труб с жидкометаллическими



Рис. 25. Схема САРХ ИК

Основные параметры САРХ									
Параметр	САРХ ЕЦ	САРХ ИК	САРХ ИК	САРХ ИК					
Рабочее тело	натрий	цезий	калий	натрий					
Тепловая мощность теплообменника, МВт	27,50	10,13	10,13	10,13					
Температура натрия I контура, К(°С)									
на входе;	823 (550)	833 (560)	853 (580)	943 (670)					
на выходе	673 (400)	733 (460)	753 (480)	843 (570)					
Температура рабочего тела, К(°С)									
на входе;	573 (300)	694 (421)	710 (437)	798 (525)					
на выходе	773 (500)	723 (450)	743 (470)	833 (560)					
Расход натрия I контура, кг/с	144,9	80,3	80,3	80,3					
Расход рабочего тела, кг/с	107,5	19,7	4,9	2,4					
Объём жидкого рабочего тела, м <sup>3</sup>	9,2	0,27	0,27	0,27					
Диаметр трубопроводов, мм									
подъёмного	300	1290	1470	1430					
опускного	300	96	76	66					

Таблина 2.

теплоносителями (за исключением ртути). Следствием этого является низкое давление пара, низкая скорость звука, ограничивающая перенос тепла, и необходимость увеличения проходного сечения для пара. Однако для высокотемпературного реактора типа БН-ВТ диаметры трубопровода и аварийного теплообменника могут быть существенно уменьшены.

Одной из последних разработок ГНЦ РФ – ФЭИ, связанных с применением тепловых труб в ядерной энергетике, является концепция реакторной установки сверхмалой мощности «РИФМА». Это — Реактор с Испарительным охлаждением, Фотоэлектрическим преобразованием энергии, Малой мощности, Автономный.

Разработка нацелена на решение проблемы энергообеспечения Арктики, где востребованы электрогенерирующие установки сверхмалой мощности в диапазоне от единиц до сотен киловатт. Была поставлена задача разработать и создать автономную (необслуживаемую) ядерную электрогенерирующую установку с тепловой мощностью до 100 кВт при электрической мощности не менее 10 кВт.

Известные космические ЯЭУ БУК и ТОПАЗ могли бы претендовать на эту роль, однако у них весьма низкий кпд (до 7%) и малый подтвержденный ресурс (до 1 года). Были предложены следующие инновационные технические решения:

1. Отвод тепла от реактора высокотемпературными тепловыми трубами. Это решение исключает необходимость применения насосов и других механизмов, электроснабжения и обслуживания.

2. Высокотемпературный реактор бассейнового типа с компоновкой активной зоны в виде автономных модулей — электрогенерирующих секций. Высокотемпературный реактор обеспечит эффективную работу тепловых труб, а вода бассейна будет выполнять роль замедлителя нейтронов, радиационной защиты и поглотителя тепловых потерь реактора.

3. Преобразование тепловой энергии в электрическую с помощью термофотоэлектрических (термофотовольтаических) элементов. Термофотоэлектрические преобразователи на основе полупроводников GaSb и InGaAsSb работают с кпд преобразования 20–25 % в инфракрасной области спектра при температуре излучателя 1200 °C. Таким образом, системный кпд не менее 10 % представляется реальным.

4. Полностью пассивная система охлаждения установки низкотемпературными тепловыми трубами. Поскольку средняя температура атмосферного воздуха в Арктике летом + 5 °C, зимой минус 40 °C, то низкотемпературные тепловые трубы смогут передать неиспользованное тепло атмосферному воздуху пассивным способом (при температуре термофотоэлектрических элементов не выше +60 °C).

На рисунке 26 представлена схематическая компоновка реактора. Реактор бассейнового типа, в шахте диаметром 2,5 м, глубиной 8 м, с наружной температурой не выше 0 °C. Активная зона выполнена в виде автономных модулей — электрогенерирующих секций (аналог ЭГК ТОПАЗ). В модуле несколько твэл, тепловая труба, контактный слой жидкого лития, теплоизоляция. Температура чехла модуля < 60 °C. Оболочка твэл и тепловой трубы — молибден, T < 1230 °C.



Рис. 26. Схематическая компоновка реактора (размеры указаны в см)

Топливо — UO<sub>2</sub>, обогащение 19,5 %, температура <1600 °C. Теплоноситель — литий, T = 1200 °C.

Разработано несколько вариантов конструкции активной зоны, модулей, тепловыделяющих элементов, высокотемпературных и низкотемпературных тепловых труб, компоновок термофотопреобразователей. Разработана также концепция более мощной энергоустановки РИФМА с тепловой мощностью 1,2 МВт и ожидаемой электрической мощностью не менее 120 кВт. Основные технические решения по энергоустановке защищены патентами [22–25].

#### Заключение

Изложенное выше свидетельствует, что тепловые трубы могут решать широкий круг вопросов, связанных с пассивной передачей достаточно высоких удельных тепловых потоков при минимальной разности температур источника тепла и его потребителя, и достаточно широко используются в неядерных технологиях. В мировой литературе имеется целый ряд технических решений по использованию тепловых труб в ядерной энергетике [26]. Практическое же применение тепловых труб в ядерных энергетических установках практически отсутствует или находится в стадии технических предложений и разработок. Очевидно, что это обусловлено существующими традициями обеспечения безопасности ЯЭУ за счёт применения консервативных опробованных технических решений. Однако и эти решения были когда-то прогрессивными. Видимо, следует начинать применение тепловых труб хотя бы в экспериментальных ЯЭУ сверхмалой мощности. И движение в этом направлении уже начато: в Соединённых Штатах разработана и в истекающем году испытана экспериментальная ядерная установка Kilopower с тепловой мощностью от 1 до 10 кВт, с отводом тепла от активной зоны тепловыми трубами.

### Список литературы

- 1. М.Н. Ивановский, В.П. Сорокин, Б.А. Чулков, И.В. Ягодкин Технологические основы тепловых труб. М.: Атомиздат, 1980.
- 2. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Субботин В.И., Шустов М.В. Исследование тепло- и массопереноса в тепловой трубе с натриевым теплоносителем // Теплофизика высоких температур. 1970. Т. 8, № 2, С. 319–325.
- Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Ягодкин И.В. Физические основы тепловых труб. — М.: Атомиздат, 1978, 256 с.
- Михеев А.С., Логинов Н.И., Снежко Л.Л. Гидродинамика и теплообмен в испарительно-конденсационных системах передачи тепла. Обзор ФЭИ-0281. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1996.
- Гоннов И.В., Логинов Н.И., Локтионов Ю.В., Столяров С.П., Чулков Б.А. Теплообменники с жидкометаллическим теплоносителем в двигателях Стирлинга. Аналитический обзор ФЭИ-0235. — Обнинск: ФЭИ, 1989.
- 6. Gonnov I.V., Ivanovsky M.N., Loktionov Yu.V., Loginov N.I., Stolyarov S.P., Tchulkov B.A. Design and Testing of Heat Exchangers with Liquid Metal Heat

Pipes for Sterling Engines // Proceedings of the 26th Intersociety Energy Conversion Engineering Conference. — Boston, MA, 1991.

- Ивановский М.Н., Логинов Н.И., Михеев А.С., Шимкевич А.Л., Морозов В.А., Пономарев-Степной Н.Н. Space Thermoionic Reactor+Sterling Engine // Proc.7th Int. Conf. on Sterling Machines.– Tokyo. 1995.
- 8. Логинов Н.И., Михеев А.С., Чулков Б.А. и др. Heat Pipes for Thermionic Energy Converters (TEC) // Preprints of 8-th Int. Heat Pipe Conf. China. 1992.
- 9. Михеев A.C., Логинов Н.И., Тихомиров A.A., Д.В. Рогов Жидкометаллические тепловые трубы для космических ЯЭУ // Тр. 11-го рабочей группы Международного совещания по теплогидравлике усовершенствованных ядерных реакторов. — Обнинск, 5-9 июля 2004.
- Термоэмиссионный электрогенерирующий модуль для активной зоны ядерного реактора с вынесенной термоэмиссионной системой преобразования тепловой энергии в электрическую (варианты): Патент РФ на изобретение №2187156. Заявл. 29.06.2000. опубл. 10.08.2002.
- 11. Брустило Г.П., Визгалов А.В., Купцов Г.А., Курочкин Н.Ф., Логинов Н.И., Локтионов Ю.В., Тоцкая М.Г., Ярыгин В.И. Солнечная энергетическая установка. Патент РФ на изобретение № 2013715, 1994, приоритет: 05.05.1991
- Засорин И.И., Ивановский М.Н., Логинов Н.И., Михеев А.С., Морозов В.А., Морозов А.В., Шимкевич А.Л. Способ изготовления теплообменного оборудования с жидкометаллическим теплоносителем. Патент РФ на изобретение № 2175102, Бюл. № 29, 20.10.2001.
- 13. Логинов Н.И., Михеев А.С., Мухлынин А.А. Метод измерения расхода натрия в тепловой трубе на основе электромагнитного датчика // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2012. — № 1. — С. 109–116.
- 14. Логинов Н.И., Михеев А.С., Мухлынин А.А. Измерение расхода жидкого натрия в тепловой трубе // Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2011».
   Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ. 2013. С. 103–109.
- Логинов Н.И., Михеев А.С., Тихомиров А.А. Экспериментальное исследование двухфазного термосифона с серой в качестве рабочего вещества // Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах: Сб. докл. научно-техн. конф. «Теплофизика-2014», Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2015. — С. 547–551.
- 16. Аксенов Ю.В., Логинов Н.И., Михеев А.С. Разработки тепловых труб для новых промышленных технологий // Исследования в области теплофизики ядерных энергетических установок (к 60-ти летию создания теплофизического отдела): научно-техн. сборник / под общ. ред. Верещагиной Т.Н., Сорокина А.П. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2014. — С.309–317. Эл.опт диск (CD-ROM).
- Логинов Н.И., Михеев А.С., Аксенов Ю.В. Высокотемпературные термостаты для термометрии // Тепломассоперенос и свойства жидких металлов / Материалы Российской межотр. конф. «Теплофизика-2002». Т.1. Тезисы докладов. — Обнинс:, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2002. — С. 196–198.
- 18. Loginov N.I., Mikheyev A.S., Chulkov B.A. Isothermal press-moulds based on the heat pipe principle // Proceedings of the 9th IHPC, Albukerque, USA. –1995.

- Аксенов Ю.В., Логинов Н.И., Михеев А.С., Чулков Б.А. Способ изготовления стеклоформующего оборудования. Патент РФ на изобретение №2087431. — 1997, заявл. 08.08.1995.
- Логинов Н.И. Опыт разработки экспериментальной реакторной установки, охлаждаемой испаряющимся жидким металлом // Сб. докл. Конференции МАГАТЭ по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам FR-17. — Екатеринбург, 26–29 июня 2017.
- Логинов Н.И, Михеев А.С. On concept of heat-pipe emergency core cooling system for fast sodium fission reactors // Proceedings of the 12th IHPC, Москва — 2002.
- 22. Логинов Н.И., Пышко А.П., Михеев А.С., Денежкин И.А. «Ядерный реактор с прямым преобразованием энергии за пределами активной зоны». Патент РФ на изобретение № 2650885 опубл. 18.04.2018.
- 23. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. «Активная зона ядерного реактора». Патент РФ на изобретение. № 2660942 опубл. 11.07.2018.
- 24. Логинов Н.И., Литвинов В.В., Кротов А.Д. «Активная зона ядерного реактора». Патент РФ на изобретение. № 2680250 опубл.19.02.2019.
- 25. Логинов Н.И., Кротов А.Д., Михеев А.С. Активная зона ядерного реактора Патент РФ на изобретение. № 2687288 опубл. 13.05.2019.
- Верещагина Т.Н., Логинов Н.И, Тепловые трубы в атомной энергетике // Сб. докл. на научно-технической конференции «Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика — 2018)». Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, — 2018. — С. 34– 53.

### Актуальные проблемы теплофизики водоохлаждаемых реакторов нового поколения

Ю. А. Кузина, А. П. Сорокин, П. Л.Кириллов, Ю. Д. Левченко, В. М. Лощинин, А. В. Морозов

Россия наиболее подготовлена технологически и организационно к реализации двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Двухкомпонентная ядерная энергетическая система включает АЭС с легководными и быстрыми реакторами, которые вырабатывают энергию и воспроизводят топливо, и централизованный замкнутый ЯТЦ [1, 2].

Актуальные теплофизические задачи для легководных реакторов включают в первую очередь исследования в обоснование повышения технико-экономических характеристик ядерного топлива для действующих, строящихся и перспективных атомных электростанций (АЭС–2006, ВВЭР–1200, ВВЭР–ТОИ), проектных решений пассивной безопасности при использовании системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени и системы пассивного отвода тепла СПОТ) от парогенераторов, устойчивости работы воздушных теплообменников СПОТ, в том числе, при экстремальных метеорологических условиях РУ ВВЭР, влияния процессов массопереноса борной кислоты, подача которой в активную зону реактора при аварийных режимах АЭС предназначена для его останова, на ее распределение и накопление в активной зоне и ряд других проблем.

Ниже рассмотрены основные результаты, полученные по этим направлениям.

### Экспериментальные и расчетные исследования кризиса теплообмена в активной зоне в обоснование повышения технико-экономических характеристик

Проведен комплекс исследований на моделях ТВС ВВЭР с 19 имитаторами твэлов с диаметром 9,1 мм, соответствующем натурному твэлу, размещенными с шагом 12,75 мм в треугольной упаковке в шестигранном канале на стенде СВД–2 (рис. 1). Он направлен на обоснование конструкции усовершенствованных решеток-интенсификаторов (РИ) теплообмена с целью повышения критической мощности сборок и, как следствие, на увеличение выработки электроэнергии в реакторных установках ВВЭР. По результатам исследований подготовлен проект по расширению опытно-промышленной эксплуатации ТВС-2М с РИ на блоке № 4 Балаковской АЭС. Планируемое повышение тепловой мощности блока составляет 7% от номинальной.

Стационарные режимы. Результаты исследований с использованием перемешивающих решеток-интенсификаторов «вихрь» (рис. 2*a*) и «прогонка» (рис. 2*б*) показали [3, 4], что уровень критической мощности сборки зависит как от количества дополнительных решеток, их местоположения в сборке, так и от места возникновения кризиса теплоотдачи. Влияние дополнительных решеток на критическую мощность определяется тремя основными факторами:

перемешиванием теплоносителя, интенсификацией теплообмена и перераспределением потока теплоносителя по сечению модели ТВС из-за отсутствия обечайки (в полномасштабной сборке этот эффект будет значительно меньше). 4–5 дополнительных решеток, расположенных равномерно от выхода к центру сборки (рис. 3), приводит к увеличению критической мощности в среднем на 7–8 %. Если исходить из геометрии РИ, то можно отметить, что воздействие решеток типа «Вихрь» носит достаточно локальный характер фактически это местная закрутка потока в смежных ячейках без выхода за их пределы. Решетки типа «Прогонка» в принципе организуют поперечный перенос теплоносителя на более протяженном расстоянии. Тем не менее наибольшее приращение критической мощности сборки получено при установке 4–5 решеток «Вихрь» [3, 4].



*Рис. 1.* Трехконтурный водяной стенд высокого давления «СВД-2» и экспериментальная модель для исследований теплогидравлических характеристик и кризиса теплообмена



*Рис.* 2. Перемешивающие решетки-интенсификаторы типа «вихрь» (а) и «прогонка» (б)



*Рис. 3.* Расположение решеток в сборке с пятью решетками-интенсификаторами в сопоставлении с распределением тепловыделения по длине сборки:

1 – дистанционирующие решетки, 2 – решетки-интенсификаторы, 3 – термопары

В ГНЦ РФ – ФЭИ разработана эмпирическая методика учета влияния различных типов дистанционирующих и интенсифицирующих решеток на уровень критического теплового потока при произвольном их расположении [3]. Методика базируется на следующих положениях:

 возможности определения локальных параметров потока в сборках ТВС с учетом особенностей дистанционирующих решето (ДР) и решеток-интенсификаторов (РИ) (ячейковый код ВЯЗ–М);

– предположении, что наличие ДР и РИ вызывает возмущение потока теплоносителя, которое зависит от типа ДР и РИ и затухает по определенному закону (экспоненте), оказывая влияние на величину КТП;

 возможности определять КТП без влияния ДР в необходимом диапазоне режимных параметров, что в реальных условиях при наличии ДР даст запас в 6–8%.

Для верификации методики были проведены расчеты с помощью ячейкового кода ВЯЗ-2М для 15 моделей сборок УТВС и ТВС-2 с сотовыми дистанционирующими решётками и равномерным обогревом по длине. Число экспериментальных точек — 1091.

Результаты сопоставления расчётных значений критического теплового потока с экспериментальными представлены в таблице 1.

В колонках BЯЗ-EPRI, BЯЗ-EPRI-1, BЯЗ-EPRI-2 представлены величины среднего отклонения экспериментальных данных от расчетных значений Δ и суммарной среднеквадратичной погрешности σ без учета влияния дистанционирующей решётки, с учетом влияния дистанционирующей решётки и с учетом влияния стягивающих имитаторы ТВЭЛ электромагнитных сил, соответственно.

Как следует из таблицы 1, методика ГНЦ РФ – ФЭИ позволила впервые обобщить экспериментальные данные по локальным значениям критического

теплового потока для моделей сборок УТВС и ТВС-2 с сотовыми дистанционирующими решётками с равномерным обогревом по длине с погрешностью, близкой к экспериментальной. Как показал анализ, величина суммарной экспериментальной погрешности составляет ±10%.

### Таблица 1.

		υp	асчетными							
Код	ВЯЗ-	EPRI	BЯЗ-EPRI-1		ВЯЗ-ЕРКІ-2					
Модель ТВС	Δ, %	σ, %	Δ, %	σ, %	Δ, %	σ, %				
Эксперименты АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»										
TBCA-13	9,5	3,2	-3,28	3,5	-3,28	3,5				
TBCA-6	4,1	2,6	-2,2	2,9	-2,2	2,9				
TBCA-19	-0,0	3,0	-6,5	3,0	-6,5	3,0				
Эксперименты ГНЦ РФ – ФЭИ										
МК19-1	-4,3	4,6	-6,67	4,7	-2,67	4,7				
МК37-1	-1,4	5,9	-4,29	6,0	-0,29	6,0				
МК37-2	-2,6	5,5	-5,56	5,8	-1,56	5,8				
TBC2M	-1,7	5,6	-3,7	5,9	0,7	5,9				
TBC2-12	0,45	6,8	-5,	6,9	0,0	6,9				
TBC2-15	7,8	4,3	2,4	4,3	2,4	4,3				
ПО19-3В	8,2	5,0	3,4	5,1	3,4	5,1				
Эксперименты РНЦ «Курчатовский институт»										
19RU/3.5	6,0	3,2	0,12	3,2	0,12	3,2				
Эксперименты АО «ОКБ Гидропресс»										
Пучок 1	15,4	6,3	6,3	6,8	6,3	6,8				
Пучок 2	7,0	2,8	1,3	2,8	1,3	2,8				
Пучок 4	7,9	6,6	-1,3	6,6	-1,3	6,6				
Пучок 7	11,8	2,9	-0,48	2,9	-0,48	2,9				

Сравнение экспериментальных значений критического теплового потока с расчётными

В результате проведенных исследований установлено, что для принятой на сегодняшний день конфигурации ТВС–2М можно обосновать повышение мощности за счет использования дополнительных РИ только до 107%. При разработке топлива реакторов нового поколения (ВВЭР–1200, ВВЭР–ТОИ) необходим новый комплексный подход к разработке конструкции ДР и РИ, то есть включающий в себя совместное решение проблем теплогидравлики и термомеханики ТВС.

**Динамические режимы.** На стенде СВД-2 были проведены экспериментальные исследования кризиса теплообмена для наиболее неблагоприятного варианта аварийной ситуации — с отключением 4 ГЦН из 4 работающих — с использованием аналогичной модели ТВС из 19 имитаторов твэлов натурной длины (3,73 м).

Снижение расхода теплоносителя в каждой из петель представлено на рис. 4.



*Рис. 4.* Темп снижения расхода: вертикальные линии 1 и 2 соответствуют 4 и 10 секундам после отключения ГЦН

Вертикальные линии 1 и 2 соответствуют расходу теплоносителя после 4 секунд (при застревании наиболее эффективного стержня ОР СУЗ) и 20 секунд (полное введение стержней ОР СУЗ). На рисунке также указаны величины расхода теплоносителя, соответствующие этим отрезкам времени после отключения четырех ГЦН. Видно, что через 4 секунд расход теплоносителя снижается на 28 % и через 10 секунд на 35 %.

На рис. 5 приведены данные по изменению параметров в эксперименте при исходной мощности ниже критической при плавном (в соответствии с требованиями) снижении расхода до возникновения кризиса теплообмена. Одновременный рост температуры стенок имитаторов как в центральной области, так и на периферии модели зафиксирован многими термопарами, наблюдается некоторое повышение давления на выходе. Наступление кризиса теплообмена зафиксировано на 7-й секунде после начала снижения расхода. При резком повышении температуры стенок имитаторов на 40 °С мощность, подводимая к модели ТВС, сбрасывалась системой зашиты до безопасного уровня. Снижение мощности привело к снижению паросодержания на выходе, снижению гидравлического сопротивления и, соответственно, к некоторому восстановлению расхода.

Сравнение критических тепловых потоков в указанных нестационарных режимах при снижении расхода теплоносителя с данными, полученными при стационарном режиме, давлении и массовой скорости, показывает, что критические потоки в нестационарных режимах при таком сравнении в среднем на 4 % выше. Таким образом, корреляция для стационарных режимов является консервативной оценкой при расчёте запасов до кризиса при отключении ГЦН [4].

База экспериментальных теплогидравлических данных ФЭИ для ТВС ВВЭР. Расширена база экспериментальных данных ФЭИ за счет новых оцененных экспериментальных данных по кризису теплоотдачи, перепадам давления, распределений подогрева и массовой скорости по ячейкам в моделях ТВС ВВЭР.



Рис. 5. Изменение режимных параметров при близком к реальному темпу снижения расхода:
 черная линия – изменение расхода; зеленые – изменение давления; красная – изменение мощности; многочисленные плавные линии – изменение температуры стенок имитаторов твэлов

В нее включены данные по ТВС новых конструкций и модернизирована структура управляющего программного комплекса [5].

При создании базы данных была проведена экспертиза полноты и соответствия информации об экспериментах в базе данных требованиям нормативного документа РД 03-34-2000 Ростехнадзора. Уточнены описания характеристик экспериментальных моделей ТВС и условий проведения опытов. Кроме того, была выполнена статистическая обработка экспериментальных данных с целью отбраковки некорректных значений, а также проведено сопоставление наборов экспериментальных данных по критическим тепловым потокам для различных моделей ТВС. В результате впервые создана дополненная функциями анализа данных (проверка соответствия выходных параметров исходным данным, сопоставление данных по критическим тепловым потокам с расчетом по эмпирическим корреляциям) база оцененных экспериментальных данных по критическим тепловым потокам в моделях ТВС новых конструкций, предназначенная для разработки, верификации и совершенствования расчетных методов.

Созданная база включает в себе данные 5089 экспериментальных режимов, полученных на 60 моделях ТВС различных конструкций в следующем диапазоне параметров: обогреваемая длина 1,25–4,2 м, давление 0,1–8,3 МПа, массовая скорость 23–5131 кг/м<sup>2</sup>с, температура воды на входе в модель ТВС 56–347 °C, критический тепловой поток 415–5014 кВт/м<sup>2</sup>.

### Экспериментальные исследования на интегральных стендах совместной работы пассивных систем безопасности АЭС

Водоохлаждаемые реакторы нового поколения («АЭС–2006» и ВВЭР–ТОИ) характеризуются более высоким уровнем безопасности по сравнению с действующими. Повышение безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР осуществляется в результате реализации принципа технологического разнообразия, заключающегося в сочетании активных и пассивных систем безопасности.

К числу новых пассивных систем охлаждения активной зоны, предусмотренных в проекте «АЭС–2006» с реактором ВВЭР–1200 (6-й блок НВАЭС), относятся система пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (СПЗАЗ ГЕ–2) и система пассивного отвода тепла (СПОТ) от парогенераторов (ПГ). В соответствии с требованиями проекта, данные системы должны обеспечить отвод остаточного энерговыделения от активной зоны в течение не менее 24 часов. Включение новых систем безопасности в проект реакторной установки (РУ) требует обязательного проведения экспериментальных работ по обоснованию их работоспособности [6].

На введенном в эксплуатацию в 2015 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» крупномасштабном теплогидравлическом стенде «РУ-ЗО» с моделями РУ и защитной оболочки (ЗО) (рис. 6), предназначенном для исследования совместной работы пассивных систем безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР, были выполнены суточные интегральные эксперименты для определения влияния неконденсирую-



Рис. 6. Модель защитной оболочки стенда «РУ-ЗО» с размещенным в ней рабочим участком — моделью реактора

щихся газов, генерируемых в первом контуре, и газов, поступающих за счет массообменных процессов из защитной оболочки, на эффективность теплоотвода от реактора через парогенератор и систему пассивного отвода тепла при запроектных авариях [6, 7]. Эксперименты проводились с целью дополнения ПООБ второй очереди НВАЭС апробацией технических решений, касающихся совместной работы пассивных систем безопасности ГЕ–2 и СПОТ.

В экспериментах было проведено моделирование аварий «Разрыв ГЦТ полным сечением» в условиях потери всех источников переменного тока с разрывом ГЦТ на входе и выходе из реактора.

Эксперименты на стенде проводились при начальном давлении 0,35– 0,39 МПа, соответствующем давлению в реакторной установке и защитной оболочке в моделируемых авариях. Паропроизводительность рабочего участка стенда моделировала снижение мощности остаточных тепловыделений активной зоны в течение аварии. Мощностная характеристика модели теплообменника СПОТ стенда соответствовала зависимости мощности воздухоохлаждаемого СПОТ от давления пара во втором контуре.

На рис. 7 представлено изменение давлений в основных элементах стенда в эксперименте с моделированием аварии с разрывом ГЦТ на входе в реактор, на рис. 8 — изменение конденсационной мощности модели парогенератора на стенде «РУ–ЗО» в том же опыте.

В результате анализа полученных экспериментальных данных было установлено, что снижение конденсационной мощности парогенератора составляет ~30% относительно мощности на начало возникновения конденсационного режима в ПГ при обоих сценариях аварии. Однако оставшийся уровень мощности достаточен для обеспечения надежного охлаждения активной зоны реактора ВВЭР– 1200 в течение не менее 24 часов при совместной работе систем ГЕ–2 и СПОТ.





*Рис.* 7. Изменение давлений в модели
3O (P2), сред первого контура на входе
в модель ПГ (P10) и второго контура на выходе из ПГ (P3) в эксперименте:
■ — P2; ● — P3; ▲ — P10

Рис. 8. Изменение конденсационной мощности модели ПГ стенда «РУ-3О» в эксперименте

### Исследования внешней аэродинамики главного здания HBAЭC-2 по обеспечению независимости работы СПОТ от ветра

Проведенные на стенде «СГДИ» на аэродинамической модели главного корпуса НВАЭС-2 (рис. 9) экспериментальные исследования внешней аэродинамики главного здания Нововоронежской АЭС–2 по обеспечению независимости работы СПОТ от ветра показали [8]:

 в связи с конфигурацией главного здания АЭС Нововоронежской АЭС–2 сферическая оболочка реактора, воздухозаборы ТО СПОТ, верхние части воздуховодов ТО СПОТ находятся в зоне разрежения практически при всех направлениях ветра;

в некотором диапазоне углов обтекания потоком воздуха уровень разрежения при скоростях ветра, больших 18 м/с, сопоставимы с проектным тяговым напором естественной конвекции в воздуховодах ТО СПОТ;

 дефлектор, установленный в верхней точке защитной оболочки, не создает ет заметного запаса по перепаду давления на длине воздуховодов теплообменников СПОТ.

На рис. 10 в качестве примера дано опытное распределение давления (вернее, отличия от атмосферного)  $h_3$  в точке 3 оболочки реакторного здания при различных направлениях ветра. В качестве масштаба используется скоростной напор ветра  $h_V$  перед моделью АЭС,  $\beta$  — угол поворота относительно продольной оси модели АЭС. Конструкция теплообменника СПОТ с ребристыми трубками описана в статье [8].

В результате были экспериментально обоснованы технические решения по системе коллектора воздухозаборов СПОТ — вытяжного дефлектора, при которых уменьшение тепловой мощности ТО СПОТ ВВЭР НВАЭС–2 не происходит при всех направлениях ветра.



*Рис.* 9. Экспериментальная модель главного здания НВАЭС–2 в масштабе М 1:200 на поворотном круге аэродинамической трубы



*Рис. 10.* Избыточное давление в точке 3 сферической оболочки модели реакторного здания при различных направлениях ветра  $(h_3/<h_v>=f(\beta)$  (a), 1, 2 и 3 — отборы давления (б)

Таким образом, экстремальные метеорологические условия (сильные, включая ураганные, ветры, пылевые бури) могут проявиться в снижении мощности части воздушных теплообменников СПОТ. Обоснование устойчивости работы воздушных теплообменников СПОТ при воздействии этого внешнего фактора является одним из необходимых условий достаточности 72 часов для аварийного расхолаживания ВВЭР–ТОИ.

### Проект реактора с водой при сверхкритическом давлении

Работа над проектом реактора, охлаждаемого водой при сверхкритическом давлении (ВВЭР–СКД), обусловлена огромным опытом разработки и эксплуатации установок с водой сверхкритических параметров в традиционной энергетике [10, 11]. В настоящее время разработки по данной тематике ведутся более чем в 15 странах (Япония, Корея, Канада, Европейское сообщество, Китай и др.) [12–15]. Реализуется проект Международной программы основных направлений НИОКР в этой области, ход которого регулярно обсуждается на заседаниях рабочих групп МАГАТЭ. В 2011 г. Россия вступила в эту программу Международный форум «Поколение IV» (GIF the Generation-IV International Forum) [12].

Еще ранее ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ – ФЭИ и РНЦ КИ разработали основы концепции коммерческого реактора для АЭС мощностью 1700 МВт эл. с одноконтурной РУ с реактором ВВЭР-СКД с двухзаходной циркуляцией теплоносителя через активную зону [16, 17] (рис. 11, 12). ГНЦ РФ – ФЭИ совместно с ОКБ «Гидропресс» выполнили комплекс расчетных исследований в обоснование этого проекта.

Для экспериментальной РУ мощностью 30 МВт тепл. на сверхкритических параметрах воды определена тепловая схема, проведены расчеты теплогидравлических параметров, сделаны оценки теплообменного оборудования, имеющегося в ГНЦ РФ – ФЭИ [18].

Основные особенности теплогидравлических процессов в таком реакторе — значительное изменение плотности и теплоемкости воды при сверхкритических параметрах ( $T_{\kappa}$  = 374,096 °C,  $P_{\kappa}$  = 22,064 МПа,  $\rho_{\kappa}$  = 322 кг/м<sup>3</sup>), рис. 13. При  $P < P_{\kappa}$  и  $P > P_{\kappa}$  характер зависимостей коэффициентов теплоотдачи и гидравлического сопротивления хорошо исследован применительно к каналам разной формы. При околокритических параметрах эти характеристики измерить труднее. В настоящее



Рис. 11. Одноконтурная ЯЭУ с реактором ВВЭР-СКД с двухзаходной циркуляцией через активную зону

*Рис. 12.* Двухзаходная схема циркуляции в реакторе ВВЭР-СКД



*Рис. 13.* Изменение свойств воды при сверхкритических параметрах:  $\lambda$  – теплопроводность;  $\rho$  – плотность;  $\mu$  – динамическая вязкость; h – энтальпия;  $C_p$  – удельная теплоемкость

время неопределенность (погрешность) в расчетах коэффициентов теплоотдачи для каналов простой формы (круглая труба, плоская щель) составляет около ±15 %.

Впервые обнаружена зависимость протяженности зоны ухудшения теплообмена от массовой скорости и плотности теплового потока, предложена эмпирическая зависимость для расчета протяженности зоны с локальным ухудшением теплообмена [19]. Для начального этапа разработок такая неопределенность (точность) достаточна, но необходимо проведение дополнительных экспериментов в каналах простой и сложных форм, в первую очередь на пучках стержней с тесной упаковкой (например, с шагом 1,1–1,15). В результате обработки и анализа экспериментальных данных, полученных на воде, разработаны рекомендации по расчету коэффициентов гидравлического сопротивления и теплообмена для труб и пучков стержней [20, 21].

Таким образом, первоочередными исследованиями в области теплогидравлики реактора ВВЭР–СКД являются: экспериментальные исследования теплообмена на модели сборки твэлов при СКД с целью создания более совершенных методик расчетов, поиск приемлемых методов интенсификации теплообмена (закрутка потока, дистанционирующие решетки и т. д.), верификация программы МИФ–СКД, исследование массопереноса и водно-химического режима в ТВС ВВЭР–СКД и процессов радиолиза. Другая важная проблема — выбор и обоснование работоспособности конструкционных материалов под облучением [11].

#### Заключение

В результате комплекса исследований на стенде «СВД-2» на моделях ТВС ВВЭР по обоснованию конструкции усовершенствованных решеток-интенсификаторов теплообмена с целью повышения критической мощности и, как

следствие, выработки электроэнергии в реакторных установках типа ВВЭР показано, что хотя решетки «Прогонка», организующие протяженный поперечный перенос теплоносителя, должны улучшать перемешивание потока теплоносителя и интенсификацию теплообмена в сборке по сравнению с решетками типа «Вихрь», обеспечивающими лишь местную закрутку потока в ячейках без выхода за их пределы, наибольшее увеличение критической мощности на 7–8 % получено при установке 4–5 решеток «Вихрь» равномерно от выхода к центру сборки.

В результате экспериментальных исследований на стенде «РУ-3О» для обоснования работоспособности новых пассивных систем охлаждения активной зоны, включенных в проект «АЭС–2006» с реактором ВВЭР–1200 (6-й блок НВАЭС) относятся система пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (СПЗАЗ ГЕ–2) и система пассивного отвода тепла (СПОТ) от парогенераторов (ПГ), установлено, что снижение конденсационной мощности парогенератора составляет ~30 % относительно мощности на начало возникновения конденсационного режима в ПГ при обоих сценариях аварии. Оставшийся уровень мощности достаточен для обеспечения надежного охлаждения активной зоны реактора ВВЭР– 1200 в течение не менее 24 часов при совместной работе систем ГЕ–2 и СПОТ.

Проведенные на стенде «СГДИ» экспериментальные исследования внешней аэродинамики главного здания НВАЭС–2 по обеспечению независимости работы СПОТ от ветра показали, что в связи с конфигурацией главного здания АЭС НВАЭС–2 сферическая оболочка реактора, воздухозаборы ТО СПОТ, верхние части воздуховодов ТО СПОТ находятся в зоне разрежения практически при всех направлениях ветра. Экспериментально обоснованы технические решения по системе коллектора воздухозаборов СПОТ — вытяжного дефлектора, при которых уменьшения тепловой мощности ТО СПОТ ВВЭР НВАЭС–2 не происходит при всех направлениях ветра. Обоснование устойчивости работы воздушных теплообменников СПОТ при воздействии этого внешнего фактора является одним из необходимых условий достаточности 72 часов для аварийного расхолаживания ВВЭР–ТОИ.

Работа над проектом ВВЭР–СКД обусловлена огромным опытом разработки и эксплуатации установок с водой сверхкритических параметров в традиционной энергетике. В ГНЦ РФ – ФЭИ совместно с ОКБ «Гидропресс» выполнен комплекс расчетных исследований в обоснование проекта ВВЭР-СКД с электрической мощностью 1700 МВт и экспериментального реактора ВВЭР–СКД–30 с тепловой мощностью 30 МВт. Первоочередными НИОКР в области теплогидравлики реактора ВВЭР–СКД являются: экспериментальные исследования теплообмена на модели сборки с тесной решеткой твэлов при СКД, поиск методов интенсификации теплообмена, верификация программы МИФ–СКД, исследование массопереноса, водно-химического режима в ТВС ВВЭР–СКД и процессов радиолиза. Другая важная проблема — выбор и обоснование работоспособности конструкционных материалов под облучением.

### Список литературы

- 1. Пономарев-Степной Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР // Атомная энергия. 2016. Т. 120. Вып. 4. С. 183–191.
- Аминов Р.З., Щкрет А.Ф., Гариевский М.В. Тепловые и атомные станции: конкурентность в новых экономических условиях // Теплоэнергетика. —2017. — №5. — С. 5–15.
- Калякин С.Г., Сорокин А.П., Пивоваров В.А., Пометько Р.С., Селиванов Ю.Ф. Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальные исследования теплофизических процессов в обоснование безопасности реакторов ВВЭР нового поколения // Атомная энергия. — 2014. — Т. 116. — Вып. 4. —С. 241-247.
- Пометько Р.С., Смирнов А.М., Василенко И.Н., Вьялицин В.В., Галкин И.Ю., Волков С.Е. Экспериментальные исследования кризиса теплообмена на модели ТВС ВВЭР с перемешивающими решетками при отключении ГЦН // Итоги научно-технической деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2014 год / Под общ. ред. А.А. Труфанова, А.П. Сорокина, Т.Н. Верещагиной. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2015. — С. 264–270. ISBN 978-5-906512-69-7.
- Артамонов С.Н., Сергеев В.В., Гальченко Э.Ф. Создание базы оцененных экспериментальных данных по кризису теплоотдачи в моделях ТВС ВВЭР // Итоги научно-технической деятельности отделения безопасности ядерноэнергетических установок за 2015 год / Под общ. ред. А.А. Труфанова, А.П. Сорокина. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2016. — С. 203–211. ISBN 978-5-906512-81-3.
- Морозов А.В., Калякин Д.С., Шлепкин А.С., Рагулин С.В., Сахипгареев А.Р. Экспериментальное исследование совместной работы пассивных систем безопасности Нововоронежской АЭС-2 на крупномасштабном стенде // Там же — С. 166–176.
- 7. Морозов А.В., Шлепкин А.С., Калякин Д.С., Сошкина А.С. Исследование работы модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при различных параметрах аварийного процесса // Теплоэнергетика. 2017. №5. С. 16–23.
- Коломиец Д.О., Левченко Ю.Д., Тереник Л.В., Мальцев М.Б., Таранов Г.С. Исследование главного здания АЭС с ВВЭР, оснащенной СПОТ // Итоги научнотехнической деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2012 год / Под общ. ред. С.Г. Калякина, О.Ф. Кухарчука, А.П. Сорокина. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2013. — С. 178–190. ISBN 978-5-906512-26-0.
- Морозов А.В., Сорокин А.П., Рагулин С.В., Питык А.В., Сахипга-реев А.Р., Сошкина А.С., Шлепкин А.С. Влияние процессов массопереноса борной кислоты на ее накопление в активной зоне при аварийных режимах АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. — 2017. — №7. — С. 33–38.
- Кириллов П.Л. Переход на сверхкритические параметры путь совершенствования АЭС с водоохлаждаемыми реакторами // Теплоэнергетика. — 2003. — №9. — С. 3–9.
- Дуб А.В., Демешко М.П., Парамонов Д.В., Веселов Д.О., Махин В.М., Кириллов П.Л., Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П. Концепция энергоблока с водоохлаждаемой реакторной установкой со

сверхкритическими параметрами теплоносителя и быстро-резонансным спектром нейтронов (ВВЭР-СКД) // Доклад на 10-й межд. НТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (МНТК-2017), г. Подольск, АО «ОКБ «Гидропресс», 16–19 мая 2017.

- 12. Beils S. et al. Safety Approach and R&D Program for Future French Sodium-cooled Reactors. Journal of Nuclear Science and Technology. 2011. Vol.48. No. 4.
- Schulenberg T. Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR). Report on the Working Group IAEA on SCWR Programme. — Mississauga. Toronto. Canada. 19–23 September. 2011.
- Ingersoll D.T. Status of Physics and Safety Analyses for the Liquid-salt-cooled, Very High — Temperature Reactor (LS — VHTR). ORNL/TM — 2005/218 (Dec. 2005). (Cit. by [7]).
- Aoto K. Uto N., Sakamoto Y. et al. Design Study and R&D Progress on Japan Sodiumcooled Fast Reactor. Journal of Nuclear Science and Technology. 2011. V.48. Pp. 463-471.
- 16. Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б., Никитенко М.П. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР-СКД) — перспективные реакторы 4го поколения // Доклад на 8-й конф. по реакторному материаловедению. — НИИАР. Димитровград. 2007.
- 17. Калякин С.Г., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Богословская Г.П., Никитенко М.П., Махин В.М., Чуркин А.Н. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Теплоэнергетика. — 2014. — № 8. — с. 13–19.
- Мохов В.А., Беркович В.Я., Никитенко М.П., Махин В.М., Чуркин А.Н., Лапин А.В., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П. Концептуальные предложения по стенду-прототипу реактора ВВЭР-СКД // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. — 2014. — № 34. — С. 84–92.
- Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен в трубах и пучках стержней при течении воды сверхкритического давления // Атомная энергия. —2004. — Т. 96. — Вып. 5. — С. 387–393.
- Карташов К.В., Сорокин А.П., Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Расчетные и экспериментальные исследования в области теплогидравлики ЯЭУ с водяным теплоносителем при сверхкритическом давлении // Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2014 год / Под общ. ред. А.А. Труфанова, А.П. Сорокина, Т.Н. Верещагиной. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2015. — С. 82–99.
- Сорокин А.П., Кириллов П.Л., Кузина Ю.А., Грабежная В.А., Лощинин В.М. Исследования теплообмена в пучках твэлов при сверхкритическом давлении воды // ВАНТ. Серия: «Ядерно-реакторные константы. — 2019. — Выпуск 3. — С. 207–209.

# Комплексные исследования актуальных проблем теплофизики быстрых реакторов

Ю. А. Кузина, А. П. Сорокин, В. В. Алексеев, В. А. Грабежная, Ю. И. Загорулько, А. А. Камаев, Ю. И. Орлов

В России имеются все предпосылки (технологические и организационные) для реализации ресурсонезависимой энергетики, а именно двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ядерного топливного цикла (ЯТЦ) [1–5], включающей в себя АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем, которые вырабатывают энергию и воспроизводят топливо, и централизованный замкнутый ЯТЦ. Разработка двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ЯТЦ создает базу для атомно-во-дородной энергетики, когда атомные станции будут производить электроэнергию, ядерное топливо и водород [6].

В целях повышения безопасности, экономичности, экологичности и обоснования надежности быстрых реакторов нового поколения с натриевым и свинцовым теплоносителями, реализуемых в различных проектах [7, 8], проведены обширные исследования, основные результаты которых кратко изложены в этой статье.

### Теплофизические исследования реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем

В проекте перспективного быстрого реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем использованы ряд принципиально новых технических решений, обеспечивающих существенное улучшение технических характеристик энергоблока, в том числе [7]:

усовершенствованная конструкция реактора и парогенератора (снижение материалоемкости);

 система аварийного отвода тепла со встроенными в корпус реактора автономными теплообменниками (повышение надежности);

 внутриреакторная система очистки натрия первого контура (исключение трубопроводов с радиоактивным натрием и обслуживающих их систем);

внутриреакторная система контроля натрия.

В результате возникла необходимость решения комплекса задач расчетноэкспериментального обоснования указанных выше новых технических решений.

## Исследования полей температуры и скорости теплоносителя на интегральной модели реактора на быстрых нейтронах при различных режимах

Контур циркуляции теплоносителя быстрого реактора представляет собой сложное сочетание последовательно и параллельно соединенных элементов с различной ориентацией в поле силы тяжести, геометрические характеристики проходных сечений которых резко меняются по ходу движения теплоносителя. Погрешности моделирования теплогидравлических процессов на фрагментарных
секторных моделях с изотермическим потоком во многом связаны с неучетом пространственных трехмерных эффектов и температурной неоднородности потока. Теплоноситель в ядерных энергетических установках (ЯЭУ) всегда неизотермичен из-за неравномерности энерговыделения, перепада температуры между узлами контура циркуляции, особенностей теплосъема в переходных и аварийных режимах работы.

Результаты экспериментальных исследований ГНЦ РФ – ФЭИ, НИУ МЭИ и ОИВТ РАН на интегральной водяной модели быстрого реактора (рис. 1) показали, что термогравитационные силы приводят к температурному расслоению с возникновением застойных и рециркуляционных образований, перестройке режима течения и температурного поля. Моделирование теплогидравлических процессов в баке реактора с натриевым охлаждениеи с использованием мелкомасштабных водяных моделей рассмотрено в [9, 10].

На стратифицированных границах раздела областей теплоносителя с различной температурой возникают внутренние волны, которые вызывают пульсации температуры на стенках реакторного оборудования [11] (рис. 2). Это приводит к термической усталости конструкционных материалов и снижению сроков эксплуатации реакторного оборудования. Установившийся режим естественной циркуляции характеризуется значительно меньшими градиентами температуры в вертикальном направлении над боковыми экранами (рис. 3).

Данные получены для различных условий экспериментов с помощью разработанной и внедренной на стенде системы измерений, обеспечивающей высокие точность и скорость регистрации сигналов. Данные могут быть использованы для верификации теплогидравлических кодов, предназначенных для обоснования проектных характеристик и безопасности реактора на быстрых нейтронах большой мощности. В частности, это проектные коды DINROS, GRIF и коды нового поколения ЛОГОС, HYDRA, COKPAT–БН.



*Рис.* 1. Общий вид баковой модели реактора с интегральной компоновкой оборудования (а), вид сверху на имитаторы ТВС активной зоны (б), основные элементы водяной модели (в):

1, 6 – промежуточные теплообменники (ПТО); 2 – элеваторная выгородка;

3 – элементы внутрибаковой защиты; 4 – активная зона (имитаторы ТВС);

5 – напорная камера; 7 – имитатор ГЦН-1; 8 – автономный теплообменник (АТО)



*Рис.* 2. Распределения осредненной температуры теплоносителя (слева) и интенсивности пульсаций температуры (справа) по высоте верхней камеры, полученные при перемещении подвижных термозондов по высоте верхней камеры, в номинальном режиме работы установки



*Рис. 3.* Поле осредненной температуры по высоте верхней камеры в установившемся режиме расхолаживания естественной конвекцией

# Теплогидравлические исследования однотрубной модели парогенератора в пусковых, переходных режимах работы и режимах на неполной мощности

В результате проведенных в ГНЦ РФ – ФЭИ исследований получены данные по теплогидравлике на однотрубной модели на стенде СПРУТ (рис. 4) в обоснование проектных параметров крупномодульного парогенератора быстрого реактора большой мощности новой конструкции, в котором в одном корпусе совмещены процессы испарения и перегрева пара.

Особое внимание было обращено на кризис теплообмена и связанные с ним пульсации температуры теплопередающей стенки. Следует отметить, что в настоящее время экспериментальные данные о критических паросодержаниях и соответствующих им тепловых потоках, полученные при давлении 17–18 МПа и массовой скорости 1100–1400 кг/(м<sup>2</sup>·с), отсутствуют.

Переносить данные о пульсациях температуры теплопередающей стенки, полученные на электрообогреваемых трубах, на трубы с жидкометаллическим обогревом в корне неверно в силу следующих причин. Во-первых, при равномерном электрообогреве (как известно, большинство данных получено именно на электрообогреваемых трубах с равномерным тепловыделением), кризис теплообмена достигается всегда на выходе пароводяного потока из трубы. По-



*Рис. 4.* Однотрубная модель парогенератора на стенде СПРУТ

этому невозможно определить протяженность зоны пульсаций температуры. Вовторых, при электрообогреве температура стенки в зоне кризиса теплообмена резко возрастает и может достигать высоких значений, вплоть до пережога стенки, а при обогреве жидким металлом она ограничена температурой жидкого металла. Именно истинное знание протяженности зоны пульсаций температуры, их амплитуды и частоты необходимо для оценки долговечности парогенерирующей трубы.

Полученные экспериментальные данные о критическом тепловом потоке при давлении ниже 15 МПа удовлетворительно совпадают с данными скелетных таблиц по расчету критического теплового потока в трубе. С ростом давления отмечаются увеличение плотности теплового потока и снижение критического (граничного) паросодержания. Во всех режимах (пусковых, нормальных и переходных) наблюдался нестационарный кризис теплообмена, характеризующийся смещением зоны кризиса либо к выходу из парогенерирующего канала, либо ко

входу в него. По значениям пульсаций температуры стенки был определен максимальный размах пульсаций температуры в зависимости от расхода питательной воды (рис. 5). Для подтверждения надежной работы натурного парогенератора необходимо проведение исследований на его многотрубной модели при нормальных и переходных режимах эксплуатации.



*Рис. 5.* Зависимость максимального размаха пульсаций температуры стенки в зоне кризиса теплообмена от расхода питательной воды

# Экспериментальные исследования деградации модельных тепловыделяющих сборок при авариях с неконтролируемой потерей расхода натрия

В ГНЦ РФ – ФЭИ [12] проведены исследования 19-стержневой модельной тепловыделяющей сборки (ТВС) на стенде «Плутон» в условиях, моделирующих аварию с неконтролируемой потерей расхода натрия. Энерговыделение в эксперименте обеспечивалось реакцией термитной смеси Al + Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> со стехиометрическим составом (рабочая теплота сгорания смеси  $Q_p = 1,6$  МДж/кг). По экспериментальным оценкам кинетики распространения фронта термитной реакции в каналах аналогичной формы время перехода всей массы исходной термитной смеси в расплав Fe + Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (T = 3100 K) не превышает 1 с.

Главные задачи эксперимента — идентификация основных механизмов деградации оболочек имитаторов твэлов, оценка распределения материалов-маркеров (Cu, Mo, Mg) по высоте сборки в ее конечном состоянии, изучение явлений блокировки проходных сечений модельной сборки, выброса материалов-маркеров за пределы объема сборки. Введение в состав термитной смеси этих материалов, которые в исходном состоянии локализованы в строго определенном месте по высоте индивидуальных имитаторов твэлов, позволило на основании данных об их конечном распределении оценить, как перемещается расплав внутри модельной сборки.

При проведении экспериментов в условиях, моделирующих неконтролируемую потерю расхода натрия, область глобальной деградации оболочек имитаторов твэлов составила около 65% ее высоты и была преимущественно локализована в части стержневого пучка с повышенной плотностью термитного заряда. По результатам экспериментальных исследований идентифицированы три основные причины деградации оболочек: температурные напряжения в материале оболочек; плавление оболочек; динамические эффекты, обусловленные быстрым превращением тепловой энергии расплава имитатора кориума в механическую работу при тепловом взаимодействии расплава с натрием. Расчетное значение коэффициента конверсии (перехода тепловой энергии в механическую работу) составило 0,115% при мощности энерговыделения 4,85 кВт.

В результате анализа распределения материалов-маркеров по высоте сборки были обнаружены фрагменты оболочек имитаторов твэлов, домены отвердевших расплавов стали и железа, конгломераты продуктов термитной реакции, порошкообразные продукты термического взаимодействия расплава имитатора кориума с натрием, затвердевшие наплывы стали (рис. 6).

Наличие заметных концентраций материалов-маркеров (Си и Мо) в пробах по всей высоте сборки свидетельствует об интенсивном перемешивании расплава внутри имитаторов твэлов до разрушения их оболочки. Порошкообразные маркеры распределены однородно по высоте сборки с некоторым превышением концентрации молибдена в нижней ее части и меди — в верхней части. Общее количество продуктов термитной реакции, выброшенных за пределы объема сборки, составило 75–80% исходной массы термитной смеси. Была обнаружена практически полная блокировка проходного сечения модельной сборки в ее нижней части.





*Рис.* 6. Начало зоны глобальной деградации (а), признаки хрупкого разрушения оболочек имитаторов твэлов (б), плавления материала оболочек имитаторов твэлов (в)

В [13] были разработаны модели, реализованные в расчетном коде БРУТ, и впервые показано, что время до проплавления оболочки составляет 10 с. Полученные результаты позволяют провести верификацию расчетных кодов в обоснование сценариев аварий типа ULOF (Unprotected Loss of Flow — прекращение расхода теплоносителя через реактор).

в)

# Исследования физико-химических процессов и технологии натриевого теплоносителя

Задачи натриевой технологии: очистка натрия от примесей и контроль за их содержанием, безопасная эксплуатация реакторной установки в рабочих режимах и при проведении ремонтных работ — успешно решались при создании отечественных установок БР-5, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800 [14–16]. Поскольку в целях повышения безопасности перспективного быстрого реактора большой мощности принято решение о размещении всех систем с радиоактивным натрием в баке реактора [7], габариты системы очистки I контура, следовательно, и их производительность и емкость по примесям оказываются ограниченными.

Необходимое качество натриевого теплоносителя поддерживается специальными средствами очистки с использованием различных физических методов: отстаивания, дистилляции, фильтрации, очистки холодными и горячими ловушками (ХЛ и ГЛ). С учетом результатов проведенных исследований были выбраны два последних метода. Для обоснования этого выбора был проведен значительный объем как экспериментальных, так и расчетно-теоретических работ. Практическая апробация подтвердила оптимальность принятого решения [14–16].

Результаты исследований определили отечественный подход к конструированию холодной ловушки, которая имеет три последовательно расположенные зоны: охлаждаемый отстойник, зону окончательного охлаждения и изотермический фильтр. Испытания ХЛ показали, что в ней натрий от кислорода и водорода очищается эффективно (при времени пребывания натрия в ловушке более 15 мин коэффициент удержания примесей близок к единице). Очистка натрия от продуктов коррозии, особенно от углерода, менее эффективна.

Для увеличения емкости XЛ по примесям необходимо, чтобы распределение отложений в ловушке было равномерным. Это в настоящее время является главным критерием, по которому проводится расчетное моделирование накопления примесей внутри ловушки.

Размещение ХЛ в баке реактора приводит к возникновению опасностей, связанных с накоплением в ней водорода, использованием для охлаждения ХЛ ар-





Рис. 7. Экспериментальная модель ХЛ на стенде «Протва-1» (а) и расчетная модель (б)

гона под давлением 1,5 МПа и возможностью ее разогрева натрием, находящимся в баке реактора. Для устранения этих недостатков специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ предложено на выходе I и II контуров обеспечивать температуру 150 и 120 °C соответственно, что позволит исключить накопление водорода в холодной ловушке I контура. Расчеты подтвердили возможность реализации таких режимов [15].

Согласно выполненным на моделях экспериментальным и расчетным исследованиям (рис. 7) имеется принципиальная возможность создания ХЛ с емкостью по примесям, в несколько раз превышающей заложенную в предыдущие проекты. Для этого проектные теплогидравлические и массообменные характеристики ХЛ оптимизируются с использованием кодов TURBOFLOW и MASKA–LM [16].

Использование встроенной в бак реактора холодной ловушки с натриевой системой охлаждения позволяет увеличить емкость ХЛ по примесям, скорость очистки и повысить безопасность по сравнению с вариантом газового охлаждения.

Уровень температуры теплоносителя в современных установках позволяет для очистки натрия от примесей использовать геттеры [17]. Геттерная (горячая) очистка натрия I контура от примесей в некоторых случаях может конкурировать с холодной очисткой. В [17] показано, что ГЛ массой 400 кг, содержащая цирконий в виде фольги толщиной 0,15 мм, при работе на номинальных параметрах обеспечивает необходимую концентрацию кислорода в натрии.

Эти результаты свидетельствуют о целесообразности проработки варианта комбинированной системы очистки, при котором ХЛ является обязательным элементом системы очистки, встроенной в бак реактора, а в ГЛ может проводиться ускоренная очистка от кислорода при работе АЭС на номинальном режиме.

Среди оперативных методов контроля количества примесей в натрии основное внимание уделяется применению пробковых индикаторов (ПИ), датчиков с диффузионными мембранами и электрохимическим методам [18]. Экспериментально специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ были определены значения параметров, гарантирующих достоверность показаний ПИ [18]. Градуировка ПИ проводилась по кислороду, водороду и продуктам взаимодействия натрия с водой. В настоящее время разработчиками ГНЦ РФ – ФЭИ решается задача создания встроенного в бак реактора пробкового индикатора, аналогичного французскому с азотным охлаждением [19]. Новая разработка малогабаритного прибора ИВА-М с водородопроницаемой мембраной для контроля водорода в натрии выполнена по схеме, аналогичной прибору ИВА-IV, и обеспечивает все функции последнего, включая возможность оперативной проверки чувствительности с помощью дозировки водорода.

В настоящее время на атомных станциях внедряется электрохимический датчик контроля водорода с никелевой мембраной на основе стабилизированного диоксида циркония. Этот электролит хорошо изучен, имеется большой опыт использования его в гальванических концентрационных элементах, налажено промышленное производство. С использованием моделей гомогенного и гетерогенного массопереноса примесей в натриевых контурах разработаны компьютерные коды для расчета интегрального массопереноса водорода и трития, а также продуктов коррозии конструкционных материалов [20]. Модель массопереноса трития в трехконтурной ЯЭУ с натриевым теплоносителем базируется на сведении баланса трития и водорода в натрии I и II контуров. Расчеты показали, что основное количество трития, образующегося в быстром реакторе, поступает в холодные ловушки I и II контуров. При этом в холодной ловушке I контура установки типа БН-600 его накапливается примерно в 1,5 раза больше. В III контур выносится через парогенераторы трития примерно в 100 раз меньше, чем накапливается в ХЛ.

# Основные задачи дальнейшего развития теплогидравлических, физико-химических и технологических исследований применительно к реакторам на быстрых нейтронах

### Теплогидравлические исследования:

разработка методов моделирования физико-химических, термогидравлических и технологических процессов во всех участках гидродинамического тракта (АЗ, ПТО, ВРХ, САРХ) с учётом их нестационарности;

 получение базовых констант по теплоотдаче и полям температуры твэлов для всех условий и режимов работы (изменение геометрии, всплески энерговыделения, статистическое распределение параметров, факторы перегрева и т. д.);  совершенствование методов расчета локальных теплогидравлических турбулентных характеристик для однофазных и двухфазных потоков жидкого металла в каналах и больших объемах с учетом крупномасштабных вихревых течений, стратификации теплоносителей.

Исследований в области физической химии, массопереноса и технологии теплоносителя:

 получение данных по растворимости, диффузионным характеристикам и дисперсности сложных жидкометаллических гетерогенных систем, поведение таких систем с учётом спонтанного образования зародышей кристаллической фазы из пересыщенных растворов;

 изучение влияния процессов коагуляции в циркуляционных контурах (скорость коагуляции определяется гидродинамикой циркулирующего теплоносителя), и перегонки в осадках (определяется процессами растворения мелкодисперсной фазы, молекулярной диффузии в растворе и последующей кристаллизации из раствора на частицах большего размера) на изменение дисперсного состава;

 изучение механизма и кинетики образования и распада сложных оксидов и углеродных соединений в условиях неизотермического контура;

 определение минимальных концентраций кислорода и других примесей в натрии, при которых сохраняется работоспособность конструкционных материалов;

 получение фундаментальных данных о физико-химических процессах для тройных (например, натрий–железо–кислород, натрий–хром–кислород) и более сложных систем в натрии, необходимых для обоснования моделей, закладываемых в коды, и проведение опытов для верификации кодов;

 разработка верифицированного комплекса кодов, учитывающих взаимосвязь ядерно-физических, физико-химических, гидродинамических, тепло- и массообменных, термомеханических и технологических процессов для обоснования ресурса ЯЭУ с учетом всей совокупности процессов и режимов ее эксплуатации;

 создание комбинированной системы очистки натрия от примесей, включая радионуклиды и взвеси, встроенной в бак реактора;

- усовершенствование приборов контроля содержания примесей в натрии;

 исследование процессов массопереноса и накопления трития в контурах ЯЭУ, разработка методов улавливания и надежной локализации трития, выделяющегося при проведении различных технологических операций.

#### Исследования в области безопасности:

– с использованием комплекса кодов проведение анализа особенностей гомогенного (водород, тритий) и гетерогенного (примеси с низкой растворимостью: продукты коррозии, углерод, топливо, продукты деления) массопереноса примесей и разработка мероприятий по минимизации их накопления в застойных зонах, исключению возникновения аномальных ситуаций: задача максимум исключить возможность образования «депо» примесей в жидкометаллических системах;  обоснование оптимального решения по системам очистки натрия первого контура: холодные или горячие ловушки, размещение их в баке реактора или вне его, или сочетание встроенных в бак реактора и внешних устройств очистки;

 совершенствование методов и систем очистки натрия от взвеси, радиоактивных примесей;

 – разработка методов улавливания и надежной локализации трития, выделяющегося при проведении различных технологических операций;

 обоснование номинальных режимов, исключающих образование вихрей в коллекторе активной зоны и на поверхности натрия (захват газа), зон пассивной циркуляции;

 проведение анализа последствий возможных нестандартных режимов (блокировки, аварийное расхолаживание, кипение) и разработка мероприятий, исключающих их переход в аварии;

– оптимизация характеристик воздушного теплообменника системы аварийного отвода тепла в быстрых реакторах: обоснование распределения потока воздуха на входе в трубный пучок, проверка устойчивости циркуляции натрия в системе параллельных контуров, изучение процессов теплообмена и термопрочности пучка витых труб в нестационарных режимах;

 проверка нового технического решения охлаждения активной зоны в режимах с кипением натрия (натриевой полости над активной зоной реактора): требуется определить границы неустойчивой работы, изучить динамику распространения области кипения в реальной ТВС;

 для повышения безопасности крупноблочного парогенератора разработка материалов и конструкций, обеспечивающих замедление процессов саморазвития и развития течей и оперативный ремонт ПГ после течи воды в натрий;

 продолжение работы по совершенствованию систем обнаружения течей: концентрационных (электрохимическая ячейка, малогабаритная ИВА), виброакустического и других методов.

# Теплогидравлические исследования в обоснование энергоблока с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем

# Экспериментальные исследования теплогидравлики ТВС и парогенератора

Исследования теплофизических характеристик активной зоны реакторной установки с тяжелым теплоносителем на модельной тепловыделяющей сборке с дистанционирующими решетками периферийной подзоны активной зоны показали, что при числах Пекле 200 < Pe < 1200 влияние этих решеток на теплоотдачу несущественно. В результате были получены экспериментальные данные по теплоотдаче примерно такие же, как и для расположения твэлов с относительным шагом s/d = 1,28 (s — расстояние между твэлами, d — диаметр твэла) без дистанционирующих решеток. Отличие составило при Pe = 1190 примерно 13 %, а при Pe = 200 — около 23 %. Однако в [21, 22] предложена новая формула для более точных расчетов теплоотдачи твэлов, дистанционируемых поперечными решет-ками с s/d = 1,28.

В распределении температуры для центрального измерительного имитатора твэла внутри дистанционирующей решетки отмечаются три локальных максимума, которые приходятся на места соприкосновения стержня и дистанционирующей решетки. Для использования в расчетах данных по подъемам температуры они обезразмерены и представлены в виде формул. В [22] показано, что значения периодических неравномерностей температуры находятся в допустимых пределах для реактора.

Работы в обоснование парогенератора реакторной установки БРЕСТ начались в 2011 г. на стенде СПРУТ на трехтрубной модели парогенератора (рис. 8).

Позднее на том же стенде были проведены испытания фрагментной теплогидравлической модели парогенератора с тяжелым теплоносителем (конструкция ОАО «ИК ЗиОМАР»), состоящей из 18 витых парогенерирующих труб, размещенных поровну в двух коллекторах. В процессе испытаний было установлено, что выходные температуры пара в обоих коллекторах совпадают. Пульсации расхода питательной воды и давления в контурах обнаружены не были, что свидетельствует об устойчивых режимах при работе на частичных параметрах, то есть не на 100 %, а, например, на 30 и 50 % номинальной мощности.

Ранее на этом же свинцовом контуре были проведены эксперименты по определению коэффициентов теплоотдачи со стороны свинца при поперечном течении теплоносителя, которые частично охватывали диапазон скоростей теплоносителя, характерный для пусковых режимов (рис. 9). Скорость свинца ограничивалась параметрами насоса. В дальнейших исследованиях необходимо расширить диапазон скоростей теплоносителя для обоснования расчетных соотношений для всех режимов работы парогенератора.



*Рис.* 8. Экспериментальная модель парогенератора реакторной установки с витыми трубами на петле стенда СПРУТ со свинцовым теплоносителем

266



Рис. 9. Зависимость от числа Пекле безразмерных коэффициентов теплоотдачи со стороны свинца при поперечном течении теплоносителя в модели парогенератора: 1 – расчет по формуле ЦКТИ; 2 – расчет по формуле ФЭИ; 3 – при обогреве свинцом; 4 – при обогреве сплавом свинца с висмутом

# Состояние и перспективы развития технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей

Учитывая имеющийся положительный опыт эксплуатации реакторных установок транспортного типа (атомные подводные лодки и др.), на сегодняшний день можно выделить три основные задачи, которые могут быть решены с помощью технологии теплоносителя (Pb-Bi, Pb) в гражданских реакторных установках [19, 23]:

 обеспечение чистоты теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура для поддержания проектных теплогидравлических характеристик при больших ресурсах работы;

 предотвращение коррозии и эрозии конструкционных материалов при длительной эксплуатации;

 обеспечение современных требований безопасности на различных этапах эксплуатации реакторной установки (подготовка теплоносителя, пуск, текущая эксплуатация, ремонты и перегрузки, разгерметизация, режимы отклонения от условий нормальной эксплуатации).

– Для решения этих задач разрабатываются методы и средства технологии теплоносителя, которые включают в себя:

 водородную очистку теплоносителя и контура от шлакообразующих примесей;

 – регулирование растворенного кислорода в теплоносителе для противокоррозионной защиты стали от коррозии;

фильтрацию теплоносителя и защитного газа;

– контроль теплоносителя как в реакторных, так и во внереакторных условиях.

Разрабатываемые средства технологии теплоносителя процессы предусматривают тщательную подготовку теплоносителей до загрузки в реакторную установку и при подаче в циркуляционный контур, мероприятия в пусковых режимах и минимальное отвлечение обслуживающего персонала от основной работы. Создаваемое с учетом современных требований оборудование обеспечивает проведение всех необходимых технологических мероприятий и станет важной составной частью общей системы безопасности при эксплуатации реакторных установок на всех этапах их жизненного цикла.

# Инновационный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода и других инновационных применений

В результате проведенных нейтронно-физических и теплофизических исследований реакторной установки с натриевым теплоносителем (БН–ВТ) тепловой мощностью 600 МВт в показано, что имеется принципиальная возможность обеспечить требуемые параметры высокотемпературного быстрого реактора для производства большого количества водорода, например, на основе одного из термохимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования электроэнергии [6]. Требования безопасности при этом будут соблюдены. Относительно небольшие габариты, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с повышенной ядерной и радиационной безопасностью.

Расчеты показали, что реакторной установки БН–ВТ с использованием для производства электроэнергии и водорода технологии твердооксидного электролиза воды ее КПД составляет примерно 40 %, объем производимого водорода 2,8×10<sup>4</sup> дм<sup>3</sup>/с (при нормальных условиях). Система очистки высокотемпературного натрия от водорода основывается на принципиально новом методе — вакуумировании через специальные мембраны, при этом коэффициент проницаемости системы очистки II контура от трития должен превышать 140 кг/с.

Для I контура БН–ВТ количество продуктов коррозии, образующихся при концентрации кислорода в натрии 1 млн<sup>-1</sup>, превышает 900 кг/год, если оболочки твэлов изготовлены из стали ЭП-912ВД, и 464 кг/год при оболочках из молибденового сплава. Для II контура количество продуктов коррозии составляет 263 кг в год на каждую петлю. Опыты, проведенные при высоких температурах, свидетельствуют об эффективности удержания взвесей продуктов коррозии на фильтрах, установленных в низкотемпературной зоне. Специалистами ГНЦ РФ – ФЭИ предложено использовать для очистки высокотемпературного натрия от примесей принцип работы холодной ловушки: охлаждать натрий до необходимой температуры с одновременным удержанием продуктов коррозии на поверхностях массообмена, включая фильтры. Дальнейшего изучения требуют процессы, происходящие в высокотемпературных жаропрочных материалах при их облучении [6].

Представленные в данной статье результаты не исчерпывают круг научнотехнических проблем, которые нужно решить при создании быстрых реакторов нового поколения на жидких металлах.

# Франко-российское сотрудничество в области теплофизики быстрых реакторов

Двустороннее франко-российское научно-техническое сотрудничество в области теплофизики быстрых реакторов с натриевым теплоносителем плодотворно осуществляется с начала 1990-х годов, начиная с 2011 года проводится в соответствии с Соглашением от 08 июня 2010 года между Госкорпорацией «Росатом» и Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (КАЭ) Франции о мирном использовании атомной энергии в рамках Рабочей группы № 3 «Технология» (РГ-3).

Цель сотрудничества — повышение уровня научно-технического обоснования конструкторских решений и характеристик реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, повышение эффективности и безопасности их работы. В числе важнейших задач сотрудничества — совершенствование понимания теплофизических явлений и обоснования реакторных систем и компонентов. Итоги работы подводятся ежегодно на заседании Координационного Комитета (КК) по сотрудничеству между Госкорпорацией «Росатом» и КАЭ Франции.

На ежегодных заседаниях Рабочей группы (рис. 10) обсуждается широкий круг проблем, включая экспериментальные и расчетные исследования теплогидравлических процессов в первом и втором циркуляционных контурах для различных компонентов оборудования (активная зона, промежуточный теплообменник, парогенератор, камеры смешения, натриевая полость реактора и т. д.), в номинальных, переходных и аварийных режимах с кипением натрия, физико-химических процессы в натриевом теплоносителе и технологию теплоносителя, разработку численных моделей процессов и их константное обеспечение, разработку средств диагностики и аварийной защиты [24].

### Заключение

В результате проведенных исследований гидродинамики, тепло- и массообмена в жидкометаллических теплоносителях применительно к теплофизическому



Рис. 10. Идет заседание Рабочей группы № 3 «Технология»

обоснованию быстрых реакторах выяснен механизм теплообмена в жидких металлах, исследованы закономерности гидродинамики и теплообмена в каналах сложной формы и элементах оборудования, фундаментальные физико-химические закономерности системы теплоноситель-примеси-конструкционные материалы-защитный газ, научно обоснованы теплогидравлические параметры и высокоэффективные технологические процессы, разработаны и практически реализованы аппараты и системы, обеспечивающие успешную эксплуатацию быстрых реакторов с оригинальными техническими решениями, не имеющими аналога в мировой практике.

Несмотря на широкий спектр выполненных исследований гидродинамики, тепло- и массообмена в жидкометаллических теплоносителях применительно к теплофизическому обоснованию реакторов на быстрых нейтронах, такое обоснование нельзя считать исчерпанным. Это связано прежде всего с тем, что к безопасности реакторов предъявляются повышенные требования. Кроме этого, появились новые экспериментальные и расчетные возможности для решения проблем теплофизического обоснования быстрых реакторов.

Фундамент научно-технического обоснования быстрых реакторов нового поколения — расчетно-теоретические исследования закономерностей теплогидравлических, физико-химических и массообменных процессов. Только на их базе возможно создание верифицированного комплекса кодов, учитывающих взаимосвязь ядерно-физических, теплогидравлических, физико-химических, термомеханических, массообменных и технологических процессов, для обоснования ресурса ЯЭУ с учётом всех режимов её эксплуатации. Такой комплекс кодов не только позволит предсказать возможные аномалии, но и понять их причины и определить возможные пути минимизации их последствий.

### Список литературы

- 1. Асмолов В.Г., Зродников А.В., Солонин М.И. Инновационное развитие ядерной энергетики России // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып. 3. С. 147–155.
- 2. Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И. Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI в. // Теплоэнергетика. 2014. —№ 5. С. 3–10. doi: 10.1134/S004036361405004X
- 3. Пономарев-Степной Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР // Атомная энергия. 2016. Т. 120. Вып. 4. С. 183–191.
- Клинов Д.А., Гулевич А.В., Каграманян В.С., Декуссар В.М., Усанов В.И. Вызовы и стимулы развития натриевых быстрых реакторов в современных условиях // Атомная энергия. 2018. Т. 125. Вып. 3. С. 131–136.
- Использование жидких металлов в ядерной, термоядерной энергетике и других инновационных технологиях / В.И. Рачков, М.Н. Арнольдов, А.Д. Ефанов, С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, Н.И. Логинов, Ю.И. Орлов, А.П. Сорокин // Теплоэнергетика. — 2014. — № 5. — С. 20–30. doi: 10.1134/S0040363614050087.

- 6. Нейтронно-физические и теплофизические исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода / С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, Г.П. Богословская, А.П. Иванов, М.А. Коновалов, А.В. Морозов, В.Ю. Стогов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2016. — № 3. — С. 104–115.
- Концепция перспективного энергоблока с быстрым реактором БН-1200 / В.И. Рачков, В.М. Поплавский, А.М. Цибуля, Ю.Е. Багдасаров, Б.А. Васильев, Ю.Л. Каманин, С.Л. Осипов, Н.Г. Кузавков, Б.Н. Ершов, Н.Р. Амирметов // Атомная энергия. — 2010. — Т. 108. — Вып. 4. —С. 201–205.
- 8. Поплавский В.М. Состояние и тенденции развития технологии быстрых реакторов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2011. — № 1. — С. 5–15.
- 8. Ушаков П.А., Сорокин А.П. Роль гидравлических сопротивлений при моделировании на воде естественной конвекции в баках быстрых реакторов // Теплоэнергетика. — 2000. — № 5. — С. 9–14.
- 9 Ushakov P.A., Sorokin A.P. Modeling problems of emergency natural convection heat removal in the upper plenum of LMR using water // Proc. of 8th Intern. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-8). Baltimore, USA, 2–6 April 2000. ICONE-8078.
- Экспериментальные исследования полей температуры и скорости на интегральной водяной модели быстрого реактора в различных режимах работы / А.Н. Опанасенко, А.П. Сорокин, А.А. Труфанов, Н.А. Денисова, Е.В. Свиридов, Н.Г. Разуванов, В.Г. Загорский, И.А. Беляев // Атомная энергия. 2017. Т. 123. Вып. 1. С. 28–35.
- Загорулько Ю.И., Кащеев М.В., Ганичев Н.С. Механизмы начальной деградации твэлов ТВС быстрых реакторов // Атомная энергия. — 2015. — Т. 119. — Вып. 2. — С. 75–79.
- 12. Кащеев М.В., Сорокин А.П. Расчетное исследование тяжелых аварий в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем // ВАНТ Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2017. Вып. 4. С. 24–36.
- Liquid metal coolants technology for fast reactors / V.M. Poplavsky, F.A. Kozlov, Yu.I. Orlov, A.P. Sorokin, A.S. Korolkov, Yu.Ye. Shtynda // Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities, FR-09. Kyoto, Japan, 7–11 Dec. 2009. IAEA-CN-176/FR09P1105.
- Козлов Ф.А., Сорокин А.П., Коновалов М.А. Системы очистки натрия как теплоносителя АЭС с реакторами на быстрых нейтронах (ретроспективноперспективный взгляд) // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2015. — № 3. — С. 5–19.
- Системы очистки натриевого теплоносителя АЭС с реактором БН-1200 / В.В. Алексеев, Ю.П. Ковалев, С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, В.Я. Кумаев, А.С. Кондратьев, В.В. Матюхин, Э.К. Пирогов, Г.П. Сергеев, А.П. Сорокин // Теплоэнергетика. 2013. № 5. С. 9–20. doi: 10.1134/S0040363613050019.
- 16. Козлов Ф.А., Коновалов М.А., Сорокин А.П. Очистка геттерами жидкометаллических систем с натриевым теплоносителем от кислорода // Теплоэнергетика. — 2016. — № 5. — С. 63–69. doi: 10.1134/S0040363616050040.

- Козлов Ф.А., Сорокин А.П., Коновалов М.А. Системы очистки натрия АЭС с реакторами на быстрых нейтронах // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2015. — № 3. — С. 5–15.
- Latge C. Sodium quality control: French developments from Rapsodie to EFR // Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities, FR09. Kyoto, Japan, 7–11 Dec. 2009. IAEA-CN-176/02-08P. Pp. 104–105.
- Расчеты массопереноса примесей в холодных ловушках с натриевым охлаждением / В.В. Алексеев, Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, Е.В. Варсеев, В.Я. Кумаев, А.С. Кондратьев // Атомная энергия. — 2015. — Т. 118. — Вып. 5. — С. 257–261.
- Температурные поля и теплоотдача в раздвинутых решетках твэлов, охлаждаемых тяжелым жидкометаллическим теплоносителем / А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин, В.В. Привезенцев // Изв. вузов. Ядерная энергетика. — 2015. — № 4. — С. 90–100.
- Исследования температурных полей и теплоотдачи в модельных ТВС реактора с тяжелым теплоносителем (однородная геометрия) / Ю.А. Кузина, В.В. Привезенцев, А.П. Сорокин, К.С. Рымкевич // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2017. Вып. 4. С. 15–23. [Обнинск.]
- Мартынов П.Н., Орлов Ю.И. Современные подходы к технологии тяжелых теплоносителей // Новые промышленные технологии. — 2011. — № 1. — С. 3–6.
- 23. Сорокин А.П., Поплавский В.М., Труфанов А.А., Козлов Ф.А., Кузина Ю.А., Алексеев В.В., Латже К. Сотрудничество с французскими специалистами в области теплофизики быстрых реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2017. — Вып. 2. — С. 148–156. Доступен на https://vant.ippe.ru/year2017/2.html (дата посещения 18.03.2021).

# Исследование термического взаимодействия кориума с теплоносителями (натрий, вода). Проблемы экспериментального моделирования гипотетических тяжелых аварий на реакторных установках

Ю. И. Загорулько, К. Ф. Раскач, Н. С. Ганичев, В. Г. Жмурин, М. А. Коновалов

Развитие экспериментальных и расчетно-теоретических исследований термического взаимодействия (ТВ) имитаторов кориума с теплоносителями (натрий, вода), начатое в 80-х годах прошлого столетия, в основном следовало направлениям, развиваемым во всем мире:

исследования феноменологии ТВ и разработка фундаментальных моделей явления;

- исследование механизмов и характеристик отдельных стадий TB;

 – экспериментальные оценки энергетических эффектов ТВ в зависимости от условий, определяющих исходные параметры состояния теплоносителя, способов осуществления первоначального контакта;

 – экспериментальное моделирование процессов развития тяжелых аварий на реакторах БН;

 исследования воздействия имитаторов кориума на конструкционные материалы и физико-химические процессы на границах раздела расплава и в объеме бассейна расплава в ходе его отвердевания.

Исходная мотивация постановки этих исследований, применительно к задачам анализа гипотетических тяжелых аварий на реакторных установках (РУ), основывалась на аналогиях с аварийными ситуациями, зарегистрированными в различных отраслях промышленности, высокоэнергетическими эффектами при аварии на установках SPERT-I, SL-1, BORAX-1 (ТВ между расплавом алюминия и водой) [1]. Кроме того, возможность высокоэнергетического ТВ между кориумом и натрием следовала из предельных термодинамических оценок [2, 3].

Термическое взаимодействие возникает при контакте и прогрессирующем перемешивании двух жидкостей с существенно различающимися начальными температурами при более высокой летучести менее нагретой жидкости. В условиях тяжелой аварии на реакторной установке высокотемпературной жидкостью является кориум (расплав топлива и конструкционных материалов) активной зоны (АЗ), а низкотемпературной жидкостью — теплоноситель (вода, натрий).

Условием быстрой передачи тепловой энергии кориума теплоносителю является тонкое диспергирование (фрагментация) кориума и обеспечение совершенного контакта (полное смачивание). Расширение образующейся паровой фазы сопровождается совершением работы против внешних инерционных ограничений при одновременном протекании процессов конденсации на границе раздела с теплоносителем. Энергетический эффект ТВ характеризуется величиной коэффициента конверсии, определяемого в виде процентного отношения работы расширения к исходной тепловой энергии кориума. В зависимости от временных масштабов ТВ подразделяются на высокоэнергетические и низкоэнергетические. При временном масштабе  $10^{-4}$ – $10^{-3}$  с и увеличении (за счет фрагментации) поверхности контакта в  $10^3$  раз процесс парообразования в некоторых системах имеет взрывной характер и носит название парового взрыва.

Феноменология ТВ формировалась как синтез экспериментальных измерений его протекания в различных жидкостных системах и фундаментальных теорий, определяющих условия быстрой передачи тепловой энергии кориума теплоносителю [4] и условий распространения и энергетической накачки локально возникающей волны давления в масштабах всей системы [5].

Не останавливаясь здесь на критическом анализе этих теорий, согласно [5] ТВ подразделяется на следующие стадии:

 предварительное грубое перемешивание (премиксинг) кориума с теплоносителем;

 триггеринг-процесс, представляющий собой локальное возмущение квазистационарного состояния системы «кориум — теплоноситель» или импульсное воздействие на систему в целом (импульс давления, ударное воздействие при контакте со стенкой и т. д.);

 распространение возмущения, инициированного триггеринг-процессом в грубо перемешанной системе;

 эскалация возмущения за счет процессов тонкой фрагментации кориума и энергетической подкачки волны давления.

При анализе результатов экспериментальных исследований стадия премиксинга идентифицируется со временем задержки — промежутком времени между моментом достижения полного контакта между кориумом и теплоносителем и началом активной фазы, включающей последующие стадии ТВ.

Исследование ТВ и смежных задач анализа гипотетических тяжелых аварий на РУ осуществляется методами экспериментального моделирования с использованием разнообразных сред в качестве теплоносителя и кориума. Разработка методологии экспериментальных исследований предполагает детальное изучение свойств расплавов веществ имитаторов кориума с точки зрения их соответствия характеристикам «реального» кориума (температура, теплопроводность, состав). Целевая направленность этих исследований определяется достижением набора характеристик имитаторов кориума, обеспечивающих их использование для экспериментальной верификации расчетных моделей и кодов безопасности РУ.

В данной работе приведен ретроспективный анализ исследований ТВ и свойств имитаторов кориума, проводимых в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в течение длительного периода времени. Основной целью этого анализа является рассмотрение проблемных вопросов связанных с методологией моделирования ТВ на основе термитных имитаторов кориума. В изложенном контексте, детальное описание экспериментальных исследований, которое отражено в [6–25], не приводится.

# Методология исследований ТВ и экспериментальные установки

Экспериментальные исследования ТВ отличаются рядом специфических особенностей, которые обусловлены статистической природой явления и проявляются в высокой чувствительности измеряемых характеристик по отношению к неопределенностям в начальных условиях. Длительность активной фазы ТВ при прочих равных условиях априорно неизвестна и может составлять от 0,001 с до 1 с. В некоторых случаях ТВ осуществляется в виде нескольких последовательных стадий с интервалом, величина которого для серии экспериментов с аналогичными начальными условиями является случайной величиной.

Измеряемыми параметрами ТВ являются: исходные характеристики расплава имитатора кориума и теплоносителя (масса, температура); параметры режима истечения (геометрические и кинематические); параметры изменения состояния системы кориум-теплоноситель в процессе взаимодействия (характеристики пиков давления в объеме теплоносителя и в газовой полости над его уровнем: скорость нарастания, длительность, амплитудно-частотные характеристики).

Для оценки скорости истечения расплава из камеры плавления применялись проволочные датчики пролетного типа (прерывание токового сигнала в электрической цепи датчика при разрушении его проволочного элемента в результате контакта с расплавом).

В экспериментах более позднего периода использовались специальные устройства для определения аксиальных динамических нагрузок, вызываемых перемещением столба теплоносителя. Эти устройства представляли собой розетки пластинчатых образцов (медь, нержавеющая сталь), располагаемые вблизи уровня теплоносителя. Мерой динамической нагрузки являлась остаточная деформация изгиба пластинчатых образцов. Величина динамической нагрузки, достигнутая при воздействии столба теплоносителя, рассчитывалась по калибровочным кривым, функционально связывающим остаточную деформацию изгиба пластинчатого элемента с распределенной нагрузкой, полученной в калибровочных экспериментах [15]. При соответствующем подборе толщины и материала пластинчатых образцов обеспечивалась удовлетворительная воспроизводимость калибровочных кривых.

В экспериментах с натриевым теплоносителем кинематические характеристики (начальные скорость и ускорение), перемещение столба натрия кроме того определялись численным дифференцированием начального участка кривой расхода, измеряемого магнитным расходомером, установленным на байпасной линии камеры взаимодействия.

Конечные фрагменты, имитатора кориума, собранные после окончания эксперимента подвергались фракционному анализу при помощи стандартного набора сит-классификаторов. Данные фракционного анализа, наряду с измеренными массами отдельных фракций обрабатывались в виде распределений фрагментов по размерам (массам) в предположении логнормального закона распределения. Морфология конечных фрагментов исследовалась методами сканирующей микроскопии для статистически значимых выборок фрагментов в составе индивидуальных фракций. Для определения начальной температуры расплавов термитных имитаторов кориума использовалась малоинерционная вольфрам-рениевая термопара специальной конструкции с пределом надежного измерения до 2400 °C. Результаты измерений — зависимости температуры от времени экстраполировались в область более высоких температур в предположении постоянства скорости охлаждения расплава в заданной геометрии, начиная с момента инициации термитной реакции [13].

В качестве дополнительных средств измерений длительности стадии ТВ в некоторых случаях использовались акустические датчики и акселерометры. При проведении экспериментов с модельными ТВС в термитную смесь, расположенную в имитаторах твэл, вводились порошковые маркеры (Mo, Cu). Их распределение по высоте после проведения эксперимента, полученное методами плазменной спектроскопии, позволяло оценить интенсивность перемещения материалов в процессе реакции.

Для проведения исследований ТВ воды, натрия с имитаторами кориума использовался ряд установок, которые были введены в эксплуатацию до 1990 г. В последующий период их технологическая часть и измерительные системы неоднократно изменялись в соответствии с экспериментальными задачами. Основные характеристики этих установок приведены в таблице 1.

#### Таблица 1.

Параметры	Установки				
	BPTHM	TBMT	ВУЛКАН	ВД	ПЛУТОН
Состав имитатора	легко-	высоко-	оксидно-	оксидно-	оксидно-
кориума	плавкие	темпера-	металли-	металличес-	металли-
	металлы	турные	ческие	кие	ческие
		расплавы	композиции	композиции	композиции,
		металлов			включая UO <sub>2</sub>
Теплоноситель	вода	вода	вода	вода	натрий
Масса расплава,					
КГ	<1	1	15	20	1
Macca					
теплоносителя, кг	10	15	300	100	10
Предельная					
температура					
расплава, °С	1100	3100	3100	3100	3100
Технология					
получения	эл. нагрев	эл. дуга,	термит	термит	термит
расплава		термит			
Геометрия	открытого	закрытого	открытого	закрытого	закрытого
	типа	типа	типа	типа,	типа
				до 2 МПа	
Контролируемые	Т, Р,	Т, Р, С <sub>н2</sub> ,	Т, Р, выход	Т, Р, выход	Т, Р, выход
параметры	выход	выход	фрагмента-	фрагмента-	фрагмента-
	фрагмен-	фрагмен-	ции	ции	ции
	тации	тации			

#### Установки АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» для исследования ТВ



Принципиальная схема установки ВРТНМ представлена на рисунке 1. Она использовалась проведения широкой программы исследований термического взаимодействия воды с легкоплавкими модельными веществами. Конструкция установки предусматривает возможность проведением экспериментов при различных типах контакта между расплавом и водой: свободное падение компактной массы

расплава на поверхность воды, подача расплава под уровень воды на различных высотах ее столба, свободное падение столба воды на поверхность расплава; инкапсуляция воды в объеме, ограниченном стенками камеры и слоем расплава (контакт типа «ловушка для теплоносителя»).

На рисунке 2 дан общий вид установки ВД. Конструкция установки позволяет проводить эксперименты при повышенных начальных давлениях (до 2 МПа) и температуре воды до 210 °C. Основным узлом установки является камера взаимодействия, размещаемая внутри силового корпуса и оснащенная системой первичных датчиков давления и температуры. Установка ВД предназначена для проведения экспериментов с большими массами термитных расплавов (до 20 кг). Инфраструктура установки в настоящем ее состоянии требует комплекса восстановительных работ.



Рис. 2. Стенд ВД-БАК



Рис. 3. Установка для исследования паровых взрывов вне корпуса реактора «ВУЛКАН»:
1 – корпус термитной камеры;
2 – тигель с термитной смесью;
3 – мембрана; 4 – реакционная камера; 5 – станина реакционной камеры

Принципиальная схема установок ВУЛКАН и ТВМТ представлены на рисунках 3 и 4 соответственно. В этих установках используется аналогичные методологии получения высокотемпературного pacплава на основе термитных реакций в специальных термитных камерах, отделяемых от камер взаимодействия расплава с водой при помощи металлических мембран. Разгерметизация мембран при контакте с термитом обеспечивает подачу расплава на поверхность воды. Вследствие роста давления защитного газа в ходе термитной реакции режим истечения определяется соотношением сил давления и температурным воздействием на материал мембран.

На рисунке 5 представлена схема экспериментального участка стенда ПЛУТОН, который по конструкции основных узлов аналогичен установке ТВМТ. Камера взаимодействия по натрию связана с байпасным трубопроводом, оборудованным электромагнитным расходомером для регистра-

ции перемещения натриевого столба в камере взаимодействия в ходе его взаимодействия с имитатором кориума. Экспериментальный участок по натрию связан с циркуляционным стендом, содержащим устройства очистки и контроля содержания примесей в натрии, загружаемом в экспериментальный участок. Стенд оборудован специальной системой вентиляции, содержащей фильтры для очистки воздуха от радиоактивных загрязнений перед его сбросом в окружающую среду.

### Эксперименты с легкоплавкими металлами

Эксперименты главным образом были направлены на исследование длительности отдельных стадий ТВ и его энергетических эффектов в зависимости от типа контакта расплава с водой, исходной температуры расплава, массового отношения расплава и воды, геометрических и масштабных факторов. В качестве моделирующих веществ использовались расплавы олова, алюминия, свинца, сплав свинец-висмут в количествах, не превышающих 1 кг, и начальной температуре расплавов до 1000 °С.

Обобщение результатов экспериментальных исследований (более 1000 экспериментов) зависимости характеристик ТВ от типа первоначального контакта обобщены в таблице 2.



Рис. 4. Установка ТВМТ: 1 – камера плавления; 2 – рабочий участок; 3 – байпас; 4 – уровнемер; 5 – нагреватель; 6 – фильтр; 7 – вентиль; 8÷15 – ДПС1÷ДПС8; 16÷19 – Т1÷Т4; 20 – акселерометр; 21 – манометр



*Рис. 5.* Принципиальная схема экспериментального участка стенда ПЛУТОН:

- 1 газовая камера;
- 2 камера плавления;
- 3 термитная камера;
- 4 байпасная линия;
- 5 расходомер;
- 6, 7, Д1-Д6 датчики давления;
- 8 фильтр;

9 – газовая камера байпасного участка;

10 – проволочный пролетный датчик;

11 – розетка калиброванных

пластинчатых образцов;

12 – выходной патрубок

расплава;

АК – акселерометр

# Таблица 2.

и расплавами легкоплавких металлов							
Амплитудные значения импульсов давления, МПа		Характеристики периодичности	Длительность пульсаций	Коэффи- циент	Расплав		
максимально	минимально	импульсов давления	давления, с	конверсии, %			
Струя расплава на поверхность воды							
до 0,12	от 0,01	апериодичный	до 2	менее 0,1	олово, висмут, алюминий		
Свободное падение компактной массы расплава на поверхность воды							
до 0,6	от 0,02	периодичный	до 0,1	1–4	олово, висмут		
Струя расплава на уровень воды							
до 0,06	от 0,03	ступенчато- периодичный	для отдельных стадий 0,2; общий до 1	2–4	олово, висмут		
Свободное падение столба воды на поверхность расплава							
до 0,4	от 0,03	периодичный	до 0,2	1–3	висмут		
Инкапсулирование воды под слоем расплава							
до 0,9	от <mark>0,1</mark>	апериодичный	до 0,03		олово		

Зависимость характеристик ТВ между водой

Феноменология ТВ между легкоплавкими металлами и водой характеризуется тремя четко различимыми стадиям.

1) Стадия задержки взаимодействия, ограниченная моментами времени достижения первоначального контакта и (в отсутствии триггера) начала активного взаимодействия.

2) Стадия активного взаимодействия, начало которой проявляется в резком возрастании акустического шума и появлении нарастающих пульсаций давления.

3) Стадия кипения воды на затвердевших фрагментах расплава.

Механизмы, определяющие феноменологию ТВ расплава легкоплавких металлов с водой, объясняются теплофизическими свойствами металлических расплавов (высокая теплопроводность). Высокие тепловые потоки, возникающие при первоначальном контакте, приводят к быстрому образованию паровой области, экранирующей первичные жидкие фрагменты расплава. Время существования этой области определяется условиями конденсации водяного пара на границах с теплоносителем, степенью начального недогрева воды и исходной температурой расплава, что подтверждается корреляциями, приведенными на рис. 6, 7. Высокие значения коэффициентов конверсии, имеющие место при типе контакта «ловушка для теплоносителя», объясняются достижением некоторого перегрева воды вследствие быстрого роста давления в паровой прослойке на границе раздела с расплавом.



Вследствие существенного различия в теплофизических свойствах в сравнение с кориумом легкоплавкие металлы не пригодны для его экспериментального моделирования. Вместе с тем информация, полученная в многочисленных отечественных и зарубежных исследованиях с использованием легкоплавких металлов, существенно способствовала совершенствованию методологии экспериментов и пониманию относительного вклада различных механизмов с учетом специфики сред, между которыми осуществляется ТВ.

## Исследование ТВ в свободном и затесненном каналах (вода, натрий) с использованием имитаторов кориума на основе термитных реакций

Привлекательность использования расплавов продуктов термитной реакции в качестве имитаторов кориума обусловлена близостью температуры к температуре плавления топлива и аналогичным компонентным составом (металл — оксидная композиция).

В экспериментах первой серии, выполненной на установках ВУЛКАН и ВД с расплавом на основе оксида железа и алюминия, преимущественно отрабатывались задачи методологии: кинетические характеристики термитной реакции, начальная температура расплава и скорость ее изменения, транспорт расплава из термитной камеры в реакционную емкость.

Основными измеряемыми параметрами являлись энергетический эффект термического взаимодействия расплава (~0,5 кг) с водой (~11,5 кг) при исходной температуре ~20 °C).

Эксперименты показали возможность реализации спокойного режима термитной реакции (в отсутствие турбулентного горения, сопровождающегося переносом компонентов шихты). Начальная температура расплава в среднем соответствовала диапазону 2800–2900 °C.

В серии из 13 экспериментов в трех случаях были зарегистрированы амплитудные значения давления в объеме воды от 0,1 до 0,3 МПа. В двух случаях режим истечения расплава соответствовал струйному (диаметр струи от 8 до 15 мм) и в одном случае свободному падению в виде компактной массы. В четвертом эксперименте при истечении расплава компактной массой амплитуда давления составила 2 МПа, реакционная емкость была разрушена (отрыв дна, существенные деформации боковых стенок). Косвенные оценки коэффициента конверсии ТВ, проведенные на основе прочностных расчетов реакционной емкости, дали величину 1–2 %.

Высокие значения коэффициентов конверсии до 4% были получены в ранней серии экспериментов с расплавами термитов на основе оксида железа и циркония на установке ТВМТ (масса расплава до 0,6 кг, масса воды 11,5 кг). При этом имели место существенные деформации и частичное разрушение элементов конструкции установки.

Высокоэнергетические эффекты, наблюдаемые в экспериментах на установке ВУЛКАН и ТВМТ, не исключают возможный вклад химического взрыва гремучей смеси, образующейся в результате образования водорода в ходе пара циркониевой реакции на ТВМТ или взаимодействия пароводяной смеси с высокотемпературным расплавом алюминия в составе термитного расплава. Дальнейшие серии исследований ТВ между расплавом оксида циркония и водой проводились при заполнении газовых объемов установки инертным газом и обеспечении ее герметичности. Результаты последней серии экспериментов представлены в таблице 3. Первым варьируемым параметром в данной серии принималась степень раскрытия разделительной мембраны, которая оценивалась отношением площади раскрытия к исходной площади мембраны, выражаемой в процентах. Вторым варьируемым параметром являлась величина массового отношения  $m_k/m_{\rm H20}$ . Наибольшее значении конверсии имело место в эксперименте B2 при наибольших величинах варьируемых параметров, что объясняется когерентностью первоначального контакта массы расплава и воды.

#### Таблица 3.

1 2	-				
Параметр	Номер эксперимента				
	B1	B2	B3	B4	B5
Степень раскрытия мембраны,					
$D_m/d_{3KB}, \%$	19	62	30	43	27
Величина массового отношения,					
$M_k / M_{\rm H_2O} \cdot 10^{-2}$	27	69	29	40	25
Усредненная остаточная					
деформация изгиба пластинчатого					
элемента, рад	0,018	0,591	0,0256	0,176	0,0206
Усредненная полная деформация					
изгиба пластинчатого элемента, рад	0,066	0,674	0,0763	0,262	0,073
Динамическая нагрузка на					
пластинчатый элемент, Н	26,1	100,4	30,1	42,11	28,6
Ускорение перемещения					
пароводяного столба, м·с <sup>-2</sup>	67,9	271,6	98,4	135,5	94,2
Скорость перемещения					
пароводяного столба, м·с <sup>-1</sup>	3,3	5,2	3,2	4,03	3,63
Усредненное давление аргона в					
газовой полости камеры					
взаимодействия, Па·10 <sup>-5</sup>	1,043	9,3	1,1	1,4	1,15
Кинетическая энергия перемещения					
пароводяного столба, <i>Е</i> <sub>k</sub> , Дж	59,8	148,8	56,3	89,3	72,44
Работа адиабатического сжатия					
воздуха в газовой полости камеры					
взаимодействия, W <sub>c</sub> , Дж	296,7	3,15·10 <sup>5</sup>	888,7	3539,5	1317,6
Коэффициент конверсии, η, %	0,33	3,96	0,42	0,63	0,47

Основные результаты экспериментальных исследований

Фрагменты по окончании экспериментов подвергались анализу на ситах. Полученные массивы кумулятивных долей в зависимости от размера обрабатывались с использованием зависимости:

$$D(\delta) = \frac{100}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^{t} \exp\left(-t^2/2\right) dt, \qquad (1)$$

$$t = \frac{\lg \delta - \lg \delta_{50}}{\lg \sigma},\tag{2}$$

где D — кумулятивная доля (%);  $\delta$  и  $\delta_{50}$  — текущий размер фрагмента и медианное значение, мм;  $\sigma$  — нормальное отклонение распределения. В дальнейшем массивы данных линеаризовались.

Выход фрагментации для экспериментов B1–B5 в виде распределений размеров конечных фрагментов по их размерам приведен на рисунке 8.

Численные оценки коэффициентов конверсии и других характеристик ТВ в одной из серий экспериментов, проведенных на стенде ПЛУТОН, приведены в таблице 4. В этой серии основным варьируемым параметром являлась величина эквивалентного диаметра отверстия истечения расплава из камеры плавления. Скорости течения составляли 10–12 м/с, что обеспечивало премиксинг расплава уже на стадии первоначального контакта с натрием за счет ударной фрагментации. При этом по времени премиксинг практически совпадает с активной фазой ТВ, так как образующиеся в результате ударной фрагментации первичные фрагменты хорошо смачиваются натрием.



*Рис.* 8. Распределение по размерам фрагментов полученных при взаимодействии расплава (Fe+ZrO<sub>2</sub>) с водой в экспериментах B1(■), B2(□), B3(○), B4(◊), B5(\*)

#### Таблица 4.

Параметры термического взаимодействия расплава (ZrO <sub>2</sub> +Fe)
в зависимости от эквивалентного диаметра отверстия истечения натрия
$(T_{Na} = 823 \text{ K}; \text{ массовое отношение } 0,012-0,014)$

Параметр	№ эксперимента						
	1	2	3	4	5	6	7
	Эквивалентный диаметр отверстия истечения натрия, мм						
	10	10	25	25	26,4	30	30
	Уско	рение осе	вого пере	мещения	натриево	го столба,	$M \cdot c^{-2}$
<ul> <li>по деформации</li> <li>пластинчатых образцов</li> </ul>	126,5	135,6	164,4	165,5	321,3	632,1	651,2
<ul> <li>по кривой расхода натрия</li> </ul>	103,0	118,3	152,6	159,1	340,0	628,9	624,7
	Скорость осевого перемещения натриевого столба, м/с						
<ul> <li>по деформации</li> <li>пластинчатых образцов</li> </ul>	2,51	2,92	3,63	3,41	4,39	5,62	5,86
<ul> <li>по кривой расхода натрия</li> </ul>	2,07	2,61	2,89	2,96	4,59	6,12	6,19
Осевая динамическая нагрузка, Па·10 <sup>5</sup>	0,40	0,46	0,53	0,54	0,98	1,84	2,03
Кинетическая энергия столба натрия, Дж	7,7	12,3	15,0	15,7	34,7	67,4	72,2
Адиабатическая работа сжатия газа, Дж	82,6	91,8	107,9	124,1	397,2	556,6	687,6
Коэффициент конверсии, %	4,5.10-2	5,2·10 <sup>-2</sup>	6,3.10-2	6,9·10 <sup>-2</sup>	1,8.10-1	3,2.10-1	3,8.10-1

В экспериментах № 6 и № 7 были получены самые высокие коэффициенты конверсии, когда-либо измеряемые на стенде ПЛУТОН. Вследствие низких значений массового отношения эти величины могут рассматриваться в качестве достаточно реалистичных консервативных оценок.

Распределение конечных фрагментов по их размерам для экспериментов 1–4 представлено на рисунке 9. Медианные размеры конечных фрагментов для всех серий лежат в узком интервале значений, что свидетельствует о возможности их образования за счет термических напряжений, возникающих при отвердевании фрагментов, генерируемых во время основной стадии ТВ.

В экспериментах с расплавами UO<sub>2</sub>+Mo при аналогичных условиях коэффициенты конверсии имели порядок ~ 10<sup>-2</sup> %, хотя медианные размеры фрагментов были существенно меньше. Таким образом, оценка коэффициентов конверсии по массовой доле нижних фракций представляется неправомерной.



Рис. 9. Логнормальная функция распределения фрагментов в опытах H1(\*) H2(■) H3(◊) H4(○) при взаимодействии расплава (Fe+ZrO<sub>2</sub>) с натрием

# Исследования, направленные на моделирование тяжелых аварий на БН. Первые результаты, перспективы развития

Исследования данной серии осуществлялись в три этапа.

1. Испытания одиночных имитаторов твэлов в объеме статического натрия (энергетический эффект, генерируемый термитными реакциями  $Fe_2O_3 + Zr$ ,  $Fe_2O_3 + Al$  от 36 до 80 кДж, исходная температура натрия 550 °C).

2. Испытания 7-стержневых пучков имитаторов твэлов (в геометрии стержневого пучка реакторной ТВС) в статическом натрии при 550 °C. Энергетический эффект термитной реакции имитатора топлива на основе термитной реакции Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> + Al от 40 до 80 кДж.

3. Испытания 7- и 19-стержневых модельных сборок при аналогичных условиях.

Основная цель первых двух этапов состояла в исследованиях повреждаемости оболочек и распределении дефектов по высоте и азимутальной координате индивидуальных твэлов.

Для одиночных твэлов сквозные дефекты оболочки не наблюдались. Измерения акустических шумов свидетельствовало о вскипании натрия общей продолжительностью в несколько секунд, изменения давления в газовой полости над уровнем натрия отсутствовали.

В случае стержневых сборок зафиксированы многочисленные дефекты оболочек с преобладанием их числа на центральном имитаторе, вплоть до полного его разрушения в центральной зоне.

Ниже приводятся исследования на экспериментальном участке стенда ПЛУТОН с 7-стержневыми (общий вид представлен на рис. 10) и 19стержневыми модельными сборками. Геометрия стержневого пучка соответствовала ТВС типичного РУ БН. В качестве имитатора топлива использовалась эквимолярная смесь A1 + Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Энерговыделение обеспечивалось тепловым эффектом термитной реакции смеси, синхронно инициируемой в индивидуальных имитаторах твэлов, и в среднем составляло (для 19-стержневой сборки) от ~50 до ~63 кДж на один имитатор твэла. Эксперименты



*Рис. 10.* Общий вид 7-стержневой сборки

проводились в статическом натрии при его начальной температуре 550 °C.

Подробное описание конструкций экспериментального оборудования, используемой методологии и средств измерения представлены в [21, 23].

Основные результаты, полученные в эксперименте с 19-стержневой сборкой, могут быть обобщены в следующем виде:

 Область глобальной деградации оболочек имитаторов твэлов составила ~ 65% по ее высоте и преимущественно локализована в стержневом пучке с повышенной плотностью термитного заряда.

2) В условиях эксперимента идентифицированы три основных механизма деградации оболочек:

температурные напряжения в материалах оболочек;

- плавление материала оболочек;

 динамические и температурные эффекты, обусловленные термическим взаимодействием имитаторов кориума с натрием и воздействием температурного расплава на материалы оболочек.

3) Общее количество продуктов термитной реакции, выброшенных за пределы объема, составила 75–80% от исходной массы термитной смеси.

4) Расчетное значение коэффициента конверсии — 0, при мощности энерговыделения 4,85 кВт.

5) На основе данных анализа распределения материалов по высоте сборки (в том числе материалов специальных маркеров) показали их интенсивное перемещение в процессе формирования расплава имитатора топлива.

6) В нижней зоне сборки обнаружена сосредоточенная в виде слитка масса, состав которой соответствует нержавеющей стали с повышенным содержанием железа.

Анализ методологии экспериментов с модельными сборками показывает необходимость ее изменения в частях, касающихся обеспечения расхода натрия через сборку в исходном ее состоянии, конструктивное обеспечение проходных

сечений модельной сборки соответствующих реальной TBC, обеспечение герметичности твэлов. Технология подготовки имитаторов топлива должна быть адаптирована к обеспечению линейной мощности энерговыделения. В состав средств измерения необходимо включить малоинерционные датчики температуры и давления.

Очевидно, что решение задач максимально возможного приближения характеристик и свойств термитных имитаторов топлива и кориума к натурным веществам требует проведения комплекса физико-химических исследований составов различных композиций в сочетании с изучением кинетики соответствующих термитных реакций в геометрии реальных моделируемых устройств. При этом целесообразна ориентация на конкретные расчетные модели тяжелых аварий, экспериментальная верификация которых возможна на основе изученных свойств термитных расплавов.

Для расплавов Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>+Fe экспериментально установлена достаточно быстрая кинетика их расслоения на металлическую фазу и керамическую при их пространственном разделении (рис. 11) [25].

Указанное явление при соответствующем подборе состава исходных компонентов термитной реакции позволяет разработать технологию получения больших масс (более 100 кг) высокотемпературного расплава железа (стали) для экспериментального моделирования различных стадий развития тяжелых аварий для РУ БН и РУ ВВЭР. В частности, эта технология могла бы быть использована как базовая при создании экспериментального участка стенда ПЛУТОН для верификации расчетной модели проплавления чехла аварийной сборки под воздействием высокотемпературного расплава материала оболочек твэлов, образующегося до расплавления топлива. Постановка задачи и ее экспериментальная реализация предполагает постоянную обратную связь между разработчиками модели и экспериментаторами вплоть до получения конечного продукта в виде верифицированного кода (рис. 12).



*Рис. 11.* Расслоение имитатора кориума: а) металлическая фаза, б) керамическая фаза



*Рис. 12.* Набор экспериментальных данных для верификации кодов тяжелых аварий

# Расчетно-теоретические модели ТВ. Модель тонкой фрагментации кориума

За период развития исследования ТВ было предложено большое количество механизмов и моделей тонкой фрагментации кориума в воде и в натрии. Их анализ, приведенный в [16], показывает неприемлемость для систем, в которых высокотемпературный расплав кориума претерпевает затвердевание. Напряжения, возникающие в затвердевающем фрагменте кориума за счет температурного градиента, могут вызывать фрагментацию высокотемпературного материала одновременно для целой совокупности фрагментов. Этот процесс в сочетании с гидродинамическим премиксингом приводит к развитию поверхности, достаточной для реализации высокоэнергетического ТВ. Разрушение частично затвердевших фрагментов приводит к струйному истечению расплава, содержащегося в остающемся еще жидком ядре фрагмента. Тем самым обеспечивается достижение прямого контакта между кориумом и теплоносителем. В частности, этот механизм приемлем и для тех систем, в которых поверхностная температура исходных фрагментов, образовавшихся на стадии премиксинга и уже частично затвердевших, существенно превышает критическую температуру, например, для систем UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O, ZrO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O и других. В этих случаях микроструи перекрывают паровой слой, экранирующий фрагменты до момента их разрушения, при скорости истечения, обеспечивающей превышение критического значения числа Вебера. Они могут подвергаться дроблению, увеличивая поверхность прямого контакта между кориумом и теплоносителем. Возможные механизмы образования микроструй представлены в модели, изложенной в [15]. Они предполагают проникновение теплоносителя внутрь поверхностно-затвердевшего первичного фрагмента через дефекты, возникающие в твердой оболочке вследствие тангенциальных термических напряжений. Движущей силой этого проникновения служит перепад давлений между полостью фрагмента, формируемой в процессе затвердевания за счет разности плотностей при фазовом переходе, и окружающей средой. Последующий перегрев и испарение теплоносителя приводит к разрушению твердой оболочки и струйному истечению жидкого ядра. Теплоноситель также может быть инкапсулирован в объеме фрагмента за счет захвата в процессе перемешивания. Механизм может носить множественных характер, осуществляясь в узком временном интервале на целом ансамбле первичных фрагментов. Тем самым снимаются вопросы, связанные с распространением ТВ на систему в целом. Процесс осуществляется при наличии положительной обратной связи, приводящей к разрушению твердых оболочек соседних фрагментов, обеспечивая когерентность взаимодействия.

Данная модель была подтверждена исследованиями морфологии фрагментов, полученными на установке ТВМТ при исследовании ТВ в системе  $ZrO_2-H_2O$ [16]. Она объясняет возможность высокоэнергетических ТВ в системах  $UO_2-H_2O$ ,  $ZrO_2-H_2O$  и их отсутствие в системах  $UO_2$ -Na,  $ZrO_2$ -Na, в которых контактная температура оказывается ниже не только критической температуры, так и ниже температуры спонтанной нуклеации.

## Термодинамическая модель ТВ в теплоносителях (натрий, вода)

В отсутствии детальной информации о физической природе механизмов ТВ и кинетики их протекания уже в первоначальный период его исследований были проведены консервативные оценки коэффициентов конверсии на основе термодинамических подходов.

В соответствии с моделью Хикса — Мензиса [2], предложенной для анализа энергетического выхода в системе «расплав UO<sub>2</sub> — Na», развитие ТВ осуществляется в виде двух последовательных стадий:

1) полное адиабатическое перемешивание кориума с натрием и быстрый теплообмен между ними при постоянном объеме;

2) адиабатическое расширение системы до некоторого конечного объема с совершением работы против сил давления окружающей среды.

Значения коэффициента конверсии в зависимости от массового отношения компонентов и величины внешнего давления составляют 50–60%.

В модели Холла [3] рассматривается адиабатическая система постоянного объема, состоящая из двух частей: смеси теплоносителя с кориумом (в диспергированном состоянии) и газовой инертной атмосферы над смесью. Процесс сжатия газа при расширении системы в отличие от модели [2] принимается обратимым, что позволяет оценить работу сжатия. Все возможные необратимости связаны только со смесью. Значения коэффициентов конверсии, оцененные для системы «UO<sub>2</sub> — H<sub>2</sub>O», составили 7–8 %.

С учетом постулируемых положений моделей [2, 3] устанавливают, соответственно, верхний и нижний термодинамические пределы преобразования тепловой энергии кориума в механическую работу. Модель, разработанная в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [20], описывает адиабатически изолированную систему, состоящую из двух частей: 1) однородную смесь натрия с частицами кориума, размер которых соответствует усредненному медианному размеру экспериментально измеренных распределений; 2) столба «холодного» натрия, свободно перемещаемого в аксиальном направлении. На первой стадии ТВ теплообмен между частицами кориума и натрием приводит к его сжатию до давления, превосходящего давление насыщения при соответствующей температуре. Длительность стадии определяется временем акустической нагрузки столба натрия. На второй стадии, следующей после снижения давления до уровня давления насыщения, происходит образование паровой фазы натрия и ее расширение с совершением работы перемещения столба натрия, рассчитываемой на основе усредненных экспериментальных оценок активной фазы TB.

При численном тестировании модели с использованием различных значений массового отношения  $z = m_c/m_{Na}$  ( $m_c$ ,  $m_{Na}$  — массы кориума и натрия соответственно) и медианного размера частиц кориума ~ 300 мкм получены значения коэффициента конверсии от ~ 1,5 до 3 %, в отсутствии теплообмена и при идеальном теплообмене между кориумом и натрием на стадии расширения, соответственно.

#### Заключение

Приведенные выше результаты экспериментальных и расчетно-теоритических исследований термического взаимодействия имитаторов кориума с теплоносителями (натрий, вода) позволяют подвести некоторые общие итоги как с точки зрения их завершенности, так и формирования направлений дальнейших исследований, ориентированное на экспериментальное моделирование процессов, определяющих протекание и последствия гипотетических тяжелых аварий на реакторных установках.

На протяжении предшествующего этапа, на основе созданной экспериментальной базы и разработанных методологий, преимущественно изучались фундаментальные характеристики процессов взаимодействия кориума с теплоносителями с использованием в качестве имитаторов кориума широкого спектра расплавов различных композиций.

Наиболее значимые результаты, полученные в этих испытаниях, могут быть представлены в следующих обобщениях.

1. Экспериментальная база, методология и результаты исследований ТВ расплавов различной композиции с водой могут являться основой для формирования предложений на проведение технической экспертизы и экспериментальных исследований в обоснование проектов неядерных промышленных объектов, характеризующихся риском аварийных ситуаций, приводящих к ТВ между высокотемпературными средами и водой (охладитель). Потенциальными потребителями этих услуг могут рассматриваться объекты черной и цветной металлургии, производства керамики и стекла, сжиженных газов и т. д.

2. Исследования фундаментальных характеристик процессов ТВ (феноменология явления в зависимости от исходных определяющих параметров, энергетические эффекты, механизмы процессов тонкой фрагментации различных имитаторов кориума) и измеренные значения коэффициентов конверсии для модельных композиций кориума показали неосуществимость крупномасштабного высокоэнергетического ТВ между этими имитаторами кориума и натрием по механизму парового взрыва. Для окончательных выводов о предельно достижимых значениях коэффициентов конверсии необходимы экспериментальные исследования, имеющие своей целью приближение свойств моделирующих составов к свойствам кориума. Кроме того, необходимы эксперименты в условиях низких значений недогрева натрия при соответствующем учете масштабного фактора. Необходима разработка критериев переноса результатов, полученных с использованием моделирующих композиций, на «реальный» кориум. В исследованиях поздних стадий развития тяжелой аварии следует учитывать эффекты фазового расслоения расплава кориума. Последняя ситуация прогнозируется при анализе поведения кориума во внутриреакторной ловушке кориума (поддон).

3. Экспериментально показана возможность высокоэнергетических ТВ в системах «имитатор кориума — вода». Оценка энергетических эффектов в этих экспериментах могла быть проведена только на основе расчетов их разрушающего потенциала по отношению к элементам конструкции экспериментальной установки. Для адекватной интерпретации этих результатов необходимы экспериментальные оценки выхода водорода за счет паро-циркониевой реакции в экспериментах с термитом на основе циркония и реакции перегретого алюминия с водой (водяным паром) в экспериментах с термитом на основе алюминия. В условиях контакта с кислородом воздуха основной вклад в измеренный энергетический эффект мог быть обусловлен химическим взрывом образующейся гремучей смеси.

4. Проведена первая серия экспериментальных исследований повреждаемости оболочек имитаторов твэлов и чехла на модельных сборках (7- и 19-стержневые пучки) с имитатором топлива в виде термитной смеси мелкодисперсных порошков алюминия и оксида железа Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Эксперименты проводились при отсутствии расхода натрия ( $T_{Na} = 550 \text{ °C}$ ) через сборку. Высокая степень деградации оболочек и проведенный анализ механизмов этой деградации показал возможность существенного вклада в интенсивность их протекания эффектов, обусловленных кинетикой самой термитной реакции и интенсивного перемещения материалов внутри твэла. Для адаптации методологии термитных имитаторов топлива в экспериментальных исследованиях подобного типа необходим специальный подбор фракционного состава компонентов термитной смеси, обеспечивающих кинетику энерговыделения аналогичную процессам поведения топлива в ситуациях тяжелых аварий. На основе имеющихся экспериментальных данных и результатов поисковых исследований показана возможность реализации такой технологии, удовлетворяющей критериям моделирования топлива и кориума расплавов имитаторов.
5. Экспериментально показана достаточно быстрая кинетика фазового расслоения в расплаве Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> + Fe и возможность удержания затвердевшей керамической фазы Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> над жидкой ванной расплава железа (стали) при температуре ~ 2100–2500 °C. На этой основе возможна разработка технологии получения высокотемпературных расплавов железа (стали), которая является базовой для реализации экспериментальной верификации расчетных моделей одного из сценариев гипотетической тяжелой аварий на реакторе БН.

В условиях дефицита экспериментальных данных, необходимых для разработки, валидации и верификации расчетных моделей и кодов тяжелых аварий, настоятельно необходима модернизация существующей экспериментальной базы и усовершенствование методологии проведения исследований, удовлетворяющей критериям адекватного моделирования тяжелых аварий.

С учетом временных, экологических и экономических факторов экспериментальное моделирование тяжелых аварий с использованием натурных компонентов в ближайшей перспективе не представляется осуществимым. Целесообразно сосредоточить усилия на усовершенствование методологии моделирования на основе термитной технологии, обладающей возможностями ее версификации для различных экспериментальных исследований, легко адаптируется к инфраструктуре натриевых и водяных экспериментальных установок и на порядки величины дешевле всех возможных аналогов технологий получения высокотемпературных расплавов.

#### Список литературы

- 1. Fast Reactor Fuel Failures and Steam Generation Leaks: Transient and Accident Analysis Approaches, IAEATECDOC-908, October 1996.
- E.P. Hicks, D.C. Menzies Theoretical Studies of the Fast Reactor Maximum Accident // Proceedings of the Conference on Safety, Fuels and Core Design in Large Fast Power Reactors, ANL-7120, 1965, pp. 654–670,
- 3. A.N. Hall Outline of a New Thermodynamic Model of energetic fuel-coolant interactions // Nucl. Eng. Design., 1988, vol. 109, pp. 407–415.
- Fauske H.K. Role of Energetic Mixed Oxide Fuel-Sodium Thermal Interactions in LMFBR Safety / Proc. Of 3-d CSNI Specialists Meeting on Na-Fuel Interactions in Fast Reactors. Tokyo, Japan. March 1976.
- Board S.R., Hall R.W. Detonation of Fuel/Coolant Explosions // Nature. 1975. 254. — Pp. 319–321.
- Masagutov R.F., Kozlov F.A., Zagorulko Yu.I., Haritonov S.R. An investigation of the interaction of molten stainless steel with sodium on the test rig // Proc. of Int. Fast Reactor Safety Meeting, USA, Snowbird, Utah.USA 12-16 Aug.1990. ANS, vol. 1, pp. 213–222.
- Загорулько Ю.И., Масагутов Р.Ф., Харитонов С.Р., Жмурин В.Г., Козлов Ф.А. Исследование динамики взаимодействия расплавов нержавеющей стали и титана с водой и жидкометаллическими теплоносителями // Сб. тезисов докл. межотраслевой конф. «Теплофизика-91» «Использование жидких металлов в

народном хозяйстве». — 12–15 ноября 1991, ФЭИ, Обнинск. — ФЭИ, Обнинск, 1993. — С. 187–190.

- Masagutov R.F., Kozlov F.A., Zagorulko Yu.I. Experimental Investigations of MFCI in Russia // Technical Committee Meeting on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocations in LMFRs. O-arai, Ibaraki, Japan, June 6– 9, 1994 IWGFR/89, p. 199.
- Ремизов О.В., Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И., Сорокин А.П., Богатырев И.Л. Паровые взрывы: анализ экспериментальных исследований // Теплоэнергетика. — 1997. — № 8. — С. 17–24.
- Ремизов О.В., Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И., Сорокин А.П., Богатырев И.Л. Расчетно-теоретическое моделирование взаимодействия расплава топлива с теплоносителем в процессе парового взрыва // Теплоэнергетика. — 1997. — № 9. — С. 54–63.
- Ковалев Ю.П., Загорулько Ю.И., Жмурин В.Г., Казанцев Г.Н., Самойлов С.Г. Тепловые эффекты при горении термитной смеси U+MoO<sub>3</sub> / Препринт ФЭИ-2745, 1998.
- Zagorul'ko Yu.I., Remizov O.V., Kozlov F.A., Nalivaev V.I., Kapinos G.A., Meleshko Yu.P., Kharitonov S.R. An experimental investigation of the interaction between molten thermit mixtures and lead with water // Thermal Engineering. 1998. Vol. 45. No. 3. Pp. 195–201.
- Загорулько Ю.И., Капинос Г.А., Козлов Ф.А., Ремизов О.В., Самойлов С.Г., Фрактовникова А.А. Вопросы методологии исследования паровых взрывов с использованием термитных смесей // Тр. Междунар. конф. «Теплофизика-98» «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР». Том 2. — Обнинск, ФЭИ, 1998. — С. 243–250.
- 14. Zagorul'ko Yu.I., Zhmurin V.G., Volov A.N., Kovalev Yu.P., Matveev K.A. Energy transformations during the thermal interaction of sodium with core materials melt // Atomic Energy. 2004. Vol. 96. No. 5. Pp. 338–344.
- 15. Загорулько Ю.И., Жмурин В.Т., Волов А.Н., Ковалев Ю.П. Экспериментальные исследования термического взаимодействия кориума с теплоносителями // Теплоэнергетика. 2008. № 3. С. 48–58.
- 16. Загорулько Ю.И. Механизмы фрагментации кориума в теплоносителях (вода, натрий) // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2008. № 3. С. 59–65.
- 17. Загорулько Ю.И., Жмурин В.Г., Ганичев Н.С., Кащеев М.В. Экспериментальное моделирование развития тяжелой аварии при потере расхода натрия на стенде «Плутон» // Научно-техн. сб. «Итоги научнотехнической деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2010 г.». — Обнинск, ФЭИ, 2011. — С. 242–251.
- 18. Загорулько Ю.И., Камаев А.А., Ашурко Ю.М., Кащеев М.В., Ганичев Н.С., Жмурин В.Г. Исследование повреждаемости оболочек твэлов в условиях, моделирующих потерю расхода натрия через АЗ // 8-я междунар. научнотехн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2012). — Москва, 23–25 мая 2012. — С. 266–271.

- Загорулько Ю.И., Кащеев М.В., Жмурин В.Г., Ганичев Н.С. Возможные механизмы повреждаемости оболочек твэлов в условиях потери расхода теплоносителя (натрий-вода) через топливную сборку // Сб. докл. научнотехн. конф. «Теплофизические экспериментальные и расчетно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на БН» (Теплофизика-2012). — Обнинск, ФЭИ, 24–26 октября 2013. —С. 148–157.
- Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С., Кащеев М.В. Термодинамические оценки энергетических эффектов термического взаимодействия кориума с натрием // Научно-техн. сб. «Итоги научно-технич. деятельности института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 г.». — Обнинск, ФЭИ, 2012. — С. 185–190.
- 21. Загорулько Ю.И., Камаев А.А., Ашурко Ю.М., Ганичев Н.С., Кащеев М.В., Жмурин В.Г. Исследование разрушений оболочек имитаторов твэлов в статическом натрии при нестационарных тепловых нагрузках // Fr13 Inter. Conf. "Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technology and Sustainable Scenarios" Paris, 4-7 March 2013, МАГАТЭ.
- 22. Загорулько Ю.И., Кащеев М.В., Ганичев Н.С. Механизмы начальной стадии деградации твэлов твс быстрых реакторов // Атомная энергия. 2015. Т. 119. № 2. С. 75–78.
- Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С., Жмурин В.Г., Кащеев М.В. Экспериментальные исследования деградации модельных топливных сборок при авариях с неконтролируемой потерей расхода натрия // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2016. — № 5. — С. 132–144.
- 24. Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С. О возможных механизмах термического взаимодействия кориума с натрием при тяжелых авариях // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2018. № 5. С. 119–125.
- Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С. Экспериментальное исследование поведения кориума на границе его раздела с реакторными конструкционными материалами // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2018. — № 5. — С. 126–133.
- 26. Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Труфанов А.А., Камаев А.А., Орлов Ю.И., Алексеев В.В., Грабежная В.А., Загорулько Ю.И. Актуальные проблемы теплофизики реакторов на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика. — 2018. — № 10. — С. 60–69.

# ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

# Многослойные графеноподобные структуры, интеркалированные цезием, в прикладных задачах плазменной электроэнергетики

В. И. Ярыгин, О. Ф. Кухарчук, С. М. Тулин

Открытие графена (первый истинно двумерный кристалл) дало мощный толчок к развитию целых новых направлений в фундаментальной физике, микроэлектронике, оптике и т. д. По современным представлениям графен является своеобразным «строительным» блоком для формирования графеноподобной структуры (см. рис. 1).

Толщина графена, измеренная с помощью атомно-силового микроскопа, составляет ~ 1 нм. Для его получения в литературе описаны различные способы, такие как электронная литография, реактивное плазменное травление, химические методы осаждения из газовой фазы и др. [1].

Интерес к графену/графеноподобной структуре связан, прежде всего, с их уникальными физическими свойствами, такими как увеличенная теплопроводность, электропроводность, прочность и др.

Особый интерес в различных прикладных задачах и технических устройствах представляет использование графен/графеноподобных структур, интеркалированных атомами щелочных металлов в межплоскостное пространство графеноподобных структур, для увеличения расстояния между соседними слоями и их расщепления (см. рис. 2). Под явлением интеркалирования понимается [2, 3] про-



Рис. 1. Принципиальная схема графена (а) и графеноподобной структуры (б)

никновение атомов (кластеров), адсорбированных на двумерной пленке из графен/графеноподобной структуры, под пленку. Соответственно, графен — двумерная аллотропная модификация углерода, образованная слоем углерода толщиной в один атом (~1 нм), а графеноподобная структура — «стопка» графеновых слоев с количеством таких слоев от десятков до сотен.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в кооперации с Санкт-Петербургским Горным университетом был обнаружен новый физический механизм ранее неизвестного явления (регистрационный номер РАЕН 660 от 20.12.2019) — превращение аморфного мелкодисперсного углерода в гетерогенную анизотропную двумерную структуру, интеркалированную цезием (см. рис. 3). В частности, было также обнаружено, что такая структура позволяет снизить работу выхода электронов до аномально низких значений порядка 1–2 эВ за счет образования дипольного момента на границе раздела графен/графеноподобной структуры с низкотемпературной цезиевой плазмой, содержащей конденсат возбужденных состояний цезия.

Графеноподобные структуры формировались в условиях межэлектродной среды термоэмиссионного преобразователя энергии (ТЭП) в углеродном покрытии никелевого коллектора. Схема механизма приведена на рис. 4. Результаты экспериментов также показали, что в графеноподобной структуре, интеркалированной кластерами цезия (рис. 3), присутствуют атомы С, О, Ni, Mo и Cs (рис. 5).

Численное моделирование зоны взаимодействия первичного электронного пучка с графеноподобной структурой на образце коллектора позволило определить толщину этой структуры ~0,9 мкм, что примерно соответствует 900 слоям графена в «стопке» графеноподобной структуры [4].

Важно отметить, что краевые атомы графеноподобной структуры, интеркалированной цезием, герметизировали ее настолько, что разделка коллектора на образцы, их перенос через воздух в аналитические камеры для микроанализа сохранили цезиевые кластеры под графеноподобной структурой.



*Рис.* 2. Слои <u>интеркалированной</u> графеноподобной структуры



Рис. 3. Физическая модель слоистой графеноподобной структуры, интеркалированной цезием



*Рис.* 4. Принципиальная схема образования графена (а), интеркалированного цезием, на коллекторе (б)



*Рис. 5.* Рентгеновский спектр из области возбуждения графеноподобной структуры, интеркалированной кластерами цезия. Соотношение атомарных концентраций элементов C: O: Ni: Mo: Cs — 27 % : 53 % : 12 % : 2 % : 10 %

Как уже отмечалось выше, было обнаружено, что графеноподобные структуры, интеркалированные цезием, могут иметь аномально низкую работу выхода электронов от ~1 эВ до 2 эВ. Результаты измерения эмиссионных характеристик образовавшейся на коллекторе электронной системы «кластеры конденсата возбужденных состояний цезия — графен/графеноподобная структура — интеркалированный цезий — металлическая подложка» при разных условиях работы, включая динамический и традиционный режим подачи цезия в межэлектродный зазор (МЭЗ) ТЭП, показаны на рис. 6.

Уникальные эмиссионные свойства полученных слоистых графеноподобных структур, интеркалированных цезием, могут быть эффективно использованы при решении целого ряда практически важных задач. В частности, эти структуры могут применяться при создании термоэмиссионных ЯЭУ (ТЯЭУ) нового поколения или при разработке технологии формирования термоэмиссионной тепловой защиты (ТЭТЗ) теплонапряженных элементов летательных аппаратов (ЛА).



Рис. 6. Работа выхода коллектора ТЭП с Pt-(Ni — графен/графеноподобная структура) электродной парой: 1 – динамическая подача Cs; 2 – традиционный режим с равновесной подачей Cs (после ~25 часов работы в режиме динамической подачи Cs); 3 – традиционный квазивакуумный режим с равновесной подачей Cs при температуре 310 К со сформированной на этапе 1 (Ni-C) структурой; 4 – традиционный режим с равновесной подачей Cs

## Высокоэффективные термоэмиссионные ЯЭУ

Новая термоэмиссионная технологическая платформа [5–7], построенная на новых данных по физике рабочего процесса в ТЭП, может заметно изменить существующий уровень разработок в области энергетических систем с прямым преобразованием энергии:

- повысить эффективность преобразования энергии до уровня  $\geq 20$  %;

 уменьшить стоимость термоэмиссионной электрогенерирующей системы (ТЭС) путем исключения сложных элементов, таких как металлокерамические узлы и керамические покрытия, путем уменьшением количества узлов из тугоплавких материалов и т. п.

На рис. 7 приведены основные физико-технические характеристики ТЭП различной конфигурации и с разными схемами организации рабочего процесса, полученные в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [5–7].

В этих экспериментах электродный кпд ТЭП определялся по формуле:

$$\eta_{\rm DR} = \frac{j \cdot V}{q_E + q_{\rm CS} + q_{\rm MSR}},$$

где  $q_E = \frac{j}{e} (\Phi_E + 2kT_E), j$  — плотность эмиссионного тока, e — заряд электрона,

k — постоянная Больцмана,  $\Phi_E$  — работа выхода электронов эмиттера,  $T_E$  — температура эмиттера;

$$q_{Cs} = \frac{\lambda_{Cs}}{d} (T_E - T_C), \ \lambda_{Cs}$$
 — теплопроводность цезиевого пара в зазоре,  $T_C$  —

температура коллектора, *d* — толщина межэлектродного зазора;

$$q_{_{\rm ИЗЛ}} = \varepsilon_{\rm пр} \cdot \sigma_{\rm cr} \left( T_E^4 - T_C^4 \right), \sigma_{\rm cr}$$
 — постоянная Стефана-Больцмана,  $\varepsilon_{\rm пр}$  –приве-

денная степень черноты электродной пары.

В нашем случае использование Pt–покрытия на эмиттере обеспечивает значение  $\varepsilon_{np}=0,14$  при  $T_E \sim 1350$  K [5]. Обобщенный показатель эффективности ТЭП, так называемый барьерный индекс  $V_B$  — совокупный показатель потерь генерируемого ТЭП напряжения ( $\Phi_C$ ) и транспортных потерях электронов (дуговые потери напряжения  $V_d$ )  $V_B \approx \Phi_C + V_d$ , имел значение ~ 1,6 эВ, что соответствует значению электродного к. п. д. ~20 % при температуре эмиттера  $T_E = 1600$  K [5].

Высокоэффективный рабочий процесс таких ТЭП с динамической подачей в межэлектродный зазор паров цезия также привлекает потенциальной возможностью увеличения ресурса за счет снижения  $T_E$  на 400–500 градусов по сравнению с преобразователями в термоэмиссионных ЯЭУ 1-го поколения и возможностью активной очистки МЭЗ от эмиссионно-активных примесей, как правило ухудшающих эмиссионные, а затем и выходные электрические характеристики электрогенерирующих каналов (ЭГК) и электрогенерирующей системы (ЭГС) в целом [5, 7].



*Рис.* 7. Обобщенные характеристики ТЭП с различными парами электродных материалов и схемами организации рабочего процесса:

– электродная пара Рt–(Ni — графен/графеноподобная структура)



*Рис.* 8. Семейство ВАХ ТЭП в динамическом режиме подачи пара цезия в МЭЗ (d = 0,3 мм) (TCs — температура цезиевого резервуара в системе подачи пара перед перфорированным (Ni+C)-коллектором)

Для нашего случая динамической подачи Cs в межэлектродный зазор результаты измерений вольтамперных характеристик (ВАХ) ТЭП показаны на рис. 8.

Таким образом, полученные данные позволяют обосновано утверждать, что основой проектных решений для ТЯЭУ нового поколения может стать оригинальная конструкция комбинированного ЭГК и коллектора со встроенной в него системой динамической подачи паров цезия в режиме микроциркуляции [8, 9].

Примером ТЯЭУ нового поколения является ЯЭУ АИСТ-МП (автономный источник термоэмиссионный для морских платформ) с установленной выходной электрической мощностью до 5 МВт, интегрированная в состав технологического оборудования морских платформ Штокмановского газоконденсатного месторождения [10].

В этом проекте предусматривается использование водо-водяного реактора бассейнового типа с естественной циркуляцией теплоносителя. Отвод непреобразованного тепла осуществляется через стенку корпуса реактора к забортной воде.

## Термоэмиссионная тепловая защита летательных аппаратов

Аномально низкое значение работы выхода многослойных графен/графеноподобных структур, интеркалированных цезием, в диапазоне 1–2 эВ дает потенциальные возможности использования этого свойства углерода при решении актуальной практической задачи создания комбинированной ТЭТЗ [11] летательных аппаратов.

Исследования в данной области сопряжены с рядом инженерно-технических задач, решение которых требует применения инновационных подходов и технологий. Важной проблемой при разработке ЛА является аэродинамический нагрев и связанная с ним задача отвода тепла от теплонапряженных элементов конструкции и создания специальных систем тепловой защиты. Другой важной задачей является необходимость обеспечения аппарата компактным, достаточно мощным, автономным источником электропитания, устойчивым к внешним воздействиям и скачкам температуры, позволяющим функционировать бортовым системам. Существующие системы тепловой защиты ЛА оказываются неспособны обеспечить сохранение температуры поверхности теплонапряженных элементов в диапазоне, удовлетворяющем требованиям прочности и жаростойкости («горячая схема», тепловые трубы, конвективный контур), либо обладают неподходящими геометрическими и массогабаритными характеристиками (абляционная защита) [12].

Одним из возможных решений является использование явления электронного охлаждения (ЭО) эмиттера в термоэмиссионном рабочем процессе (см. выше), эффект от которого может быть рассчитан по формуле:

$$q_E = \frac{j}{e} \left( \Phi_E + 2kT_E \right).$$

Плотность эмиссионного тока при этом описывается уравнением Ричардсона:

$$j = A_0 \cdot T_E^2 \cdot \exp\left(\frac{\Phi_E}{kT_E}\right),$$

где *A*<sub>0</sub> — постоянная Ричардсона.

Следовательно, эффект электронного охлаждения возрастает экспоненциально при увеличении температуры, т. е. наблюдается положительная обратная связь. При этом критическим для величины эффекта ЭО являются значения работы выхода электронов эмиттера и коллектора.

Системы внутренней термоэмиссионной тепловой защиты ЛА на основе термоэмиссионного преобразователя в плоской геометрии впервые были предложены в работе [13]. Там же была экспериментально доказана возможность достижения величины эффекта температурного охлаждения вплоть до 700 градусов. Основным недостатком такой системы является малая площадь эмиссионной поверхности, сложность в реализации на практике и необходимость проверки и валидации технологии.

В работе [14] были рассмотрены системы термоэмиссионной тепловой защиты ЛА с внешней эмиссией электронов и рассчитаны их параметры. Согласно проведенным расчетам, с использованием данной технологии возможно снижение температуры поверхности теплонапряженных элементов на 1000 градусов. Необходимым условием является критическая зависимость эмиссионных характеристик, а следовательно, и возможностей теплоотвода в ТЭТЗ от работы выхода электронов материала эмиттера. При этом материал должен удовлетворять требованиям прочности и жаростойкости. Другой ключевой особенностью данной технологии является существенное влияние объемного электронного заряда и плазменной оболочки на эмиссионную способность покрытия при высоких скоростях, что делает необходимым приложение дополнительной разности потенциалов между эмиттером и коллектором (т. н. потенциал смещения). Следовательно, неотъемлемой частью такой системы должен быть источник электропитания, достаточно мощный, устойчивый к внешним воздействиям и скачкам температуры.

Решить вышеназванные проблемы позволит использование комбинированной системы термоэмиссионной тепловой защиты. В основе такой системы лежит сочетание технологии покрытия с внешней эмиссией электронов [14] и внутреннего охлаждения с использованием технологии ЭГК.

Внешнее эмиссионное покрытие будет создавать основной эффект температурного охлаждения, а встроенный внутрь носового обтекателя или кромки крыла ЭГК с обращенной геометрией электродов [5] осуществлять электрогенерацию, необходимую для создания дополнительной разности потенциалов (потенциала смещения) между эмиттером и коллектором внешней системы охлаждения, отводящую остаточную (непреобразованную) тепловую энергию. Схема комбинированной ТЭТЗ приведена на рис. 9.





Тип защиты	Температура кромки, К	Тепло- носитель	Много- разовость	Потребность в доп. источнике энергии	Относ. масса, %	Примечание
Пассивная («горячая» схема)	2500 и более	1	нет	нет	1	Для коротких полетов
Тепловые трубы	2100 и ниже	Na, Li, Ад и т.д.	да	нет	80	Отрицательный зарубежный опыт
Жидкометал- лический контур без ЭГК	2100 и ниже	NaK, Li	Да	Да	120	Для коротких полетов, необходим источник питания насоса ~300А (МГД-насос), инерционность
Конвективный контур	2100 и ниже	Керосин	Да	Да	100	Для коротких полетов, низкий хладоресурс, необходим источник питания насоса, инерционность
Термоэмиссионная тепловая защита внутренняя	2000 и ниже	Керосин	Да	нет	70	Существует возможность управления (тепловой
Термоэмиссионная тепловая с внешней эмиссией	1600 и ниже	Электроны	Да	Да	70	диод) и обеспечения длительного полета
Комбинированная тепловая защита	1500 и ниже	Электроны + керосин	да	нст	70	Возможность обеспечения длительного полета

Сравнительные технические характеристики тепловой защиты ЛА

Предварительно проведенные с использованием программного комплекса TFEDM [5] расчеты электротеплофизических характеристик ЭГК с обращенной геометрией электродов при заданном изотропном тепловом потоке и фиксированном давлении пара цезия позволяют оценить эффект температурного охлаждения, достижимый с помощью ЭГК и сделать вывод о возможности применения ЭГК в системе ТЭТЗ в качестве внутреннего источника электроэнергии.

При данных условиях эффект температурного охлаждения  $\Delta T$ , достижимый с использованием ЭГК составляет  $\Delta T$ =142...593 градусов, а использование ЭГК в системе ТЭТЗ позволяет дополнительно сгенерировать ~ 4,2 кВт электрической мощности.

Результаты предварительных расчетов показывают, что комбинированная ТЭТЗ при  $\Phi_E = 1 \div 2$  эВ позволит снизить температуру теплонапряженных элементов летательного аппарата при высоких скоростях полета на ~1000 градусов, утилизируя до 40% тепловой энергии и обеспечив стабильность работы ЛА. Часть электричества, вырабатываемое в комбинированной ТЭТЗ, используется, как уже отмечалось выше, для обеспечения ее работы путем генерации потенциала смещения и обеспечения циркуляции теплоносителя. Оставшаяся часть электроэнергии может быть использована для обеспечения работы бортовых систем ЛА. При создании комбинированной ТЭТЗ определяющим является вопрос выбора эмиссионного материала для внешней эмиссионной поверхности. К таким перспективным материалам мы относим соединения графена/графеноподобных структур, интеркалированных цезием.

В таблице приведены ожидаемые технические характеристики комбинированная ТЭТЗ в сравнении с описанными в литературе аналогами.

# Список литературы

- Рутьков Е.В. Двумерная пленка графита на поверхности переходных металлов: Диссертация на соискание ученой степени доктора физ.-мат. наук // Санкт-Петербург: ФТИ им. Иоффе РАН, 1995. — Электронная библиотека диссертаций (артикул 11165), 488 с.
- 2. Рутьков Е.В., Тондегоде А.Я. Адсорбция атомов калия на иридии, покрытого монослоем графита // Письма в ЖТФ. 1981. Т. 7. С. 1122–1124.
- 3. Рутьков Е.В., Тондегоде А.Я. Интеркалирование атомами двумерной графитовой пленки на металлах // УФН. 1993. Т. 163, № 11. С. 57–74.
- 4. Мустафаев А.С., Ярыгин В.И., Сухомлинов В.С., Цыганов А.Б., Каганович И.Д. Наноразмерные эффекты в графите/графене в парах цезия // Journal of Applied Physics, JAP18-AR-02258, 9 p.
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии: Монография. — М: НИЯУ МИФИ, 2016. — 364 с.
- 6. Ярыгин В.И. Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2013. № 2. С. 5–23.

- Ярыгин В.И. Электродные материалы термоэмиссионных преобразователей энергетических установок различного назначения: Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук//Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. — 65 с. / Диссертация на электронном ресурсе Российской государственной библиотеки, место хранения ОД71 02-0/111-2, 267 с. Электронная библиотека диссертаций (артикул 106585).
- Патент РФ №2347291: Термоэмиссионный электрогенерирующий модуль активной зоны ядерного реактора с прямым преобразованием энергии, авторы Г.Э. Лазаренко, В.И. Ярыгин, А.Н. Забудько, А.С. Михеев, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко // Бюл. «Изобретения, промышленные образцы, товарные знаки», 2009. — № 5. — 12 с.
- 9. Патент РФ №2390872: Термоэмиссионный преобразователь, авторы Г.Э. Лазаренко, В.И. Ярыгин // Бюл. «Изобретения, промышленные образцы, товарные знаки», 2010. № 15. 12 с.
- 10. Ярыгин В.И., Лазаренко Г.Э., Пышко А.П. и др. Автономная термоэмиссионная ядерная установка для морских газо- и нефтедобывающих платформ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. № 3, с. 21–27.
- Khrapko V. Yu., The Concept of the Combined Thermal Protection System for Leading Edges of Hypersonic Vehicles with Use of Thermionic Emission // Conference Paper in XIII International Youth Scientific and Practical Conference «FU-TURE OF ATOMIC ENERGY — AtomFuture 2017». — KnE Engineering Volume (Knowledgee). — 2017. — DOI 10.18502/48. — Pp. 395–401.
- 12. Михатулин Д.С., Полежаев Ю.В., Ревизников Д.Л. Тепло-массообмен, термохимическое и термоэрозионное разрушение тепловой защиты. Курс лекций. М.: Янус-К, 2011. 520 с.
- 13. Колычев А.В. Оценка параметров функционирования термоэмиссионной тепловой защиты гиперзвуковых летательных аппаратов Электронный журнал «Труды МАИ», 2014, Выпуск № 74.
- 14. Урибарри Л.А., Аллен Э.Х. Охлаждение испытывающих высокую термическую нагрузку поверхностей аэрокосмических аппаратов методом электронной эмиссии // Международная конференция по космическим летательным аппаратам и гиперзвуковым системам и технологиям 6–9 июля 2015 г., Глазго, Шотландия.

# Лазерные системы с ядерной и оптической накачкой

П. П. Дьяченко, О. Ф. Кухарчук, А. А. Суворов

В настоящее время для создания мощных лазерных систем (мультикиловаттного уровня мощности при стационарном режиме работы или мультикилоджоульного уровня энергетики при импульсном/импульсно-периодическом режиме работы) используются в основном твердотельные активные элементы [1–3]. В этих технологиях одной из ключевых проблем, ограничивающей выходную мощность лазерной установки, является организация эффективного теплоотвода от активной среды. Кроме того, физико-химические свойства твердотельных элементов не позволяют значимо увеличить ресурс работы, создать устройства с минимальными массогабаритными характеристиками и высоким качеством (малая расходимость) выходного лазерного излучения (см., например, [4–6]).

Работы по реализации возможности накачки лазеров продуктами ядерных реакций были начаты практически одновременно в США и СССР еще в середине 60-х годов прошлого столетия, сразу после создания первых квантовых генераторов [7–10]. Интерес к этой проблеме был вызван прежде всего тем, что ядерные источники накачки (ядерные реакторы, ядерные заряды и т. п.) обладают большой энергоемкостью, компактны и, следовательно, используя принцип прямого преобразования энергии продуктов ядерных реакций в энергию лазерного излучения, можно надеяться создать сверхмощные лазерные излучатели с минимальными массогабаритными характеристиками.

Физический смысл прямого ядерно-оптического (ядерно-лазерного) преобразования энергии заключается в следующем. Первичным процессом взаимодействия заряженных продуктов ядерных реакций с веществом является образование ядерно-возбуждаемой плазмы — состояние вещества, возникающее при торможении в нем продуктов ядерных реакций с возбуждением и ионизацией его атомов. Важной особенностью ядерно-возбуждаемой плазмы является рекомбинационная неравновесность. Это означает, что в процессе релаксации такой плазмы возникает инверсная населенность квантовых уровней ее компонентов, т. е. выполняются необходимые условия для создания лазера. Устройство, в котором осуществляется такое преобразование энергии, принято называть лазером с прямой ядерной накачкой (ЛЯН).

За прошедший период времени в этой области был выполнен большой комплекс работ, получены значимые результаты. Было проведено несколько конференций [11–16], опубликовано несколько монографий по этой тематике [10, 17–19].

Поскольку из известных и освоенных ядерных взаимодействий деление тяжелых ядер нейтронами обладает максимальным энерговыходом, логично для накачки лазеров использовать именно осколки деления. Конструкцию и принцип действия такого ЛЯН нетрудно понять на примере единичного базового элемента устройства — лазерно-активного элемента (ЛАЭЛ), схема которого приведена на рисунке 1.



Рис. 1. Принцип работы лазера с ядерной накачкой: 1 – лазерно-активная среда; 2 – корпус лазерно-активного элемента с внутренним покрытием из делящегося материала; 3 – замедлитель нейтронов; 4 – осколки деления; 5 – лазерное излучение; 6, 7 – оптическая система (резонатор)

В таком ЛАЭЛ заряженные продукты ядерной реакции, возникающие в результате взаимодействия нейтронов с ядрами нейтронно-активного вещества покрытия, вылетая из него, тормозятся в лазерно-активной среде и создают в ней ядерно-возбуждаемую плазму, а следовательно, инверсную населенность одного из ее компонентов, т. е. осуществляют накачку лазера. Энергия, запасенная в инверсии, с помощью специальной оптической системы (например, оптический резонатор) выводится из ЛАЭЛ в виде лазерного пучка.

Здесь необходимо сделать ряд важных замечаний. Очевидно, что из-за специфики взаимодействия продуктов ядерных реакций (осколков деления) с веществом, в качестве лазерно-активной среды наиболее эффективно можно использовать вещество в газовом агрегатном состоянии. Кроме того, только часть осколков деления покидает нейтронно-активное вещество покрытия и используется для непосредственной накачки лазера.

Среди множества предложенных концепций мощных ЛЯН можно выделить две основные группы.

В первом случае, поскольку в ЛАЭЛ имеется делящиеся вещество, можно создать критическую систему, аналогичную традиционному реактору и работающую в стационарном (квазистационарном) режиме. Такая концепция называется реактор-лазер [9, 10, 17].

Во втором случае первичный источник нейтронов (ядерный реактор) пространственно и функционально отделен от зоны накачки лазерно-активной среды — лазерного блока (ЛБ) [9, 10, 19, 20]. ЛБ является подкритической (в нейтронно-физическом отношении) системой, состоящей из множества ЛАЭЛ (многоканальный лазер), и совместно с ядерным реактором формирует размножающую нейтроны установку так называемого бустерного (каскадного) типа. В качестве запального ядерного реактора эффективно можно использовать системы импульсного/импульсно-периодического действия, поскольку в этом случае можно создать более компактное устройство в сравнении с реактором-лазером, использовать среды, имеющие высокие пороги генерации, и получать в импульсе выходное лазерное излучение с высокими энергетическими и мощностными характеристиками. Такая концепция, как правило, называется лазер с накачкой от импульсного реактора.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» работы в области ЛЯН были начаты в начале 80-х годов прошлого столетия по инициативе В. Я. Пупко [21, 22]. Помимо собственно работ по физике лазеров с ядерной накачкой, была поставлена и конкретная практическая задача — разработка облика и обоснование характеристик лазерных излучателей большой мощности второго типа — лазеров с накачкой от импульсного реактора.

С целью реализации поставленных задач в 1995 году в ФЭИ был введен в эксплуатацию уникальный реакторно-лазерный комплекс Стенд «Б» [19, 20, 30] на базе двухзонного импульсного исследовательского реактора (ИИР) БАРС-6, созданного по проектной документации РФЯЦ-ВНИИТФ. Физический пуск ИИР был осуществлен в период 27.12.1994–20.04.1995, энергетический пуск — в период 13.07.1995–29.02.1996, генерация первого импульса была получена 27.09.1995.

За прошедший период времени было получено много значимых как с научной, так и практической точек зрения результатов. На наиболее важных остановимся в данной работе.

# Пространственно-временное распределение энерговклада осколков деления в активную среду ЛЯН

Эффективность энерговклада осколков деления в газовую лазерно-активную среду лазера с ядерной накачкой (доля энергии сколков деления, непосредственно вложенная в накачку лазера), его пространственно-временное распределение по объему активной среды является одной из основных характеристик, определяющих эффективность ядерно-оптического преобразования энергии и качество (расходимость) выходного излучения. Это связано прежде всего с процессами образования неоднородностей оптической плотности среды типа «линза» и «клин» (изменение плотности лазерного газа вследствие неравномерности по радиусу, углу и оси ЛАЭЛ удельной скорости энерговклада осколков деления в лазерно-активную среду, в том числе при наличии теплообмена газа со стенкой кюветы, — прежде всего, это оптические неоднородности в поперечном сечении) [10, 23, 24].

Интегральное значение эффективности энерговклада в ЛЯН обычно получают расчетным путем, основываясь на экспериментальных данных о характеристиках осколков в момент деления ядра и зависимости их энергии от пробега в делящемся покрытии ЛАЭЛ и лазерно-активной среде (см., например, [25, 26]).

Вместе с тем, экспериментальное нахождение значения этого параметра является очень важной задачей. Например, один из методов решения этой задачи был предложен в работе [27]. Он основан на калориметрическом измерении энергии, выносимой из покрытия, и для применения этого метода необходим импульсный реактор. В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» был предложен другой способ,

который не требует высокого энерговыделения в урановом покрытии и может быть реализован при использовании радиоизотопного источника нейтронов [28].

Метод основан на измерении энергетических спектров осколков деления, вылетающих из покрытия штатного ЛАЭЛ в вакуум, с помощью полупроводникового детектора. Заметим, что штатный лазерно-активный элемент [20] представляет собой герметично закрытую оптическими окнами трубу из нержавеющей стали с внешним диаметром 49 мм, толщиной стенки 0,5 мм и длиной 2500 мм, покрытую изнутри слоем делящегося вещества и заполненную газовой лазерно-активной смесью.

Схема экспериментального устройства показана на рис. 2. Одно из оптических окон лазерно-активного элемента демонтировалось и вместо него устанавливалась герметично уплотняемая пробка из оргстекла со смонтированным на ней устройством для измерения спектров. Лазерный элемент вакуумировался и помещался в замедлитель нейтронов, представляющий собой цилиндр из полиэтилена диаметром 160, длиной 300 мм с осевым каналом диаметром 50 мм для размещения лазерно-активного элемента. В полиэтилене имелось радиальное отверстие диаметром 40, длиной 55 мм для установки нейтронного источника. С наружной стороны отверстие закрывалось плитой из полиэтилена толщиной 50 мм и размером 160×160 мм.

Деление урана индуцировалось нейтронами Pu-Be-источника интенсивностью 8,3<sup>·</sup>10<sup>6</sup> с<sup>-1</sup>, замедленными в полиэтиленовом блоке. Для калибровки энергетической шкалы детектора использовался спектрометрически тонкий слой <sup>252</sup>Cf



 Рис. 2. Схема измерения энергетического спектра осколков деления: 1 – лазерно-активный элемент; 2 – полиэтилен; 3 – урановое покрытие;
 4 – источник нейтронов; 5 – детекторный домик; 6 – детектор осколков деления;
 7 – слой <sup>252</sup>Cf; 8 – неподвижная направляющая пластина с отверстием для хода подвижного штока; 9 – неподвижный шток; 10 – герметичная пробка; 11 – гермоввод; 12 – подвижный шток (~ 50 с<sup>-1</sup>) диаметром 7 мм, нанесенный на подложку из коррозионно-стойкой стали толщиной 0,5 и диаметром 22 мм. Число делений в покрытии определялось с помощью калиброванного слоя из  $U_3O_8$  диаметром 30 мм, толщиной 0,51 мг/см<sup>2</sup> (по урану) следующего изотопного состава: <sup>233</sup>U — 2,5·10<sup>-5</sup>, <sup>234</sup>U — 0,0020±0,0005, <sup>235</sup>U — 99,992±0,001, <sup>236</sup>U — 0,0040±0,0005, <sup>238</sup>U — 0,0020±0,0005, нанесенного на алюминиевую фольгу толщиной 100 мкм.

Осколки деления регистрировались кремниевым поверхностно-барьерным детектором диаметром 25 мм, толщиной 1,5 мм с диаметром рабочей поверхности 18 мм. Детектор помещался в специальный детекторный «домик» из стальной фольги толщиной 100 мкм. Он представлял собой часть полого цилиндра с радиусом, равным внутреннему радиусу ЛАЭЛ (24 мм), длиной 26 мм. С торцов домик закрывался сегментами с длиной хорды 35 мм. В середине цилиндра имелось отверстие диаметром 9 мм (входное окно) для выделения площадки покрытия с определенными размерами и пропускания соответствующих ей осколков деления к рабочей поверхности детектора. Детекторный домик исключал возможность регистрации любого осколка деления, направление движения которого не попадает в апертуру его входного окна (коллиматора).

Путем передвижения в гермовводе подвижного штока, припаянного к домику специальным образом изогнутой стальной проволокой диаметром 1,2 мм, детекторный домик мог перемещаться без нарушения герметичности лазерно-активного элемента и поочередно занимать одно из двух фиксированных положений (положение 1 и положение 2), необходимых для проведения измерений. В первом он прижимается вплотную к покрытию напротив источника нейтронов, во втором — располагается напротив калибровочного слоя <sup>252</sup>Cf. В первом случае расстояние между поверхностями покрытия и детектора составляет 3 мм, во втором — 15 мм. Напряжение обратного смещения на детекторе устанавливается равным 20 В. Сигналы с детектора поступают на усилитель LPA 4910.2 (коэффициент усиления 1600) и далее на амплитудно-цифровой преобразователь АЦП 8К-2 персонального компьютера.

Измерения состояли в поочередном наборе (в течение 30 мин) трех типов амплитудного спектра импульсов осколков деления: спектра, соответствующего положению детекторного домика 1, при установленном источнике нейтронов (эффект + фон); спектра, соответствующего положению домика 1, без источника нейтронов (фон) и спектра, соответствующего положению детекторного домика 2, без источника нейтронов (калибровка). Измерения были проведены для четырех различных покрытий: уран-молибденовый сплав UM-3 (Мо 3 %, обогащение по  $^{235}$ U 90%) толщиной 10,53 мг/см<sup>2</sup>, такой же сплав толщиной 10,66 мг/см<sup>2</sup>, который защищен слоем металлического алюминия толщиной 0,5 мг/см<sup>2</sup>, нанесенного методом испарения в вакууме, U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> толщиной по  $^{235}$ U 90%) и калиброванный слой из U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>.

В эксперименте особое внимание уделяли тому, чтобы все измерения для урановых покрытий были проведены в одинаковой геометрии (одинаковом взаимном расположении источника нейтронов, замедлителя, покрытия и детектора). Подтверждением этого служил тот факт, что амплитудные спектры импульсов для одного и того же покрытия, измеренные после нескольких переборок устройства, в пределах статистической погрешности совпадали между собой.

Полученные энергетические спектры осколков деления для металлических урановых покрытий и покрытий из  $U_3O_8$  после учета фона и перевода амплитудных спектров импульсов в энергетическую шкалу, а также соответствующие калибровочные спектры осколков спонтанного деления <sup>252</sup>Cf в энергетической шкале показаны на рис. 3, 4.









Энергетическая калибровка амплитудной шкалы осуществлялась в линейном приближении, исходя из известных значений наиболее вероятной энергии легкой и тяжелой групп осколков спонтанного деления <sup>252</sup>Cf, равных 106 и 80 МэВ соответственно [29].

При калибровке учитывали также порог амплитудно-цифрового преобразователя, равный 2,8 канала, а также измеренные в дополнительном эксперименте небольшие потери энергии осколков деления (8,2 МэВ) в инертных примесях используемой мишени калифорния.

Экспериментальное значение эффективности (ε) исследуемого покрытия находилось по формуле:

$$\varepsilon = \frac{1}{E_{tot}} \cdot \frac{N_k}{N} \cdot \frac{\sum n_i E_i}{\sum n_i^{\kappa}} ,$$

где  $E_{tot}$  — средняя суммарная кинетическая энергия двух осколков в момент деления ядра после вылета мгновенных нейтронов деления ( $E_{tot}$  =170,3 МэВ [28]);  $N_k$  — число ядер на выделяемой детекторным домиком площадке калиброванного покрытия; N — числом ядер на площадке покрытия;  $\sum n_i E_i$  — измеряемая детектором за некий промежуток времени суммарная кинетическая энергия осколков деления;  $\sum n_i^{\kappa}$  — сумма отсчетов.

Расчетное значение эффективности покрытия находилось в предположении, что при делении образуются два осколка деления с начальной энергией 100,3 и 70 МэВ соответственно, их разлет имеет изотропный характер, траектория разлета прямолинейна, время торможения пренебрежимо мало, а плотность делений в делящемся материале элемента покрытия с площадью, ограниченной входным окном детекторного домика, и объемом  $V_u$  не зависит от координат и постоянна во времени:

$$\varepsilon = \frac{\sum_{k=1}^{2} \int_{0}^{\tau_{0}} \int_{S_{d}} dS \int_{V_{u}} dVQ(\tau) E_{0k} \left(1 - t_{k} / \lambda_{k}^{f}\right)^{n} d\tau}{4\pi \int_{0}^{\tau_{0}} \int_{V_{u}} dVQ(\tau) E_{tot} d\tau},$$
(1)

где  $\tau_0$  — время измерения;  $S_d$  — площадь детектора;  $Q(\tau)$  — плотность делений в материале покрытия;  $E_{0k}$  — начальная кинетическая энергия k-го осколка деления;  $t_k$  — путь, пройденный k-м осколком деления в материале покрытия из точки рождения в направлении детектора;  $\lambda_k^f$  — пробег k-го осколка деления в материале покрытия.

Показатель степени *n* в зависимости энергии осколка деления от пробега полагался равным 1,45 [25]. Используемые в расчете значения величин  $\lambda_k^U$  и  $\lambda_k^{U_3O_8}$ составляли 6,07; 4,67; 13,5 и 10,4 мкм для UM-3 и U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, соответственно.

Результаты обработки измеренных спектров в сравнении с расчетными данными приведены в таблице 1. Ошибки, указанные в таблице, включают в себя статистическую точность измерений, погрешность определения числа ядер, неопределенность энергетической калибровки, погрешность экстраполяции спектра осколков деления ниже порога регистрации, а также ошибку, связанную с возможной неточностью воспроизведения геометрии эксперимента при замене типа покрытия.

# Таблина 1.

Средняя энергия осколков деления и эффективность урановых покрытий				
Покрытие толщиной,	Средняя энергия осколков	Эффективность		
<u>мг/см<sup>2</sup></u>	деления, МэВ	покрытия, %		
UM-3 10,53	28±3	10±1		
		7*		
UM-3 10,66; Al 0,5	23±3	8±1		
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 2,70	45±4	19±2		
		21*		
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 0,51	75±4	45±3		
		45*		

\* расчетные значения

Как видно из таблицы, расчетные и экспериментальных данные находятся в неплохом согласии. Наблюдаемое небольшое различие расчетных и экспериментальных данных, немного возрастающее с увеличением толщины покрытия, может быть объяснено тем, что в расчете не учитывали распределения осколков деления по энергии, массе и заряду.

Комплексные исследования изменения пространственного и пространственно-временного профилей энерговклада осколков деления в газовую среду ЛАЭЛ в результате действия импульса накачки ИИР БАРС-6 (первое рабочее место реактора [20, 30]) были проведены методом [31, 32], основанным на измерении радиолюминесценции лазерно-активной среды в штатном лазерно-активном элементе [20] с высоким временным разрешением.

Оптическая схема измерений представлена на рис. 5.

Экспериментальное устройство (штатный ЛАЭЛ в полиэтиленовом замедлителе) размещалось на расстоянии 360 мм от оси, соединяющей центры зон реактора БАРС-6. Для регистрации формы нейтронного импульса в замедлителе была установлена вакуумная камера деления КНТ-5. Возникающее во время импульса накачки излучение люминесценции с помощью системы поворотных зеркал выводилось через канал в биологической защите в измерительный зал. Спектр излучения фиксировался посредством спектрометра Avantes AvaSpec-2048-2. Фоторегистрация распределения яркости свечения среды в поперечном сечении ЛАЭЛ осуществлялась с помощью скоростной камеры Phantom v711. Камера располагалась на расстоянии 26 м от торца лазерной кюветы. Съемка велась в режиме 79000 кадр/с, что соответствовало интервалу между кадрами 12,7 мкс. При характерной длительности импульса накачки ~ 450 мкс (по уровню



Рис. 5. Оптическая схема измерений радиолюминесценции лазерно-активной среды: 1 – юстировочный лазер; 2, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19 – поворотные зеркала с алюминиевым покрытием; 3 – спектрометр Avantes AvaSpec-2048-2; 10, 12 – окна ЛАЭЛ; 11 – ЛАЭЛ; 20 – камера Phantom v711; АЗ – активные зоны ИИР БАРС-6

0,1 амплитудного значения) выбранная скорость съемки позволяла получать детальную картину динамики профиля свечения газовой смеси (примерно 30 кадров в течение импульса накачки).

Были проведены эксперименты по регистрации распределения яркости люминесценции в поперечном сечении ЛАЭЛ при возбуждении осколками деления газовых смесей различного состава: He-N<sub>2</sub>=1000:1 с давлением 1,7; 2; 2,5 и 3 атм; He с давлением 2 и 3 атм; Ar с давлением 0,5 и 0,75, 1 атм; He-Ar =3:1 с давлением 1 атм; He-Ar =2:1 с давлением 1 и 1,5 атм; He-Ar =1:1 с давлением 1 и 1,5 атм; Ar-N<sub>2</sub>=100:3,3 с давлением 0,5; 0,63; 0,75; 1 и 1,3 атм; He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub>=1000:1:3 с давлением 2 и 3 атм.

С точки зрения длины пробега осколков деления в смеси, состав и давление этих сред были эквивалентны параметрам смесей, используемых в реальных лазерных экспериментах (см. ниже): лазер на переходе первой отрицательной системы атома азота  $\lambda$ =428 нм (состав: He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> (He-N<sub>2</sub>),  $P_0$ =1–3 атм), лазер на переходе атома ксенона  $\lambda$ =1,73 мкм (состав: Ar-Xe,  $P_0$ =0,5–1 атм), лазер на переходе атома ксенона  $\lambda$ =2,03 мкм (состав: He-Ar-Xe,  $P_0$ =0,5–1 атм);  $P_0$  — начальное давление лазерно-активной среды.



Рис. 6. Изображения свечения среды вблизи максимума импульса накачки

Анализ полученных экспериментальных данных показал, что от спектра излучения пространственное распределение яркости изображения практически не зависит и определяется плотностью газовой смеси. При малой плотности смеси распределение однородно, для плотных смесей свечение по оси ЛАЭЛ существенно меньше по сравнению с яркостью пристеночной области. Характерные изображения люминесценции представлены на рис. 6.

Для получения из изображений свечения среды данных о пространственном распределении энерговклада необходимо знать зависимость между яркостью люминесценции и мощностью удельного энерговклада в смесь и располагать данными о передаточной функции оптической системы. Передаточная функция измерялась в отдельном опыте, а скоростная видеосъемка позволяет сравнить временную зависимость мощности люминесценции и мощности энерговклада в газовую смесь.

Алгоритм обработки заключался в следующем. Для каждого кадра определялась величина интегральной освещенности изображения (суммарный сигнал со всех рабочих пикселей матрицы). При этом предполагалось, что значение освещенности пропорционально мощности свечения со всего внутреннего объема кюветы. Далее временная зависимость мощности люминесценции сравнивалась с импульсом энерговклада (сигнал камеры деления).

Анализ показал, что для большинства смесей (кроме Ar-N<sub>2</sub>) с достаточно высокой точностью мощность люминесценции пропорциональна мощности энерговклада, что не противоречит имеющимся кинетическим моделям плазмохимических процессов в ядерно-возбуждаемой плазме (см., например, [10, 17, 33]). При этом необходимо учитывать время отклика среды:

$$P_{\text{JHOM}}(t) = \int_{0}^{t} W_{9}(t-t')f(t')dt',$$

где  $P_{\text{люм}}$  — мощность люминесценции,  $W_3$  — мощность энерговклада, f(t) — функция отклика среды.

В случае, когда мощность люминесценции пропорциональна мощности энерговклада, выражение для функции отклика можно записать в виде  $f(t) = (1/\tau_{a\phi\phi}) \exp(-t/\tau_{a\phi\phi})$ , где  $\tau_{a\phi\phi}$  — эффективное время отклика среды, определяющееся временем передачи возбуждения на люминесцирующие уровни, а также временем их высвечивания.

Методом Монте-Карло был проведен расчет пространственного распределения люминесценции активной среды в объеме ЛАЭЛ и соответствующего распределения освещенности изображения на матрице камеры Phantom v711. Полагалось, что радиальное и продольное распределения яркости пропорциональны модельному распределению мощности энерговклада осколков деления в среду. Для описания потерь энергии осколка в среде использовалась двухпараметрическая зависимость следующего вида:

$$E(r) = E_0 (1 - r / L_0)^{\alpha}$$
 при  $r \le L_0$ ,

где  $E_0$  — начальная кинетическая энергия осколка,  $L_0$  — пробег осколка в среде,  $\alpha = 1,5\div 2$ .

Расчет энерговклада осколков деления проводился при заданной плотности делений в топливном слое ЛАЭЛ и для радиально-симметричного параболического профиля плотности среды в допущении, что разлет осколков изотропен и траектории тормозящихся в среде осколков прямолинейны (см. также выражение (1)).

Представленные на рис. 7 зависимости характеризуют типичное для данной серии экспериментов соотношение между расчетным радиальным распределением энерговклада, экспериментальным и модельным радиальными распределениями освещенности изображения в плоскости матрицы камеры. Достаточно хорошее как качественное, так и количественное совпадение совокупности модельных и экспериментально измеренных распределений освещенности изображений позволяют говорить о том, что модельные распределения энерговклада близки к реализуемым в условиях эксперимента. Расчетные радиальные распределения энерговклада для различных сред приведены на рис. 8.







Рис. 8. Расчетные (модельные) радиальные распределения энерговклада:  $1 - \text{He}, P_0=2 \text{ атм}; \alpha=1,5;$  $2 - \text{Ar}, P_0=0,75 \text{ атм}, \alpha=1,5;$  $3 - \text{Ar}, P_0=1 \text{ атм}, \alpha=1,5$ 

#### Лазеры с ядерной накачкой на основе газовых смесей

Как уже отмечалось выше, в качестве лазерно-активной среды ЛЯН эффективно можно использовать вещество, находящиеся в газовом агрегатном состоянии. В таблице 2 (см., например, [10]) приведены основные экспериментально подтвержденные характеристики таких сред, полученные различными группами исследователей. Заметим, что эти значения получены, как правило, не для оптимизированных вариантов состава смеси, особенно для больших уровней энерговклада осколков деления в среду (см. ниже).

С точки зрения направлений возможного практического применения мощных лазерных излучателей с ядерной накачкой особый интерес представляют следующие лазерно-активные среды:  $\text{He-N}_2-\text{H}_2(D_2)$  с длинами генерации на переходах первой отрицательной системы азота 0,391 и 0,428 мкм (ближний ультрафиолетовый и видимый диапазон спектра), He-Cd с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома кадмия 0,442 мкм (видимый диапазон спектра) и He-Ar-Xe с длиной генерации на переходах атома ксенона 2,03 мкм (коротковолновый инфракрасный диапазон спектра).

Одной из важных характеристик любого лазера, включая и ЛЯН, является величина ненасыщенного коэффициента усиления лазерно-активной среды [34].

Были проведены измерения ненасыщенного коэффициента усиления He-Ar-Хе смеси в зависимости от удельной мощности накачки (энерговклада) осколками деления методом усиления слабого сигнала и методом калиброванных внутрирезонаторных потерь при работе в режиме свободной генерации [35–37].

основные наражетры этит на основе газовах смесси				
Смесь	Длина волны генерации, мкм	Эффективность, %		
He-N <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> (D <sub>2</sub> )	0,391	0,15		
$He-N_2-H_2(D_2)$	0,428	0,15		
He-Cd	0,442	0,40		
Ar-Xe	1,73	2,00		
He-Kr	1,78	0,30		
He-Ar	1,79	2,00		
He-Ar-Xe	2,03	2,00		
He-Ar	2,40	0,20		
He-Kr	2,52	0,60		
He(Ar)-Xe	2,65	2,00		
Kr-Xe	2,81	0,20		
He-Ne-Kr	2,86	0,30		
He-Ar	2,87	0,10		
He-Ne-Kr	3,07	0,30		
Ar-Xe	3,11/3,37	0,90		
Xe	3,51	0,10		

# Ссновные параметры ЛЯН на основе газовых смесей

Эксперименты проводились на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20, 30] с использованием штатного лазерно-активного элемента [20] в геометрии близкой, показанной на рис. 5.

При работе ЛАЭЛ в режиме свободной генерации использовались кварцевые оптические окна, установленные под углом Брюстера. Объем ЛАЭЛ заполнялся газовой смесью He-Ar-Xe (600:200:1) при суммарном давлении 1,05 атм. Форма импульса накачки измерялась вакуумной камерой деления, а величина энергов-клада определялась по скачку давления в рабочей смеси, измеряемого датчиком ДМИ-2. Для регистрации временной формы интенсивности лазерного излучения использовались фотодетекторы типа ФСВ-19А.

В опытах по усилению слабого сигнала в качестве задающего генератора (ЗГ) использовался ЛАЭЛ, заполненный активной средой <sup>3</sup>He-Ar-Xe (300:100:1) при давлении 2 атм [38]. В этом случае объемная накачка среды продуктами реакции <sup>3</sup>He(n, p)<sup>3</sup>H обеспечивала приемлемую для проведения экспериментов расходимость лазерного пучка ЗГ, равную 1,5·10<sup>-3</sup> рад. Максимальная выходная энергия ЗГ составляла 440 мДж и уменьшалась до необходимых значений с помощью фильтров.

В режиме усиления слабого сигнала временная зависимость ненасыщенного коэффициента усиления среды (α) определяется следующей формулой:

$$\alpha(t) = \frac{1}{L} \ln \left( I_{out}(t) / I_{in}(t) \right), \qquad (2)$$

где  $I_{in}(t)$ ,  $I_{out}(t)$  — плотности мощности лазерного пучка на входе и выходе усилительного ЛАЭЛ, соответственно; L — длина усиливающей среды.

На рис. 9 приведены нормированные на энергии калориметров сигналы фотоприемников ФСВ, регистрирующих временные зависимости мощности на входе и выходе усилителя, для двух опытов (импульсы ИИР БАРС-6 № 395 и № 396).



*Рис. 9.* Временная зависимость плотности мощности лазерного излучения на входе и выходе усилительного ЛАЭЛ

Нормировка сигналов осуществлялась с учетом искажений сигналов из-за изменения размеров лазерного пучка на детекторах в течение импульса накачки. Отметим, что в опыте № 396 в усилительном ЛАЭЛ присутствовала лишь буферная компонента активной среды (опыт без Хе). Следовательно, в этих условиях усиления лазерного пучка не было, а параметры энерговклада были те же, что и в усилительном эксперименте. Кроме того, для получения амплитуды регистрируемого сигнала на выходном фотоприемнике, сравнимой с амплитудой усиленного сигнала для импульса № 395, в опыте № 396 мощность лазерного пучка на входе усилительного ЛАЭЛ была увеличена приблизительно в 16 раз.

На рис. 10 приведены зависимости ненасыщенного коэффициента от удельной мощности энерговклада (*W*). При расчете кривой А под логарифмом в формуле (2) бралось отношение нормированных выходных сигналов для реакторных импульсов № 396 и № 395, т. е. в качестве входного сигнала брался неусиленный сигнал. При расчете кривой В под логарифмом в формуле (2) бралось отношение нормированных скорректированного выходного и входного сигналов для реакторного импульса № 395.

Зависимость ненасыщенного коэффициента усиления He-Ar-Xe среды на длине волны 2,03 мкм от удельной мощности энерговклада осколков деления определялась также методом внутрирезонаторных калиброванных потерь при работе ЛАЭЛ в режиме свободной генерации. В этих экспериментах для различных фиксированных значений вносимых в резонатор потерь определялась удельная мощность накачки, при которой возникала генерация лазера. Используя пороговое условие развития свободной генерации — усиление за обход резонатора



Рис. 10. Зависимость ненасыщенного коэффициента усиления смеси He-Ar-Xe от удельной мощности энерговклада, полученная в опытах по усилению слабого сигнала

равно полным потерям, была установлена зависимость между параметрами α и W. Данная зависимость представлена на рис. 11 в сравнении с результатами, полученным методом усиления слабого сигнала, и также с результатами экспериментально-теоретической работы [35]. В этой работе данные по величине ненасыщенного коэффициента усиления Не-Аг-Хе среды были получены из анализа экспериментов по усилению модулированного сигнала с помощью разработанной авторами теоретической модели прохождения лазерного пучка через усилительный элемент [39]. Этот метод позволил обеспечить однозначность и повысить точность решения обратной завосстановления лачи параметров среды из моделирования усилительных экспериментов.



*Рис. 11.* Зависимость ненасыщенного коэффициента усиления смеси He-Ar-Xe от удельной мощности энерговклада:

1 – метод калиброванных внутрирезонаторных потерь; 2 – средний по объему ЛАЭЛ коэффициента усиления [35]; 3 – средний вдоль оси ЛАЭЛ коэффициента усиления [35]; 4 и 5 – соответственно кривые А и В на рис. 10

Из рисунка хорошо видно, что зависимости ненасыщенного коэффициента усиления от удельной мощности энерговклада, полученные независимыми методами, находятся в удовлетворительном согласии.

Заметим, что вследствие радиальной неравномерности энерговклада (см., например, рис. 7, 8) коэффициент усиления в приосевой области лазерного элемента несколько меньше, чем в среднем по его объему (кривая 3 лежит ниже кривой 2). С экспериментальными точками лучше согласуется приосевой коэффициент усиления (кривая 3), нежели средний по объему лазерного элемента (кривая 2). Этот результат свидетельствует о том, что развитие генерации лазерного излучения начинается в приосевой области ЛАЭЛ. Кроме того, с ростом удельной мощности накачки коэффициент усиления имеет тенденцию к насыщению. В соответствии с результатами работы [35], при удельной мощности накачки, значительно превышающей величину 145 Вт/см<sup>3</sup>, ненасыщенный коэффициент усиления стремится к предельному значению 2,17·10<sup>-2</sup> см<sup>-1</sup>.

Полученные результаты также позволили сделать вывод, что в случае с He-Ar-Xe смесью организация работы излучателя с ядерной накачкой в режиме «задающий генератор — усилитель» вряд ли представляет практический интерес и в этом случае более предпочтительным является режим свободной генерации.

При проведении на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20, 30] уже генерационных экспериментов с лазером на основе He-Ar-Xe смеси был обнаружен эффект снижения эффективности ядерно-оптического преобразования энергии с ростом энерговклада осколков деления в лазерно-активную среду — наблюдалось явление, которое можно было трактовать как «срыв» генерации. Основываясь на полученных данных, как по физике ЛЯН, так и по физике конкретного He-Ar-Xe лазера, изложенных, в частности, выше, был выполнен комплекс расчетно-экспериментальных работ, результаты которого показали, что путем «правильного» выбора парциального состава и начальных параметров (давление, температура и т. д.) лазерно-активной смеси, геометрии и состава резонатора можно исключить это вредное явление и добиться оптимальных выходных характеристик лазера, когда импульс лазерной генерации с точностью до порога (*W*~ 5–10 Вт/см<sup>3</sup>) «повторяет» импульс накачки (рис. 12).

Таким образом, для данной лазерно-активной смеси была обоснована возможность ее эффективного использования в перспективных сверхмощных лазерных излучателях с накачкой от импульсного реактора, когда в лазерном блоке системы могут быть реализованы значительные энергетические и мощностные параметры накачки. При этом можно ожидать, что эффективность ядерно-лазерного преобразования энергии будет не менее 2 %. Эти результаты также были использованы и при создании в объеме ЛБ реакторно-лазерной установки Стенда «Б» (второе рабочее место ИИР БАРС-6 [20, 30]) широкоапертурного многоэлементного лазерного канала (см. ниже).

Для решения многих важных практических задач необходимо иметь излучатель, длина волны лазерного излучения которого находится в видимой области спектра. Одной из перспективных лазерно-активных сред для решения этой задачи может быть смесь инертных газов с азотом (см. таблицу 2), которая оказалась весьма эффективной при традиционных способах накачки (см., например, [40]).



*Рис. 12.* Временные формы импульсов лазерного излучения в He-Ar-Xe ЛЯН (первое рабочее место ИИР БАРС-6)

Эксперименты [41] по исследованию лазерной генерации He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> и He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> сред на переходах первой отрицательной системы азота с длинами волн 391 и 428 нм при накачке осколками деления были выполнены на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20, 30] (см. рис. 5) со штатным лазерно-активным элементом [20].

Для определения энерговклада осколков деления в активную среду ЛАЭЛ использовалась методика измерения скачка давления в газовом объеме во время нейтронного импульса накачки с помощью датчиков ДМИ. Форма импульса накачки измерялась вакуумной камерой деления с ураном-235, которая располагалась в замедлителе нейтронов. Для регистрации временной формы интенсивности лазерного излучения использовались PIN-фотодиоды типа ФДУК-12С и FSP-1, располагаемые в измерительном зале за биологической защитой реактора на расстоянии ~15 м от ЛАЭЛ. Энергия лазерного излучения измерялась с помощью широкоапертурных калориметров КДМ-3, располагаемых вблизи выходных окон ЛАЭЛ.

С целью достижения максимальной выходной энергии лазерного излучения была проведена оптимизация давления и состава активной среды, как это было сделано, например, для He-Ar-Xe лазера (см. выше). Для геометрии используемого лазерно-активного элемента оптимальными оказались смеси при начальном давлении 1,5–2,2 атм. Данный диапазон давлений определяется, прежде всего, оптимальным отношением пробега осколков деления в среде к диаметру ЛАЭЛ (см., например, рис. 8). Оптимальная доля азота  $\delta N_2$  в смеси составляет ~ 0,1 % для обоих переходов.

На рис. 13 показаны результаты измерения зависимости энергии генерации от парциальной доли дейтерия  $\delta D_2$  и водорода  $\delta H_2$  в смеси при содержании азота  $\delta N_2 = 0,11$  %. Видно, что оптимальная парциальная доля водорода составляет 0,21 и 0,13 % для переходов с длинами волн 391 и 428 нм соответственно. Оптимальная доля дейтерия несколько выше и составляет соответственно 0,28 и 0,17 %,





О – Не-N<sub>2</sub>-Н<sub>2</sub> смесь 1,5 атм; ■ – Не-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> смесь 1,5 атм; ● – Не-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> смесь 1,5 атм;
 ◇ – Не-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> смесь 1,7атм (удвоенный энерговклад)

На рис. 14 в качестве примера приведены временные распределения средней по длине ЛАЭЛ удельной мощности энерговклада (W) и мощности лазерного излучения ( $P_{\text{ген}}$ ) на переходе с длиной волны 391 нм лазерно-активной He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> среды при начальном давлении 1,7 атм в диапазоне суммарного пропускания резонатора (T) от 0,5 до 6,9 %.

Таким образом, было получено, что в оптимальных условиях порог генерации для этих сред составил 20–30 Вт/см<sup>3</sup> в зависимости от состава смеси, а максимально возможная эффективность ядерно-лазерного преобразования энергии (по мощности) равна 0,65 % для смеси He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> (1000 : 1,1 : 2,8) с длиной волны 391 нм, 0,8 % для смеси He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> (1000 : 1,1 : 2,15) с длиной волны 391 нм и 0,5 % для смеси He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> (1000 : 1 : 1,1) с длиной волны 428 нм. Т. е. азотный лазер с длиной волны генерации 391 нм оказался более эффективным чем ЛЯН с длиной волны генерации 428 нм, а использование в смеси дейтерия не дала ожидаемого выигрыша в энергетике. Отметим также еще один весьма важный результат экспериментов — для этих смесей не было обнаружено эффекта «насыщения» коэффициента усиления среды с ростом энерговклада [41], как это было в случае с He-Ar-Хе лазером.

Остановимся кратко еще на одном интересном результате.

Методом скоростной видеосъемки, как это было реализовано, например, в экспериментах по определению пространственно-временного профиля энерговклада осколков деления в лазерно-активную среду, для He-N<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> лазера были выполнены измерения динамики лазерного пучка в процессе генерации.



*Рис.14.* Временные зависимости удельной мощности накачки (*W*) и мощности генерации ( $P_{\text{ген}}$ ) He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> среды с давлением 1,7 атм на переходе с длиной волны 391 нм с различным пропусканием резонатора (первое рабочее место ИИР БАРС-6): 1 – T= 0,5 %; 2 – T= 1,8 %; 3 – T= 2,3 %; 4 – T= 3,9 %; 5 – T= 6,9 %; 6 – W





1 – плоско-сферический резонатор; 2 – плоско-параллельный резонатор;
 а) начало генерации; б) максимум импульса накачки; в) конец импульса генерации

На рис. 15 приведены некоторые результаты этих экспериментов для двух типов резонатора ЛЯН — плоско-сферического (плоское «глухое» зеркало и сферическое выходное) и плоско-параллельного (оба зеркала плоские) [34].

Из рисунка хорошо видно, как вследствие образования в лазерно-активной среде оптических неоднородностей меняется радиальное распределение интенсивности выходного лазерного излучения и насколько в данных условиях плоскосферический резонатор более эффективен плоско-параллельного.

Отметим также, что по этим кадрам видеосъемки с достаточной для практики точностью были получены такие данные о характеристиках лазерного пучка, как смещение центра «тяжести» интенсивности от геометрической оси, временные радиальные распределения плотности мощности, изменение мощности в процессе накачки и т. п., которые оказались в хорошем согласие с расчетными данными [42].

В экспериментах на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 [20] были проведены исследования ЛЯН и на других типах лазерно-активных сред. Их список достаточно обширен, а полученные результаты весьма оптимистичны. В качестве примера на рис. 16, 17 представлены результаты генерационных исследований He-Ar среды на переходе атома Ar с длиной волны 1,79 мкм (см. таблицу 2), где обозначено:  $k_{\text{He}}$  — относительная доля He в смеси;  $R_1, R_2$  — коэффициент отражения «глухого» и выходного зеркал резонатора соответственно;  $P_0$  — начальное давление лазерно-активной среды.

Как показали результаты проведенных исследований, He-Ar среда обладает более высокой эффективностью ядерно-лазерного преобразования энергии в сравнении с He-Ar-Xe ЛЯН — при одинаковых условиях накачки в экспериментах наблюдался 55 % рост энергии выходного лазерного излучения.







Рис. 17. Зависимость энергии выходного лазерного излучения от коэффициентов отражения зеркал (первое рабочее место

ИИР БАРС-6) 1 – *P*<sub>0</sub>=1,85 атм (He:Ar=500:1); 2 – *P*<sub>0</sub>=2,3 атм (He:Ar=500:1); 3 – *P*<sub>0</sub>=2,3 атм (He:Ar=700:1)

# Широкоапертурный многоэлементный лазерный канал в объеме лазерного блока реакторно-лазерной установки Стенда «Б»

Для демонстрации энергетических возможностей ЛЯН в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» на базе реакторно-лазерного комплекса Стенд «Б» был создан демонстрационный энергетический макет мощного лазерного излучателя с накачкой от импульсного ядерного реактора (второе рабочее место ИИР БАРС-6) [20, 30, 43]. Физический пуск трехзонной системы был осуществлен в период 15.01.1998– 02.06.1998, энергетический пуск — в период 13.07.1998–04.06.1999, генерация первого импульса была получена 17.07.1998.

Общая схема установки показана на рис. 18.

Реакторно-лазерная система состоит из двух основных блоков: реакторного (запального) и лазерного. В качестве реакторного блока используется двухзонный импульсный исследовательский реактор БАРС-6. Лазерный блок представляет собой цилиндрическую конструкцию диаметром ~1,7 м, длиной 2,5 м с продольной полостью для размещения активных зон запального реактора. ЛБ состоит из большого числа стандартных элементов, таких как штатные ЛАЭЛ и их имитаторы, элементы межтрубного замедлителя нейтронов, элементы отражателя нейтронов, каналы увеличения мощности и т. д.

С целью получения наилучших характеристик накачки лазеров в объеме ЛБ был выполнен большой комплекс расчетно-экспериментальных работ по модификации конфигурации установки (см., например, [20, 43–45]). Кроме того, в экспериментах был реализован оригинальный способ генерации импульсов — так называемый режим модуляции реактивности в ИИР БАРС-6 с принудительным сбросом от теплового удара блока безопасности реактора [43].



a)







в)

*Рис. 18.* Реакторно-лазерная установка Стенда «Б»: а) общая схема; б) ЛБ в поднятом состоянии; в) ЛБ опущен

13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37



Рис. 19. Картограмма ЛБ (а) и схема лазерного канала (б)
 реакторно-лазерной установки Стенда «Б» последней модификации (L=112,5 мм)

 – имитатор ЛАЭЛ с полиэтиленовым стержнем;
 – штатный ЛАЭЛ;
 – каналы увеличения мощности;
 – элемент внешнего отражателя нейтронов с графитовым наполнителем;
 – элемент внешнего отражателя нейтронов с парафиновым наполнителем;
 – элемент внутреннего отражателя нейтронов с полиэтиленовым наполнителем;
 – алюминиевая труба;
 – центр ЛБ;

 – центр активной зоны ИИР БАРС-6; КВО – коробчатый внутренний отражатель нейтронов

Для проведения исследований генерационных характеристик ЛЯН в условиях, близких к тем, которые могут быть реализованы в реальных излучателях с накачкой от импульсного реактора, в объеме ЛБ реакторно-лазерной системы Стенда «Б» был создан широкоапертурный многоэлементный лазерный канал (см. рис. 19), состоящий из семи штатных ЛАЭЛ (ячейки № 6-6, 7-5, 7-8, 8-7, 9-6, 9-9 и 10-8) [46].

В качестве базовой лазерно-активной среды канала была выбрана He-Ar-Xe смесь. Поэтому, вследствие не самого большого значения ненасыщенного коэффициента усиления для этой среды (см. выше), в основном исследовался режим свободной генерации. Общий вид и оптическая схема канала для этого случая представлены на рис. 20.

Как уже отмечалось выше, путем оптимального выбора состава лазерноактивной смеси, геометрии и состава резонатора можно исключить явление «срыва» генерации лазерного излучения в газовых ЛЯН, в частности в смеси Не-Ar-Xe, при больших уровнях энерговклада. В результате в экспериментах на реакторно-лазерной установке Стенда «Б» было достигнуто двукратное
увеличение выходной энергии лазерного излучения в инфракрасной области спектра (2,03 мкм) в сравнении с первоначально полученными значениями [46] (см. рис. 21).



*Рис. 20.* Общий вид (а) и оптическая схема лазерного канала (б) реакторно-лазерной установки Стенда «Б»



*Рис. 21*. Генерация лазерного излучения в широкоапертурном многоэлементном лазерном канале реакторно-лазерной установки Стенда «Б» (смесь He-Ar-Xe; суммарная мощность по всему каналу)

Из рисунка хорошо видно, что длительность генерации лазерного излучения с точностью до порога практически совпадает с импульсом накачки и составляет в данных условиях на полувысоте мощности 1–1,2 мс. В среднем по каналу реализован энергосъем лазерного излучения более 3,8 Дж/л, в отдельном ЛАЭЛ была получена максимальная энергия лазерного излучения более 15 Дж. Этот результат является вполне приемлемым, чтобы обоснованно говорить о перспективе применения на практике такого ЛЯН.

Заметим, что генерация в многоэлементных, но слабо размножающих нейтроны лазерных модулях, была получена и другими группами исследователей, например, на 4-х канальной системе ЛМ-4 с накачкой от импульсного реактора БИГР (РФЯЦ-ВНИИЭФ) [10] или в 37-ми канальной системе с накачкой от импульсного реактора БАРС-5 (РФЯЦ-ВНИИТФ) [47].

Для исследования возможности получения генерации ЛЯН на средах в видимом диапазоне длин волн в ЛБ (ячейка №8-19; см. рис. 19) реакторно-лазерной установки Стенда «Б» был установлен единичный штатный ЛАЭЛ [20]. В качестве лазерно-активной среды использовалась He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> смесь.

В результате, впервые в мире в условиях подкритического лазерного блока, управляемого нейтронным потоком запального реактора, была получена генерация лазерного излучения в видимом и ближнем ультрафиолетовом диапазонах дин волн (428 и 391 нм).

В качестве примера на рис. 22 показана временная форма лазерной генерации в смеси He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> с длиной волны 391 нм. Энергия лазерного излучения составила  $0,7\pm0,1$  Дж при пиковой мощности ~1 кВт. Отметим, что в условиях ЛБ реакторно-лазерной установки Стенда «Б» энергетика He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> лазера выросла практически в три раза, в сравнении с экспериментами на первом рабочем месте ИИР БАРС-6 (см. рис. 13).



*Рис. 22.* Мощность накачки (1) и мощность лазерной генерации на переходе 391 нм (2) среды He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub> (единичный ЛАЭЛ в ЛБ реакторно-лазерной установки Стенда «Б»)

Из рисунка можно видеть, что вследствие достаточного высокого порога и не самых высоких мощностных параметров накачки (в два раза ниже, чем в экспериментах на первом рабочем месте ИИР БАРС-6; см. рис. 14) не удалось достичь времени лазерной генерации в течение всего импульса накачки. Однако, если в ЛБ реального лазерного излучателя будут реализованы высокие мощностные и энергетические параметры накачки, данную среду вполне можно рассматривать как перспективную для ЛЯН.

В заключение данного раздела отметим, что в ходе работ по физике и технике ЛЯН в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были получены интересные и важные для практики результаты и по разработке облика будущих лазерных излучателей с накачкой от импульсного/импульсно-периодического реактора (см., например, [48–51]), включая обоснование возможности создания оптического квантового усилителя с ядерной накачкой [52].

#### Жидкостные лазерно-активные среды

Как уже отмечалось в начале, создание мощных лазеров с приемлемым ресурсом и массогабаритными характеристиками на твердотельных активных элементах (ТТЭ) сталкивается с серьезными технологическими трудностями.

Перспективным видится применение ядерной накачки с газофазными лазерно-активными средами, когда можно, используя высокий энергетический потенциал ядерной энергии, компенсировать не самые высокие эффективности преобразования энергии накачки в энергию лазерного излучения и создать автономные излучатели сверхмощного класса с весьма обнадеживающими характеристиками по массе и габаритам.

Другим альтернативным путем является использование жидкостных лазерно-активных сред, которые обладают очевидными положительными качествами (см., например, [53, 54]):

 – решается проблема теплоотвода путем организации прокачки активной жидкости через область накачки;

 в жидких лазерных средах отсутствуют термически наведенное двойное лучепреломление, деформации и термические напряжения;

 жидкие лазерные среды обладают высокой лучевой стойкостью в сравнении с ТТЭ;

 лазерно-активный элемент можно изготовить практически любой необходимой формы и размеров;

 – более низкая стоимость активных жидкостей и лазерных кювет в сравнении со стоимостью ТТЭ из оптической керамики, кристаллов или стекла;

- низкая удельная массовая характеристика лазера (менее 10 кг/кВт).

Уже в начале 70-х годов прошлого столетия были разработаны высокоэнергетичные низкопороговые установки лазерного излучения с накачкой неодимсодержащих неорганических лазерных жидкостей (НЛЖ) оптическим излучением газоразрядных ламп. Однако со временем лазерные системы на НЛЖ были вытеснены другими видами быстро развивающихся лазеров: химическими, газодинамическими и теми же твердотельными. Это было связано прежде всего с термооптическими эффектами, возникающими в среде в процессе накачки, и технологическими сложностями их синтеза и эксплуатации. Наиболее полную информацию о традиционных НЛЖ — синтезе, свойствах, лазерных системах на их основе — можно получить, например, из монографии [54] и обзора [55].

Попытки создания жидкостных ЛЯН столкнулись с серьезными трудностями. Генерация на этих средах так и не была получена, хотя был проведен большой комплекс работ, в том числе и в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (см., например, [56]). В частности, были разработаны уникальные технологии синтеза урансодержащих НЛЖ.

Вместе с тем, при традиционной оптической накачке, как уже отмечалось выше, были получены весьма обнадеживающие результаты. На сегодняшний день лазерная генерация получена при накачке апротонных растворов оксигалогенидов и (или) галогенидов, активированных ионами неодима Nd<sup>3+</sup>. Один из галогенидов — апротонный растворитель. Другой — апротонная кислота Льюиса.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были разработаны новые технологии синтеза жидкостных лазерно-активных сред на основе оксихлорида фосфора POCl<sub>3</sub>, активированные ионами Nd<sup>3+</sup> (например, [57, 58]) — генерация на длине волны 1,053 мкм. Кроме того, впервые в мире были получены лазерно-активные растворы, активированные ионами иттербия Yb<sup>3+</sup> — генерация на длине волны 1,003 мкм [59].

Важной особенностью этих сред является возможность достижения высоких концентраций в растворе ионов  $Nd^{3+}$  или  $Yb^{3+}$  (до  $10^{20}$  см<sup>-3</sup>). Результаты спектрометрических исследований показали, что при «оптимальных» условиях синтеза можно добиться высоких значений сечения поглощения для активного атома (длина волны накачки), высокого квантового выхода люминесценции (>0,5), высоких значений сечения на длине волны генерации (более  $10^{-20}$  см<sup>2</sup>), а время жизни верхнего лазерного уровня может достигать значений в сотни микросекунд.

В качестве примера на рис. 23 показаны типичный вид жидкостного лазера на основе раствора POCl<sub>3</sub>–SbCl<sub>5</sub>–Nd<sup>3+</sup> [60] и импульс лазерной генерации, полученный при накачке оптическим излучением газоразрядной лампы.



*Рис. 23.* Внешний вид (а) и импульс лазерной генерации (б) в жидкостном лазере на основе раствора POCl<sub>3</sub>–SbCl<sub>5</sub>–Nd<sup>3+</sup> при накачке оптическим излучением

Одной из проблем развития жидкостных лазеров была также низкая эффективность преобразования энергии накачки в энергию лазерного излучения вследствие того, что только малая доля энергии оптического излучения газоразрядной лампы использовалась непосредственно для возбуждения активного атома.

С появлением современных эффективных систем диодной накачки возродился интерес и к лазерным жидкостям (см., например, [61, 62]). Однако существенным недостатком существующих в мире технологий получения жидкостных лазерно-активных сред, ограничивающих область их применения, является высокая токсичность и коррозионность растворов.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были разработаны технологии и синтезированы нетоксичные лазерные жидкости нового типа на основе тионилхлорида [63] и сульфурилхлорида, активированные ионами Nd<sup>3+</sup> или Yb<sup>3+</sup>.Результаты исследований показали, что синтезированные жидкости обладают необходимыми физико-химическими и спектрально-люминесцентными свойствами и могут быть использованы при создании мощных лазерных излучателей с диодной накачкой. В качестве примера на рис. 24 показаны спектры поглощения и люминесценции НЛЖ на основе тионилхлорида, активированного ионами иттербия.

Отметим также, что, по всей видимости, наиболее перспективным подходом для создания жидкостного лазера, как показали результаты расчетных исследования (см., например, [64]), является схема излучателя с продольной накачкой и поперечной прокачкой лазерно-активной среды.

#### Заключение

Создание автономных и мобильных лазерных систем сверхмощного класса по-прежнему остается актуальной и практически важной научно-технической задачей, поскольку при их наличии можно было бы эффективно развить целый ряд инновационных технологий, требующих высокоэнергетических источников большой плотности (промышленные технологии, пучковая энергетика, системы связи и глобального мониторинга, специальные оборонные задачи и т. д.).



*Рис. 24*. Спектры поглощения (а) и люминесценции (б) раствора тионилхлорида, активированного ионами иттербия (концентрация ионов Yb<sup>3+</sup> 10<sup>20</sup> см<sup>-3</sup>)

Работы по развитию различных направлений лазерных технологий активно ведутся в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Как показали результаты исследований, прямое преобразование ядерной энергии в энергию лазерного излучения обладает значительным потенциалом для разработки и создания лазерных излучателей, в том числе широкоапертурных, импульсного/импульсно-периодического действия мегаджоульного уровня энергии выходного излучения с пиковой мощностью более мегаватта, обладающих высокой степенью автономности (минимальные требования к уровню внешнего источника энергии) и с массогабаритными характеристиками, позволяющими рассматривать различные варианты их базирования — космического, корабельного, наземного.

Результаты исследований прежде всего спектрально-люминесцентных характеристик лазерных неорганических жидкостей, приготовленных по оригинальным технологиям, показали, что эти растворы являются перспективными для жидкостных лазеров с диодной накачкой мультикиловаттного уровня мощности. К достоинствам этих лазерно-активных сред следует отнести большое время жизни верхнего лазерного уровня, высокий квантовый выход люминесценции, большие сечения поглощения излучения накачки и вынужденного излучения, высокую лучевую стойкость и возможность работы в режиме принудительной циркуляции.

#### Список литературы

- 1. Кравцов Н.В. Основные тенденции развития твердотельных лазеров с полупроводниковой накачкой (обзор) // Квантовая электроника. 2001. Т. 31. № 8. С. 661–677.
- Lu J., Ueda K., Yagi H., et. al. Neodymium Doped Yttrium Aluminum Garnet (Y<sub>3</sub>Al<sub>5</sub>O<sub>12</sub>) Nanocrystalline Ceramics — A New Generation of Solid State Laser and Optical Materials // Journal of Alloys and Compounds. — 2002. — Vol. 341. — No. 1. — Pp. 220–225.
- Глухих И.В., Димаков С.А., Курунов Р.Ф. и др. Мощные твердотельные лазеры на Nd: YAG с поперечной диодной накачкой // Журнал Технической Физики. — 2011. — Т. 81. — № 8. — С. 70–75.
- 4. Миллер А. М., Соустов Л. В. Поглощение и лазерное разрушение кристаллов КDP и DKDP // Квантовая электроника. 1989. Т. 16, № 1. С. 61–72.
- Дианов Е. М., Буфетов И. А., Фролов А. А., Плотниченко В. Г. и др. Катастрофическое разрушение волоконных световодов различного состава под действием лазерного излучения // Квантовая электроника. — 2002. — Т. 32, № 6. — С. 476–478.
- 6. Гайнов В. В., Шайдуллин Р. И., Рябушкин О. А. Стационарный разогрев активных волоконных световодов при оптической накачке // Квантовая электроника. 2011. Т. 41, № 7. С. 637–643.
- Herwing L.O. Concepts for Direct Conversion of Stored Nuclear Energy to Laser Beam Power // Trans. Am. Nucl. Soc. — 1964. — Vol. 7. — No. 1. — P. 131.

- 8. Том К., Шнайдер Р.Т. Газовые лазеры с ядерной накачкой // Ракетная техника и космонавтика. 1972. Т.10. №4. С.42-50 (Thom K., Schneider R.T. Nuclear Pumped Gas Lasers // AIAA J. 1972. Vol. 10. No. 4. Рр. 42–50).
- 9. McArthur D.A., Shmidt Th.R., Tolefsrud Ph.B. Concepts for Construction of Large Reactor Exited Laser Systems // SAND 76-0584. 1977.
- Лазеры с ядерной накачкой : монография / С. П. Мельников, А. Н. Сизов, А. А. Синянский; ФГУП «Российский федеральный ядерный центр ВНИИЭФ». Саров : [РФЯЦ ВНИИЭФ], 2008. 439 с..
- 11. Trans. of First Int. Symp. on Nucl. Induced Plasmas and Nucl. Pumped Lasers. France, Orsag, 1978.
- 12. Материалы межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'92). Обнинск, 1992, т. 1–3.
- 13. Материалы межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'94). Арзамас-16, 1994, т. 1, 2.
- Материалы 3-й межд. конф. «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2002). 16–20 сентября 2002 г., Снежинск. — Снежинск : РФЯЦ-ВНИИТФ, 2003. — 664 с.
- 15. Материалы межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). Обнинск, 2007, т. 1, 2.
- 16. Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016, т. 1, 2.
- 17. Карелин А.В. Физические основы реактора-лазера. М.: ВНИИЭМ, 2007. 259 с.
- 18. Prelas Mark. Nuclear Pumped Lasers // Springer International Publishing Switzerland, 2016.
- 19. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Э.П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ // Снежинск: Изд. РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002.
- 20. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия // М.: Энергоатомиздат, 2003.
- 21. Пупко В.Я. Обзор свойств газовых лазеров с традиционными способами накачки: Препринт ФЭИ-1244. Обнинск, 1981.
- 22. Пупко В.Я. Обзор экспериментальных работ по непосредственной ядерной накачке газовых лазерно-активных сред: Препринт ФЭИ № 1245. Обнинск, 1981.
- 23. Гулевич А.В., Качанов Б.В. О прохождении света через оптически неоднородную среду в кювете газового лазера с ядерной накачкой / Матер. межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'92). — Обнинск, 1992. — Т. 2. — С. 167–175.
- 24. Сизов А.Н. О связи пространственных неоднородностей накачки с мощностью генерации лазеров, возбуждаемых осколками деления урана // Письма в ЖТФ. 1994. Т. 20. Вып.9. С. 64–67.
- Качанов Б.В., Гулевич А.В. Расчет энерговклада осколков деления в цилиндрическом активном элементе с учетом перераспределения плотности газа: Препринт ФЭИ-2350, Обнинск, 1994.
- 26. Матьев В. Ю. Энерговклад осколков деления в лазерах с ядерной накачкой. І. Общий метод расчета // ЖТФ. 2001. Т. 71. № 1. С. 72–78.
- 27. Влох Г.В., Конак А.И., Матьев В.Ю. и др. Измерение энерговыделения в газовом лазере с ядерной накачкой / Матер. межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой

плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой» (ЛЯН'92). — Обнинск, 1992. — Т. 2. — С. 55-62.

- Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. Эффективность урановых покрытий в цилиндрическом лазерно-активном элементе // Атомная энергия. — 2007. — Т. 102. — Вып. 4. — С. 249–253.
- 29. Гангрский Ю.П., Марков Б.Н., Перелыгин В.П. Регистрация и спектрометрия осколков деления // М.: Энергоиздат, 1981. 224 с.
- Дьяченко П.П., Еловский О.А., Прохоров Ю.А. и др. Реакторно-лазерный комплекс «Стенд «Б» // Атомная энергия. — 2000. — Т. 88. — Вып. 5. — С. 337–342.
- 31. Дюжов Ю.А., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А. Радиолюминесцентный метод измерения радиального распределения энерговклада осколков деления в цилиндрическом лазерно-активном элементе // Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2013 год: Научно-технический сборник. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. — 2014. — С. 131–141.
- 32. Денежкин И.А., Дюжов Ю.А., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А. Определение пространственно-временного распределения энерговклада осколков деления в активную среду ЛЯН методом скоростной киносъемки люминесценции / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 2. — С. 146–152.
- Мельников С.П. Механизмы генерации лазеров с ядерной накачкой на ИК переходах атомов инертных газов // Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. — Т. 2. — С. 179–188.
- 34. Принципы лазеров / О. Звелто; Пер. с англ. под ред. Т. А. Шмаонова. 2-е изд., перераб. и доп. М. : Мир, 1984. 395 с.
- 35. Дюжов Ю.А., Евтодиев Д.В., Кухарчук О.Ф. и др. Определение параметров активной среды ядерно-оптического преобразователя энергии с использованием модуляции потерь / Сборник докладов Международной конференции «VIII Харитоновские чтения по проблемам физики высоких плотностей энергии». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2006. — С. 419–426.
- 36. Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А. Измерение ненасыщенного коэффициента усиления He-Ar-Xe среды при накачке осколками деления на импульсном реакторе БАРС-6 / Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. — Т. 2. — С. 197–202.
- 37. Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д., Смольский В.Н., Суворов А.А., Фокина О.Г. Лазерные характеристики смесей Аг-Хе и Не-Аг-Хе при накачке осколками деления // Квантовая электроника. — 2010. — Т. 40. — № 1. — С. 11– 18.
- Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. и др. Не-Аг-Хе лазер с объемной лазерной накачкой: Препринт ФЭИ-3063. — Обнинск, 2006.
- Гулевич А.В., Евтодиев Д.В., Кухарчук О.Ф., Суворов А.А. Прохождение частично когерентного лазерного пучка через неоднородную среду оптического усилителя /// Квантовая электроника. — 2005. — Т. 35. — № 11. — С. 1003–1008.

- 40. Басов Н.Г., Александров А.Ю., Данилычев В.А., Долгих В.А. и др. Эффективный квазинепрерывный лазер высокого давления на первой отрицательной системе азота // Письма в ЖТФ. — 1985. — Т.42. — В. 1. — С. 39–42.
- Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф, Полетаев Е.Д., Суворов А.А. Изучение лазерных характеристик He-N<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>(D<sub>2</sub>) среды на переходах 1-ой отрицательной системы азота (λ=391 и 428 нм) при накачке осколками деления от импульсного реактора БАРС-6 / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. Т. 2. С. 175–181.
- 42. Денежкин И.А., Дюжов Ю.А., Смольский В.Н., Суворов А.А. Изучение пространственно-временной структуры пучка излучения ЛЯН на реакторе БАРС-6 методом скоростной киносъемки / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. Т. 2. С. 133–139.
- 43. Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф., Прокудин П.П., Фокин Г.Н., Фокина О.Г. Опыт эксплуатации реактора БАРС-6 — двадцать лет на службе лазеров с ядерной накачкой / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 1. — С. 57–69.
- 44. Бережной К.В., Дьяченко П.П., Еловский О.А. и др. Оптимизация нейтроннофизических характеристик многозонной реакторной установки импульсного действия / Матер. межд. конф. «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы». — Снежинск, 2003. — С. 443–448.
- 45. Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф., Фокина О.Г., Щукин А.Н. Оптимизация параметров импульса накачки в реакторно-лазерной установке стенда «Б» / Мат. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. — Т.2. — С. 463–470.
- 46. Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. и др. Лазерный канал в составе лазерного блока реакторно-лазерной установки Стенд «Б» / Труды межотраслевой научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 2. — С. 160–166.
- Загидулин А.В., Бочков А.В., Мироненко В.В., Софиенко Г.С. 500-джоульный лазер с ядерной накачкой // Письма в ЖТФ. — 2012. — Т. 38. — Вып.23. — С. 31–39.
- Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф., Фокина О.Г. Быстрый импульснопериодический реактор для мощных лазеров с ядерной накачкой // Атомная энергия. — 2012 — Т. 113. — Вып. 4. — С. 198–202.
- Дьяченко П.П., Фокин Г.Н. Запальный реактор и параметры импульса накачки в реакторно-лазерной системе // Атомная энергия. — 2012. — Т. 112. — Вып. 5. — С. 277-282.
- 50. Дюжов Ю.А., Дьяченко П.П., Калякина О.Н., Кухарчук О.Ф. и др. Промышленные технологии на основе ядерно-оптических преобразователей энергии импульсного действия // Теплоэнергетика. 2014. № 5. С. 1–6.
- 51. Дьяченко П.П., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф., Полетаев Е.Д. и др. Реакторнолазерная установка технологического применения / Труды межотраслевой

научной конф. «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». — Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. — Т. 2. — С. 363–369.

- 52. Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф., Суворов А.А. Проблемы ядернолазерной энергетики и способы их решения // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. — 2019. — № 2. — С. 16–27.
- 53. Fahlen T.S. High-average-power Q-switched liquid laser // IEEE J. Quantum Electron. — 1973. — Vol. 9. — No. 2. — P. 493–496.
- 54. Аникеев Ю.Г., Жаботинский М.Е., Кравченко В.Б. Лазеры на неорганических жидкостях // М.: Наука, 1986.
- Тихонов Г.В. Лазерно-активные неорганические жидкости (обзор. ΦЭИ-0278) // — М.: ЦНИИатоминформ, 1996.
- 56. Дьяченко П.П., Зродников А.В. Исследования Государственного научного центра РФ — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского по проблеме лазеров с ядерной накачкой / Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007.— Т. 1. — С. 1–16.
- 57. Кабаков Д. В., Серегина Е. А. Спектральные свойства иона Nd<sup>3+</sup> в растворах в неорганических растворителях POCl<sub>3</sub>-MeCl<sub>n</sub> (Me: Sn, Zr, Ti, Al) // Оптика и спектроскопия. 2005. Т. 98. № 2. С. 254–260.
- 58. Серегина Е.А., Серегин А.А., Тихонов Г.В. Спектрально-люминесцентные характеристики трехвалентных ионов лантанидов в неорганическом растворителе POCl<sub>3</sub>-SnCl<sub>4</sub> // Оптика и спектроскопия. 2014. Т. 116. № 3. С. 469–485.
- Бабкин А.С., Серегина Е.А., Тихонов Г.В. Люминесценция иттербия в жидких и замороженных растворах POCl<sub>3</sub>–ZrCl<sub>4</sub>–Yb<sup>3+</sup> / XXV Съезд по спектроскопии: Сборник тезисов. Троицк, Москва. 3–7 октября 2016 г. — Москва: МПГУ, 2016. С. 183–184.
- Кабаков Д.В., Добровольский А.Ф., Киселев С.В., Серегина Е.А., Тихонов Г.В. Генерационные свойства урансодержащей лазерной жидкости POCl<sub>3</sub>-SbCl<sub>5</sub>-<sup>235</sup>UO<sub>2</sub>-Nd<sup>3+</sup> при оптической накачке / Матер. межд. конф. «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007). — Обнинск, 2007. – Т. 1. — С. 322–327.
- 61. Ault Earl R., Comaskey Brian J., Kuklo Thomas C. High average power laser using a transverse flowing liquid host // U.S. Patent 6600766 B1. 2003.
- 62. Jones-Bey, H.A. Flowing neodymium offers improved heat management // Laser Focus World. 03.01.2004 Vol. 15(3). P. 18.
- 63. Серёгина Е.А., Серёгин А.А., Тихонов Г.В. Спектрально-люминесцентные свойства Yb<sup>3+</sup> в SOCl<sub>2</sub>-GaCl<sub>3</sub> // Оптика и спектроскопия. 2020. Т. 128. № 10. С. 1441.
- Серегин А.А, Серегина Е.А. Модель жидкостного иттербиевого лазера с диодной накачкой / XXV Съезд по спектроскопии: Сборник тезисов. Троицк, Москва, 3– 7 октября 2016 г. — Москва: МПГУ, 2016. — С. 376–377.

# Методы расчетно-экспериментальных исследований и оптимизации характеристик систем с термоэмиссионным преобразованием энергии

## П. А. Алексеев, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» обладает уникальными компетенциями в области физико-технического обоснования разработки и эксплуатации космических ядерных энергетических установок (КЯЭУ) с прямым преобразованием тепловой энергии в электричество, включая: электротеплофизический расчет характеристик термоэмиссионного электрогенерирующего элемента (ЭГЭ) и электрогенерирующего канала (ЭГК) в целом, нейтронно-физические расчеты и оптимизация структуры активной зоны и радиационной защиты. Физические основы, заложенные создателями первого поколения КЯЭУ В. Я. Пупко, Ю. С. Юрьевым, А.А. Дубининым и другими, в настоящее время подтверждаются и углубляются разработкой и применением современных расчетных кодов и новейших математических методов оптимизации и поиска решений. Так вместо одномерного, упрощенного расчета характеристик ЭГЭ/ЭГК (TFEDM) применяется трехмерный, детальный расчет всего ЭГК (COMSOL-ЭГК), вместо гомогенного расчета активной зоны и отдельного, не учитывающего проникающие элементы, расчета радиационной защиты применяются единые трехмерные, позволяющие учитывать гетерогенность и все особенности геометрии, расчетные коды, реализующие метод Монте-Карло (например, ММКГК-2, МСЛР и др.). Каждый из перечисленных расчетных кодов и методики системно и комплексно применяются при расчетном обосновании характеристик проектируемых в настоящее время КЯЭУ.

Для определения выходной электрической мощности КЯЭУ необходимо провести электротеплофизический расчет. Одними из основных исходных данных для этого расчета являются значения энерговыделения в топливе, причем для детального расчета требуется знать как его азимутально-радиальную, так и продольную неравномерность. Такую информацию предоставляет нейтронно-физический расчет характеристик активной зоны, который в первую очередь определяет критические параметры активной зоны, запас реактивности реактора на компанию, эффективность органов регулирования и т.д. Зная габариты активной зоны, ее тепловую мощность и расположение органов регулирования, можно проводить расчет радиационной обстановки и оптимизационные исследования в обоснование массогабаритных характеристик теневой радиационной защиты. В конечном итоге масса и габариты радиационной защиты, пространственное расположение отсеков с оборудованием определяют облик ядерно-энергетической установки, а также ее конкурентоспособность в сравнении с характеристиками КЯЭУ с другими видами преобразования тепловой энергии и солнечными энергетическим установками.

# Методы расчета тепло- и электрофизических характеристик термоэмиссионных электрогенерирующих систем

С 60-х годов XX века начали развиваться методы расчета тепло- и электрофизических характеристик ЭГК и термоэмиссионного реактора-преобразователя (ТРП) в целом. Спецификой этих методов является то, что приходится совместно решать теплофизическую и электрофизическую задачи ввиду того, что термоэмиссионный ЭГК является одновременно ядерным твэлом и электрогенератором.

Конечной задачей тепло- и электрофизического расчета ТРП является получение его выходных вольтамперных характеристик (ВАХ), т. е. зависимости тока от напряжения при заданной тепловой мощности реактора. Знание ВАХ позволяет определить напряжение, ток, выходную электрическую мощность и эффективность преобразования энергии ТРП в рабочем режиме. Одновременно необходимо определить максимальный уровень температуры эмиттеров ЭГК в активной зоне реактора-преобразователя, который не должен превышать предельно допустимого значения для данного материала. Однако, для того, чтобы получить эти важнейшие выходные характеристики ТРП, состоящего из сотен ЭГК, соединенных в сложную электрическую цепь и находящихся в активной зоне (а. з.) ректора при различных уровнях плотности энерговыделения, необходимо провести целую серию теплоэлектрофизических расчетов единичного ЭГК при различных значениях энерговыделения, давления паров цезия в межэлектродном зазоре (МЭЗ) и ряда других внешних параметров.

Очень важное значение имеют теплоэлектрофизические расчеты (в сочетании с прочностными) на этапе проектирования и оптимизации конструкции ЭГК, позволяя во многих случаях значительно сократить объем дорогостоящих стендовых и реакторных испытаний экспериментальных образцов ЭГЭ и ЭГК. Однако для успешного решения этих задач необходимы трехмерные расчетные модели, которые могли бы детально учитывать реальную геометрическую структуру ЭГК, характеризующуюся большим набором тепловых сред разной теплопроводности, сложной формой электродных оболочек, коммутационных перемычек и других конструкционных элементов. Таким образом, фактически речь идет о проверке принимаемых проектных решений по конструкции ЭГК с помощью численного модельного эксперимента.

В настоящее время это стало возможным благодаря развитию информационных технологий и численных методов анализа. Широкое распространение получили интерактивные программы графического представления информации, основанные на решении краевых задач математической физики с помощью метода конечных элементов, такие, как ANSYS, COMSOL, SolidWorks и др. Это позволило более компактно описывать геометрические и физические свойства объектов по сравнению с ранее используемыми методами. В настоящее время численные методы и интерактивная графическая техника составляют единое целое в программах систем автоматизированного проектирования.

Основные уравнения математической модели тепло- и электрофизических процессов, протекающих в единичном ЭГЭ термоэмиссионного ЭГК были

получены Ю. С. Юрьевым в ходе работ по термоэмиссионной ЯЭУ «ТОПАЗ» [1]. Дальнейшее развитие методов численного решения системы нелинейных уравнений ЭГЭ проводилось В. А. Ружниковым [2–4], А. А. Шиманским [5], В. В. Синявским, Ю. В. Бабушкиным, В. П. Зиминым [6–9], В. А. Линником [10], Е. Г. Виноградовым [11] и др.

Первоначально, из-за отсутствия достаточно мощных вычислительных машин, разрабатываемые методы расчета тепло- и электрофизических характеристик ЭГК основывались на аналитическом решении системы уравнений ЭГЭ, что приводило к необходимости упрощения математической модели. В частности, приходилось вводить допущения о линейности локальной ВАХ ТЭП, постоянстве температуры коллектора и плотности эмиссионного тока по длине ЭГЭ [1]. При этих допущениях уравнение теплопроводности для коллектора вообще исключалось из математической модели, а уравнение теплопроводности для эмиттера при условии линеаризации члена, описывающего теплопередачу излучением, и уравнение для межэлектродного напряжения становились линейными и допускали аналитическое решение. Позднее для решения нелинейного уравнения теплопроводности для эмиттера были применены вариационные методы и метод Галеркина [10], позволяющие более точно рассчитать распределение температуры по его длине.

Последующий прогресс в развитии расчетных методов исследования ВАХ ЭГК был связан с разработкой численных методов решения системы нелинейных дифференциальных уравнений ЭГЭ [2–5]. Тем не менее, используемая при расчетах математическая модель тепловых и электрических процессов ЭГЭ, даже при некоторых упрощающих допущениях (азимутальная симметрия, пренебрежение радиальным распределением параметров ввиду «тонкости» электродов и др.) сводится к системе одномерных нелинейных дифференциальных уравнений второго порядка, описывающих только распределение температуры эмиттера, коллектора и разности потенциалов между электродами и их распределение по длине ЭГК. Нелинейность этих уравнений обусловлена наличием теплопередачи между электродами излучением и эмиссионным током электронов. Во все уравнения входит зависимость эмиссионного тока от температуры эмиттера и коллектора, межэлектродного напряжения и ряда других параметров, которая и замыкает эти уравнения в единую систему. Расчет этой зависимости (локальной ВАХ ТЭП) является сложной задачей, требующей рассмотрения элементарных процессов в низкотемпературной плазме МЭЗ, и процессов, протекающих на электродах ТЭП. До настоящего времени эта задача в полном объеме не решена, поэтому экспериментальное определение локальных ВАХ в ходе лабораторных стендовых испытаний ТЭП/ЭГЭ с электронагревом является актуальной задачей.

Расчет ВАХ многоэлементного ЭГК обычно сводится к последовательному расчету ВАХ входящих в него ЭГЭ и их суммированию при заданной величине протекающего электрического тока, одинакового для всех ЭГЭ вследствие их последовательного соединения. Основным блоком расчетной методики является решение системы тепловых и электрических уравнений для ЭГЭ. Приведем в качестве примера типичную одномерную математическую модель ЭГЭ [3, 4], реализованную в расчетном коде «TFEDM», в основе которой лежат следующие упрощающие допущения:

 а) предполагается, что осевая теплопроводность материала топливного сердечника мала, и, таким образом, можно исключить его из рассмотрения, задав распределение плотности теплового потока от сердечника по внутренней поверхности эмиттера;

б) толщина эмиттера, как правило, значительно меньше его радиуса, что позволяет пренебречь распределением температуры и электрического потенциала в эмиттере по его толщине; пренебрегаем также зависимостью этих распределений от азимутального угла; эти допущения сводят задачу для эмиттера к одномерной;

в) температура коллектора обычно незначительно изменяется по его длине, поэтому ее можно для упрощения положить постоянной;

г) зависимость коэффициентов тепло- и электропроводности материалов эмиттера и коллектора от температуры учитывается подстановкой их средних значений по интервалам температуры, характерным для этих элементов ТЭП.

Вводится безразмерная координата по длине эмиттера  $x=z/L_{\Im \Gamma \Im}$ , где  $L_{\Im \Gamma \Im}$  — длина  $\Im \Gamma \Im$ ,  $0 \le z \le L_{\Im \Gamma \Im}$ . Таким образом, безразмерная длина эмиттера будет равна 1. При принятых допущениях уравнение теплопроводности для эмиттера принимает вид:

$$\frac{\lambda_{\rm E}}{L_{\rm 2FP}^2} \cdot \frac{d^2 T_{\rm E}(x)}{dx^2} = q_v(x) = 0; \quad 0 \le x \le 1, \tag{1}$$

где  $T_{\rm E}$  — распределение температуры эмиттера по его длине,  $\lambda_{\rm E}$  — коэффициент теплопроводности эмиттера.

Плотность эффективных внутренних объемных источников тепла в эмиттере  $q_v$  определяется разностью плотности тепловых потоков от топливного сердечника к эмиттеру  $q_f$  и от эмиттера к коллектору  $q_{EC}$ , а также джоулевым тепловыделением в эмиттере  $q_{vi}$  за счет прохождения по нему электрического тока:

$$q_{v} = \frac{1}{\delta_{E}} (q_{f} - q_{EC}) + q_{vi}.$$
<sup>(2)</sup>

Плотность теплового потока с эмиттера на коллектор  $q_{EC}$  складывается из трех компонентов — теплового излучения  $q_r$ , теплопередачи теплопроводностью через пары цезия  $q_{Cs}$  и энергопереноса эмиттированными электронами  $q_j$  (электронное охлаждение эмиттера):

$$q_{EC} = q_r + q_{Cs} + q_j = \sigma \varepsilon \left( T_E^4 - T_C^4 \right) + k_{Cs} \cdot \left( T_E - T_C \right) + j \cdot \left( u + V_B \right), \tag{3}$$

где  $\sigma = 5,67 \cdot 10^{-12}$  Вт/(см<sup>2</sup>·К) — постоянная излучения,  $\varepsilon$  — приведенная степень черноты электродов,  $k_{Cs}$  — эффективный коэффициент теплопередачи через пары цезия в МЭЗ, *j* — плотность электрического тока с эмиттера на коллектор, *u* — межэлектродное напряжение,  $V_B$  — барьерный индекс (сумма потерь напряжения в МЭЗ и при конденсации электронов на коллекторе).

Плотность джоулевого тепловыделения в эмиттере  $q_{vi}$  обусловлена прохождением по нему электрического тока величиной

$$I_E = F_E \int_0^x j(\xi) d\xi , \qquad (4)$$

где  $F_E=2\pi r_E L_{\Im \Gamma \Im}$  — площадь цилиндрической поверхности эмиттера, определяется выражением

$$q_{vi} = \frac{R_E}{\delta_E} \cdot F_E \left(\int_0^x j(\xi) d\xi\right)^2,$$
(5)

где  $R_E = \frac{\rho_E L_{\text{ЭГЭ}}}{2\pi r_E \delta_E}$  — омическое сопротивление материала эмиттера,  $\rho_E$  — удель-

ное электрическое сопротивление материала эмиттера.

На концах эмиттера (x = 0 и x = 1) задаются граничные условия 3-го рода:

$$\frac{\lambda_E}{L_{\Im\Gamma\Im}} \frac{dT_E}{dx}\Big|_{x=0} = \alpha_1 \left(T_E - T_{amb}\right)\Big|_{x=0}; \tag{6}$$

$$\frac{\lambda_E}{L_{\Im \Gamma \Im}} \frac{dT_E}{dx} \bigg|_{x=1} = -\alpha_2 \left( T_E - T_{amb} \right) \bigg|_{x=1},\tag{7}$$

где  $\alpha_1$  и  $\alpha_2$  — эффективные коэффициенты теплоотдачи в торцы эмиттера, значения которых определяются геометрией торцов эмиттера и могут быть определены либо экспериментально, либо расчетным образом с детальным учетом геометрии этих областей. Задание эффективных граничных условий в таком виде исключает из рассмотрения области, прилегающие к торцам эмиттера, и существенно упрощает задачу.  $T_{amb}$  — средняя температура окружения.

Задача для теплового баланса коллектора рассматривается в рамках модели сосредоточенных параметров, т. е. в рамках модели определяется только средняя температура коллектора  $T_{C}$ . Уравнение баланса тепла для определения  $T_{C}$  имеет вид:

$$k_{w}(T_{C} - T_{TH}) = \int_{0}^{1} \left[ q_{f} - j \cdot V_{B} + R_{C}F_{C} \left( \int_{0}^{x} j(\xi)d\xi \right)^{2} \right] dx, \qquad (8)$$

Изменение электрического потенциала вдоль эмиттера и коллектора описывается следующими дифференциальными уравнениями:

$$\frac{d\varphi_E}{dx} = -R_E F_E \int_0^x j(\xi) d\xi , \qquad (9)$$

$$\frac{d\varphi_C}{dx} = -R_C F_E \left( \int_0^1 j(\xi) d\xi - \int_0^x j(\xi) d\xi \right)$$
(10)

где  $R_C = \frac{\rho_C L_{\Im \Gamma \Im}}{2\pi r_C \delta_C}$  — омическое сопротивление материала коллектора,  $\rho_C$  —

удельное электрическое сопротивление материала коллектора,  $\delta_C$  — толщина коллектора.

Дифференцируя выражения (9) и (10) и вычитая их друг из друга, получим дифференциальные уравнения второго порядка, описывающие распределение напряжения в МЭЗ  $u=\varphi_E-\varphi_C$  по длине ЭГЭ:

$$\frac{d^2 u}{dx^2} + (R_E + R_C) \cdot F_E \cdot j = 0; \quad 0 \le x \le 1.$$
(11)

Граничные условия записываются в виде

$$\left. \frac{du}{dx} \right|_{x=0} = R_C \cdot I; \quad \left. \frac{du}{dx} \right|_{x=1} = -R_E \cdot I .$$
(12)

Полный электрический ток *I* связан с распределением плотности тока *j* вдоль ЭГЭ соотношением

$$I = F_E \int_0^1 j dx \,. \tag{13}$$

Выходное напряжение ЭГЭ равно

$$V = u(x=0) - \Delta u_E - \Delta u_K \tag{14}$$

где  $\Delta u_E$  — падение напряжения на эмиттере, которое равно

$$\Delta u_E = R_E F_E \int_0^{1x} \int_0^x j(\xi) d\xi dx , \qquad (15)$$

 $\Delta u_{K} = I \cdot R_{K}$  — падение напряжения на коммутационной перемычке между эмиттером и коллектором ЭГЭ в составе ЭГК.

Таким образом, замкнутая математическая модель для расчета тепловых и электрических характеристик ЭГЭ включает в себя уравнение (1) с граничными условиями (6) и (7) для определения  $T_E(x)$ , уравнение (8) для определения средней температуры коллектора  $T_C$ , уравнение (11) с граничными условиями (12) для определения u(x) и уравнение (15) для определения выходного напряжения элемента. Кроме того, в математическую модель входит блок расчета локальных ВАХ по данным экспериментального атласа ВАХ [12, 13].

Известные в литературе расчетные методики в основном позволяют выполнять оценочные и инженерные расчеты [13]. Этим методикам присущи следующие характерные особенности, существенно снижающие точность расчета:

расчет ЭГК сводится к последовательному расчету входящих в его состав ЭГЭ;

 при построении математических моделей электротеплофизических процессов в ЭГЭ используется ряд упрощающих допущений, сильно влияющих на соответствие используемой модели реальным процессам; – используемые математические модели электротеплофизических процессов в ЭГЭ в большинстве методик являются одномерными;

– для используемых математических моделей электротеплофизических процессов в ЭГЭ характерен некоторый произвол в выборе граничных условий.

Модернизация существующих или создание новых расчетных методик должны идти по пути частичного или полного устранения указанных выше упрощений. Сформулируем минимальный перечень требований к современным расчетным методикам:

переход от одномерного к трехмерному моделированию;

 детальный учет зависимости свойств конструкционных материалов и сред от температуры;

переход от математического моделирования процессов в ЭГЭ к ЭГК в целом;

- возможность проведения расчетов ЭГЭ/ЭГК сложной геометрии;

– возможность «сквозного» расчета для ЭГК, а в перспективе ТРП и ЭУ в целом.

Для решения этой задачи в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» была выполнена модификация стандартного пакета конечно-элементного анализа COMSOL [14, 15].

Разработанный на базе COMSOL программный код COMSOL-ЭГК, оптимизированный под задачи расчета термоэмиссионных ЭГК, предоставляет пользователям полный спектр инструментов для решения поставленной задачи: построение трехмерной геометрической модели, описание физических процессов на языке математической физики, построение конечно-элементной расчетной сетки геометрической модели, расчет и постобработка результатов расчета. Программный комплекс позволяет моделировать физические процессы электромагнетизма и сопряженного теплообмена в трехмерной геометрии как в пределах одного ЭГЭ, так и внутри коммутационного пространства ЭГК. Важным достоинством описываемого кода является возможность прямого использования чертежей различных ЭГК, выполненных, например, в среде автоматизированного проектирования AutoCAD.

СОМЅОL-ЭГК реализует методику расчета тепло- и электрофизических характеристик ЭГК и термоэмиссионной электрогенерирующей системы (ТЭС) в целом на основе трехмерной математической модели с возможностью использования в качестве исходных данных атласа экспериментальных изотермических ВАХ ТЭП в широком диапазоне изменения таких параметров, как температуры электродов, давление паров цезия и ряда других. Методика предназначена для обоснования проектных решений перспективных термоэмиссионных КЯЭУ, а также наземных ТЭС с ядерным или неядерным нагревом эмиттеров.

В численный алгоритм кода внедрены решения уравнений для электрического потенциала, генерации тока, переноса энергии тепловым излучением и электронами эмиссии, джоулева тепловыделения в электропроводящих материалах. С помощью программного кода COMSOL-ЭГК также можно моделировать практически все физические процессы, которые описываются уравнениями в частных производных. Далее задачи решаются методом конечных элементов. Имеются также дополнительные средства для моделирования: средства для геометрических построений, генераторы сетки, инструменты постобработки и т. п.

Этапы моделирования ЭГК проводятся в следующей последовательности:

 выбор размерности физической модели (1D, 2D или 3D), определение физического раздела (сопряженный стационарный анализ температурных и электрических полей);

определение рабочей области и построение геометрической модели ЭГК;

 задание исходных данных и зависимостей переменных от координат и времени;

задание дискретных экспериментальных изотермических ВАХ ТЭП;

 указание теплофизических и электромагнитных свойств конструкционных материалов и начальных условий;

– задание граничных условий (объемные источники тепла, тепловые потоки через моделируемые поверхности ЭГК, источники электрического тока, заземле-



Рис. 1. Расчетная модель девятиэлементного унифицированного ЭГК, разработанная в программной среде COMSOL-ЭГК: 1 – цезиевая среда; 2 – ядерное топливо; 3 – эмиттер; 4 – коллектор; 5 – коллекторный пакет; 6 – газоотводящее устройство; 7 – межэлектродная коммутационная перемычка ние и др.);

 – генерация конечно-элементной расчетной сетки модели;

 определение параметров решающего устройства и запуск расчета;

постобработка полученных результатов.

В качестве примера для трехмерного численного моделирования с помощью программного кода COMSOL-ЭГК была использована базовая конструкция девятиэлементного ЭГК для ряда термоэмиссионных КЯЭУ второго поколения (так называемый унифицированный ЭГК) [16].

Расчетная модель ЭГК представлена на рис. 1. Эта модель многоэлементного ЭГК имеет 2D-осесимметричное приближение. На рисунке представлен общий вид расчетной модели, а также более детальный вид ЭГЭ и области его межэлектродной коммутации.

Разбиение геометрической модели ЭГК на конечные элементы производится программой COMSOL-ЭГК в полуавтоматическом режиме с выбором типа разбиения (квадратная или треугольная форма расчетных ячеек), а также минимального и максимального размера ячеек, который варьировался для различных сред расчетной сетки. Фрагмент созданной расчетной сетки представлен на рис. 2. Основным результатом расчетов электротеплофизических характеристик ЭГК с помощью программного кода COMSOL-ЭГК являются стационарные двумерные распределения температуры, потенциала и плотности генерируемого тока. Программа также позволяет рассчитывать распределение тепловых потоков в любой рассматриваемой области задачи, например, тепловой поток через МЭЗ. По найденным распределениям определяются такие выходные характеристики ЭГК, как изомощностая BAX, электрическая мощность, КПД преобразователя и ряд других.

На рис. 3—4 представлены распределения температурного поля по конструкционным элементам отдельного термоэмиссионного ЭГЭ и девятиэлементного ЭГК в целом. На рис. 5 показаны расчетные изомощностные ВАХ ЭГК, а на рис. 6— зависимости выходной электрической мощности ЭГК от тока для различных материалов электродных пар.

Использование программного кода COMSOL-ЭГК для расчетов электротеплофизических характеристик многоэлементного термоэмиссионного ЭГК в трехмерной постановке показало достаточную гибкость и эффективность этой методики, позволяющей во всей полноте учесть реальную конструкцию ЭГК и разнообразие физических свойств материалов его конструктивных элементов.

Моделирование тепловых и электрических характеристик многоэлементного ЭГК с помощью программного кода COMSOL-ЭГК открывает путь к полноценному исследованию термомеханических напряженно-деформированных

▲2580

2400

2200

2000

1800

1600

1400

1200

1000

800

₹754

0.4

0.2



Рис. 2. Фрагмент сгенерированной расчетной сетки геометрической модели ЭГК



0

-0.02

Рис. 4. Распределение температурного поля многоэлементного ЭГК при величине протекающего электрического тока 100 А (электродная пара Pt-BX2У [13])

2580

2400

2200

2000

1800

1600

1400

1200

1000

800

754

0.02

состояний конструкционных элементов и сред ЭГК в трехмерной постановке, что является одной из приоритетных задач при обосновании ресурсных характеристик ЭГК и термоэмиссионной ЯЭУ в целом. Использование этого программного кода может сыграть важную роль в разработке методов прогнозирования ресурса термоэмиссионных ЭГК по результатам петлевых реакторных испытаний на укороченной временной базе.



Рис. 5. Изомощностные ВАХ ЭГК для различных материалов электродных пар



*Рис. 6.* Зависимость выходной электрической мощности ЭГК от тока для различных материалов электродных пар

## Методы нейтронно-физического расчета и оптимизации активной зоны термоэмиссионного реактора-преобразователя

В связи со спецификой применения термоэмиссионных ЯЭУ на них накладываются ограничения, прежде всего, по массогабаритным параметрам. Следовательно, задача нейтронно-физического расчета — выбрать такую конфигурацию активной зоны, которая удовлетворяла бы поставленным условиям по тепловой мощности, запасу реактивности, обеспечении безопасной эксплуатации, а с другой стороны имела бы минимально возможные габариты и массу. Такая задача является по сути оптимизационной и может быть решена с применением соответствующих математических методов. Из-за отсутствия мощных вычислительных устройств, первоначально для решения задач оптимизации применялись аналитические методы.

При всем разнообразии используемых аналитических методов, возможность их широкого применения ограничивалась временными затратами на необходимые расчеты, а также несовершенным математическим аппаратом, не позволяющим в полной мере решать данные задачи. Основным недостатком аналитических методов является необходимость задания оптимизируемой функции в явном виде. Такая функция должна быть непрерывной и дифференцируемой, поэтому реакторные оптимизационные задачи по возможности упрощались, например, гомогенизировалась расчетная система (состав активной зоны) или рассматривалась простая геометрия (плоский или цилиндрически симметричный реактор) [17, 18].

Расчет нейтронно-физических характеристик ТРП изначально проводился по одномерным программам в рамках  $P_3$ -приближения. В гомогенной модели невозможно было учесть многие особенности малогабаритных реакторов. В частности, не было возможности точно моделировать располагающиеся в отражателе поворотные цилиндры регулирования реактивности. Расчеты проверялись экспериментально на физических стендах. Основываясь на данных экспериментов, для оптимизации эффективного коэффициента размножения нейтронов ( $k_{eff}$ ) определялась функция эффективности топлива, которая показывала, насколько изменяется  $k_{eff}$  реактора при перераспределении топлива по объему активной зоны. Функция эффективности топлива определялась дифференцированием кривой зависимости  $k_{eff}$  от положения топлива в активной зоне [19, 20].

С развитием вычислительных машин и методов расчета ядерных реакторов более широко стали применяться алгоритмы, основанные на применении метода Монте-Карло. Применяемые в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» современные расчетные программы, основанные на методе Монте-Карло (ММК), такие как ММКFК-2 [21] и МСNР [22], позволяют детально воспроизводить компоновку активной зоны термоэмиссионного реактора, в состав которого также входят торцевой и боковой отражатели, поворотные органы регулирования, коллекторы теплоносителя. При моделировании учитывается изотопный состав материалов конструкционных элементов, положение органов регулирования, наполненность каналов теплоносителем и др. Пример расчетной модели реактора «ТОПАЗ» построенной в программном комплексе МСNP показан на рис. 7.

Также достаточно детально учитываются особенности конструкции ЭГК. В состав расчетной модели ЭГК входят ядерное топливо, эмиттер, слои коллекторного пакета, система отвода газообразных продуктов деления, коммутационные перемычки между отдельными ЭГЭ, торцевые отражатели нейтронов и т. д. В некоторых случаях, для ускорения счета, коммутационные перемычки представляют в виде гомогенной смеси. На рис. 8 представлен фрагмент характерной расчетной модели такого ЭГК. Такое детальное представление ЭГК необходимо, в том числе, и для получения распределения энерговыделения по высоте и диаметру топливных элементов, которое необходимо для электротеплофизического расчета (см. выше).



Рис. 7. Расчетная модель ТРП «ТОПАЗ», построенная в программном комплексе MCNP





Таким образом, расчет реактора подразумевает изменение множества параметров, поэтому подбор компоновки активной зоны, толщины отражателя и др. параметров для удовлетворения поставленным условиям является сложной нетривиальной задачей.

Наряду с развитием вычислительных методов, появились новые методики оптимизации. Одним из таких методов является генетический алгоритм (ГА). ГА — адаптивный метод поиска, основанный на механизмах и методах эволюции и генетических процессах. Подбор вариантов решений происходит с помощью математических формул, описывающих такие природные механизмы как скрещивание и мутации, на которые, в свою очередь, влияет окружающая среда [23].

Так скрещивание или рекомбинация применяется для получения новых значений параметров. Смысл рекомбинации заключается в том, что созданные новые решения должны наследовать информацию от предыдущих решений. В нашем случае скрещивание применяется по следующей формуле:

#### Потомок = Родитель 1+ a·(Родитель 2 — Родитель 1),

где множитель а — случайное малое число.

Следующий применяемый оператор — мутация. Данный оператор необходим для «выбивания» популяции из локального экстремума и препятствия

преждевременной сходимости. Для мутации нужно определить величину шага мутации — число, на которое изменится значение решения. Оператор мутация может быть представлен следующей формулой:

#### Новая переменная = Старая переменная $\pm \delta$ ,

где δ — случайная малая величина в интервале [0, 1], отвечающая за изменения при мутировании [24].

Схема работы реализованного в компьютерном коде алгоритма показана на рис. 9.

Здесь под пригодностью понимается значение целевой функции; родители — решения, используемые для расчета новых решений; новая популяция набор новых решений.

Важной особенностью ГА является то, что он не требует явного задания оптимизируемой функции и способен работать напрямую с численными решениями уравнения переноса, получаемыми из расчетной программы (например, из расчетов ММК).

Удачным подходом стало соединение кода для расчета реактора и оптимизационной методики, оперирующей непосредственно размерами конструктивных элементов активной зоны и реакторными функционалами, получаемыми в расчете.

На основе данных, заданных пользователем, разработанная программа подготавливает набор начальных точек, далее, применяя операторы генетического алгоритма, количество вариантов решений увеличивается в несколько раз. Затем программа автоматически запускает расчет всех этих вариантов с применением расчетного кода. По результатам расчета проводится оценка удовлетворения поставленным условиям и делается вывод о выполнении поставленной задачи. ГА применяется для анализа, полученных в результате расчетов реактора, информации и выработки на основе этого анализа рекомендаций по изменению параметров конструкции.

При разработке термоэмиссионного реактора-преобразователя важной задачей является снижение коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны ( $K_r$ ), так как высокий  $K_r$ влияет на скорость деградации характеристик ЭГК, что негативно отражается на способности реактора-преобразователя обеспечивать необходимую электрическую мощность [24].

ЭГК в ТРП располагаются, как правило, по концентрическим окружностям.



Рис. 9. Схема работы генетического алгоритма

От их расположения зависит запас реактивности реактора и энерговыделение в каждом ЭГК. При этом, как показывают результаты расчетов, уменьшение радиального коэффициента неравномерности энерговыделения приводит к снижению запаса реактивности реактора, т. е. задача, состоит в том, чтобы найти такое расположение ЭГК, при котором коэффициент неравномерности будет низким, а запас реактивности достаточным.

При моделировании активной зоны положение ЭГК задается двумя координатами. Эти координаты рассчитываются из значения радиуса окружности расположения ЭГК и их количества на отдельной окружности. Таким образом, оптимизационными параметрами становятся значения радиусов окружностей расположения ЭГК и количество ЭГК на каждой из окружности. Также параметры могут быть дополнены, например, радиусом активной зоны, обогащением топлива, углом поворота окружностей друг относительно друга (см. рис. 10).

На все параметры могут быть наложены ограничения, например, минимально возможное расстояние между ЭГК соседних окружностей, минимальное соотношение радиуса активной зоны и радиуса периферийной окружности расположения ЭГК и др.

Таким образом, решаемую оптимизационную задачу можно представить в следующим виде:

$K_{eff} \rightarrow \max$		$K_r \rightarrow \min$
$K_r \leq K_{r\min}$	ИЛИ	$K_{e\!f\!f}\!\ge\!K_{e\!f\!f\! m min}$
$R_{i+1} - R_i \ge d$		$R_{i+1} - R_i \ge d$

где  $K_{rmin}$  и  $K_{effmin}$  — минимальное значение коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу реактора и минимально допустимое значение коэффициента размножения нейтронов соответственно;  $R_i$  — значение радиуса окружности расположения ЭГК; d — минимально допустимое расстояние между ЭГК.



*Рис. 10.* Оптимизационные параметры ТРП [25]:

 $R_i$  – радиус *i*-го кольца расположения ЭГК;  $R_{a3}$  – радиус активной зоны реактора;  $R_{cb}$  – радиус стержня безопасности;  $X_i$  – обогащение по <sup>235</sup>U;  $\alpha_i$  – угол поворота

Результатом работы программы является численные значения параметров, отвечающих за такую компоновку активной зоны реактора, расчетные значения функционалов которого отвечают поставленным требованиям.

Важным практическим результатом стало то, что для различных ТРП космического назначения удалось получить снижение радиального коэффициента неравномерности энерговыделения с 1,3 до 1,09 [26], что приводит к увеличению вырабатываемой мощности, при этом запаса реактивности достаточно для полной кампании. Распределение относительной мощности ЭГК в исходном и оптимизированных вариантах компоновки активной зоны ТРП показаны на рис. 11.

Применяемый подход позволяет наиболее полно исследовать оптимизационное пространство, а значит получать наилучшие из возможных решений, что особенно важно для малогабаритных термоэмиссионных ЯЭУ.



Рис. 11. Распределение относительной мощности ЭГК

# Методы нейтронно-физического расчета и оптимизации теневой радиационной защиты термоэмиссионного ядерного реакторапреобразователя

В общем контексте проектирования КЯЭУ радиационная защита занимает особое место так как в ряде случаев именно ее габариты и масса определяют принципиальную возможность реализации проекта в рамках наложенных ограничений.

Определение габаритов радиационной защиты — это оптимизационная задача, так как с одной стороны необходимо обеспечить определенный уровень излучений на защищаемых объектах, а с другой стороны обеспечить ее минимальное возможные габариты и массу.

Первоначально при оптимизации применялись методы, требующие наличия явного вида уравнения целевой функции, такие как, например, градиентные методы или методы множителей Лагранжа, при этом описания процессов проводилось с помощью сложных систем многогрупповых уравнений. Все это требовало внесения упрощений — ослабление излучения описывалось с использованием экспоненциального приближения, вторичное γ-излучение, вызванное радиационным захватом нейтронов в материалах радиационной защиты, не учитывалось, слои защиты рассматривались целыми, не имеющими каких-либо неоднородностей [27, 28].

С появлением расчетных кодов, основанных на методе Монте-Карло, стало возможным подробное описание радиационной защиты ТРП. В качестве примера на рис. 12 представлена такая трехмерная модель. В модели учитываются проникающие элементы, такие как трубы с теплоносителем, приводы органов регулирования, кроме того радиационная защита разбита на тяжелый, ослабляющий уизлучение, и легкий, ослабляющий нейтроны, компоненты (рис. 13).

Особенностью применимого здесь подхода является то, что для расчета реактора и радиационной защиты применяется один и тот же код. Расчет радиационной защиты происходит при полноценной, без каких-либо упрощений или изменений конечной модели реактора, что позволяет учесть множество тонких факторов и избежать гомогенизации элементов ядерной энергетической установки, вносящей неопределенности в получаемые значения радиационных функционалов [29].



- 1 активная зона,
- 2 орган регулирования,
- 3 боковой отражатель,
- 4 рессора привода органов регулирования.
- 5 теневая радиационная защита,
- 6 труба с теплоносителем,
- 7 привод органов регулирования

*Рис. 12.* Трехмерная модель реактора и радиационной защиты, построенная в программном комплексе MCNP



Рис. 13. Тяжелый и легкий компоненты радиационной защиты

Кроме того, разработан подход, позволяющий значительно снизить время расчета одного варианта компоновки радиационной защиты. Метод последовательных расчетов с весовыми окнами позволяет ускорить сходимость результатов в десятки и сотни раз.

Суть метода состоит в разделении всего объема расчетной модели регулярной независимой сеткой, для всех ячеек которой программным образом рассчитываются функции ценности, являющиеся весовыми окнами для каждой последующей итерации расчета переноса частиц.

Используется следующий алгоритм: проводится расчет ММК в несколько циклов, используя как весовую функцию в каждом последующем цикле решение, полученное на предыдущем после преобразования сервисной подпрограммой. Первое приближение получается в прямом расчете без понижения дисперсии. Неполнота статистики в части фазового пространства на промежуточных циклах компенсируется использованием среднего значения потоков в соседних ячейках, пренебрегая ослаблением в областях с плохой статистикой и тем самым практически гарантируя заниженную оценку ценности и устойчивость счета [30].

Детальное моделирование радиационной защиты позволило создать методику ее оптимизации, основанную на физическом смысле тока контрибутонов. Помещая поверхность *S* в любом месте между ядерным реактором и защищаемым объектом, можно определить значение функционала радиационной нагрузки на защищаемом объекте, а также вклад в него элемента поверхности *S*, что и является током контрибутонов [31].

Если в качестве поверхности *S* выбрать поверхность слоя радиационной защиты и покрыть ее «черным телом» имеющим кольцевой вырез, как это показано на рис. 14, в защищаемые объекты будут попадать только частицы из кольцевой зоны поверхности радиационной защиты, над которой этот вырез расположен. А значения радиационных нагрузок на них равны вкладу данной зоны в результат, получаемый со всей поверхности. Далее, смещая положение кольцевой зоны так, чтобы внутренний радиус выреза на следующем шаге равнялся внешнему, вся поверхность профилируемого слоя радиационной защиты разбивается на центральную окружность и кольцевые зоны, от которых вычисляется их индивидуальный вклад в дозу или флюенс на каждом из защищаемых объектов.

Полученные величины дозовых нагрузок для каждого положения кольцевого выреза делятся на его площадь, приписываются среднему арифметическому его внутреннего и внешнего радиуса и интерполируются. Полученная функция является распределением тока контрибутонов по поверхности радиационной защиты. Распределение тока контрибутонов  $C(\vec{r})$ , рассчитанное для одного из защищаемых объектов, приведено на рис. 15.

Высокие значения вкладов в центре радиационной защиты связаны, в первую очередь, с наличием в защите проникающих конструкций, через которые происходит повышенная утечка излучений, а во вторую — с близостью этой зоны к оси симметрии ЯЭУ, на которой расположен защищаемый объект. Далее защита становится сплошной и вклад во флюенс с единицы поверхности резко уменьшается. С увеличением радиуса он продолжает постепенно уменьшаться вследствие удаления от оси симметрии и ярко выраженной анизотропии рассеяния быстрых нейтронов. Затем удельный вклад снова увеличивается в связи с утечками через трубы системы переноса теплоносителя. А затем продолжает уменьшаться по мере удаления рассматриваемых участков поверхности от оси симметрии реактора. Для защищаемых объектов, не лежащих на оси симметрии ЯЭУ, распределение токов контрибутонов носит похожий характер, с той разницей, что вклады от периферии защиты оказываются заметно больше и даже могут превышать вклад от центральной области. Помимо этого, излучение от различных участков поверхности радиационной защиты по-разному рассеивается и ослабляется подсистемами космического аппарата, расположенными за радиационной защитой.

Полученный таким образом профиль радиационной защиты представлен на рис. 16 и обеспечивает допустимые дозовые нагрузки на защищаемых объектах.



Рис. 14. Схема расчета тока контрибутонов с поверхности непрофилированного слоя



*Рис. 15.* Пример рассчитанного распределения тока контрибутонов по поверхности слоя радиационной защиты как функция площади поверхности слоя

Другим подходом к оптимизации радиационной защиты, разработанным в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», является, как и в случае оптимизации активной зоны (см. выше), соединение расчетного кода с оптимизационной методикой [32].

Этот подход позволяет максимально точно учитывать влияние на перенос излучения многочисленных неоднородностей в радиационной защите (рис. 12, 13), а также влияние элементов комического аппарата, расположенных за защитой. Кроме того, данная методика не требует какого-либо аналитического описания зависимости



*Рис. 16.* Профилированный легкий компонент радиационной защиты ЯЭУ

целевой функции от варьируемых параметров. Как следствие, она исключает модельную погрешность, а также погрешность косвенных расчетов, вызванную математическими операциями над величинами, определенными с погрешностью.

На рис. 17 показаны основные элементы, влияющие на габариты и массу радиационной защиты. Толщины легкого и тяжелого элемента защиты, угол тени на защищаемый объект — параметры, за изменение которых отвечает оптимизационный алгоритм.

В качестве ограничений в данной задаче при поиске минимума массы защиты могут быть заданы максимальные потоки нейтронов и γ-частиц на защищаемом объекте. В случае поиска минимальных значений потоков нейтронов и



Рис. 17. Основные элементы, влияющие на габариты и массу радиационной защиты: ЛКЗ – легкий компонент защиты, ТКЗ – тяжелый компонент защиты, Рс – рассеиватель (крупногабаритный элемент установки), ЗО – защищаемый объект, ТО – тень на ЗО, Т1 – тень на Рс, Т2 – оптимальная тень



γ-квантов максимально допустимая масса защиты также может быть задана в качестве ограничения.

На рис. 18 представлены результаты работы программы для задачи оптимизации профиля и толщины легкой радиационной защиты термоэмиссионного реактора при наличии крупногабаритного рассеивателя. При оптимизации конус радиационной защиты разбивался на блоки. Высоты каждого блока являлись параметрами оптимизации и варьировались независимо друг от друга. Также в качестве параметра оптимизации выбран угол тени радиационной защиты. В результате расчетов удалось снизить массу радиационной защиты на 42 кг.

Полученные результаты свидетельствуют о хорошей применимости разработанных алгоритмов и компьютерных кодов к задачам оптимизации радиационной защиты и возможности осуществления с их помощью оптимального поиска в автоматическом режиме. Применение разработанной методики позволяет добиться снижения массы радиационной защиты уже после нахождения ее оптимальной компоновки и учесть требования к допустимым радиационным нагрузкам одновременно нескольких защищаемых объектов.

#### Заключение

На протяжении более 60 лет в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» накапливаются знания о процессах термоэмиссионного преобразования тепловой энергии в электричество, физике активной зоны малогабаритных реакторов, прохождении излучения через вещество. Все эти знания в соединении с современными расчетными кодами, новыми математическими методами позволяют проводить физико-техническое обоснование разработки и эксплуатации инновационных космических ядерных энергетических установок с прямым преобразованием тепловой энергии в электричество. Такие КЯЭУ, несомненно, будут востребованы для решения новых задач, появившихся со вступлением мировой космической индустрии в эру, названную Космос 2.0.

# Список литературы

- Пупко В.Я., Юрьев Ю.С. и др. Некоторые проблемы разработки термоэмиссионного реактора преобразователя : Препринт ФЭИ-27, Обнинск, 1965. — 20 с.
- Дмитриев В.М., Ружников В.А. Оптимизация геометрического профилирования в термоэмиссионных электрогенерирующих каналах : Препринт ФЭИ-704, Обнинск, 1976.
- Ружников В.А. Численный метод совместного решения тепловой и электрической задач для термоэмиссионного электрогенерирующего канала : Препринт ФЭИ-774, Обнинск, 1977.
- Ружников В.А. Методы расчета тепловых и электрических характеристик систем прямого преобразования энергии. Ч.1. Термоэмиссионный электрогенерирующий канал ЭГК : Учебное пособие, Обнинск: ФЭИ, 2001. — 25 с.
- 5. Шиманский А.А. Эффективный алгоритм расчета ВАХ и температурных полей термоэмиссионного ЭГК на основе одномерной математической модели // Сборник тезисов докладов конф. «Ядерная энергетика в космосе», Обнинск, 1990. С. 316.
- 6. Синявский В.В. Методы определения характеристик термоэмиссионных твэлов. М.: Энергоатомиздат, 1990, 184 с.
- Бабушкин Ю.В., Зимин В.П., Синявский В.В. Моделирующая система КОРТЕЅ для исследования тепловых и электрических процессов в термоэмиссионных системах преобразования энергии // Ракетно-космическая техника, серия XII, 1998. — Вып. 1-2. — С. 60–78.
- Синявский В.В., Савинов А.П., Алимов В.И. и др. Имитационная модель взаимосвязанных нейтронно-физических, тепловых и электрических процессов для исследования статических, динамических и ресурсных характеристик термоэмиссионного реактора-преобразователя на быстрых нейтронах // Ракетно-космическая техника, серия XII, 1996. — Вып. 2-3. — С. 49–3.
- 9. Бабушкин Ю.В., Мендельбаум М.А., Савинов А.П. и др. Алгоритм расчета характеристик термоэмиссионных электрогенерирующих сборок // Известия АН СССР. Энергетика и транспорт, 1981. — № 2. — С. 115–122.
- Линник В.А. Расчетно-теоретические методы исследования выходных характеристик термоэмиссионных электрогенерирующих элементов, электрогенерирующих сборок (каналов) и реакторов преобразователей космических ЯЭУ :Препринт ФЭИ-3058. Обнинск, 2005. — 70 с.
- Виноградов Е.Г., Ярыгин В.И. Методика расчета электротеплофизических характеристик термоэмиссионного электрогенерирующего канала: Учебное пособие. Обнинск: ИАТЭ, 2008. — 40 с.

- 12. Виноградов Е.Г., Миронов В.С., Смольникова Г.И., Юферов А.Г., Ярыгин В.И. Банк данных вольтамперных характеристик термоэмиссионного преобразователя // Атомная энергия. 2000. Т. 89. № 1. С. 71–74.
- Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии. — М.: НИЯУ МИФИ, 2016. — 364 с.
- 14. Официальный сайт-обозреватель САD, САЕ и САМ тематик. Обзор программных продуктов реализующих САD, САЕ-технологии. URL: http://www.procae.ru/articles/15/13.html?showall=1. Дата обращения: 15.12.2011.
- Полоус М.А., Ярыгин В.И., Виноградов Е.Г. Программный комплекс для трехмерного численного расчета тепловых и электрических характеристик многоэлементного электрогенерирующего канала термоэмиссионной ЯЭУ // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2012. — № 2. — С. 151–160.
- 16. Выбыванец В.И., Гонтарь А.С., Еремин С.А. и др. Базовый электрогенерирующий канал двухрежимных термоэмиссионных ЯЭУ. Научно-технические проблемы разработки и создания // Сб. докладов Междунар. конф. «Ядерная энергетика в космосе 2005», Москва-Подольск, 2005. — Т. 1. — С. 79–82.
- 17. Рудик А.П. Оптимальное расположение ядерного горючего в реакторе. М.: «Атомиздат», 1974. 68 с.
- Пупко В.Я., Кузмин В.И. Использование функционалов теории возмущений для минимизации загрузки реакторов с произвольным спектром нейтронов // Атомная энергия том 24. — 1968. — Вып.3. — С. 231–234.
- 19. Кузнецов В.А., Грязнов Г.М., Артюхов Г.Я. и др. Разработка и создание термоэмиссионной ядерно-энергетической установки «ТОПАЗ» // Атомная энергия. 1974. Т. 36. Вып. 6. С. 450–456.
- 20. Артюхов Г.Я., Истомина И.В., Макаренков Ю.Д. Максимизация КЭФ в гетерогенном реакторе перераспределением горючего в твэлах // Атомная энергия. 1974. Т. 37. Вып.2. С. 135–138.
- Полевой В.Б., Леонтьев В.В., Овчинников А.В. и др. Базовый пакет программ комплекса MMKFK-2 для решения методом Монте-Карло задач переноса нейтронов в физике реакторов (MMKFK-2-BASE). ОФАП ЯР, No 00371, М., 1996.
- 22. MCNP General Monte Carlo N-Particle Transport code. LA-12625-M, Vers. 4B, 1997.
- Гладков Л.А., Курейчик В.В., Курейчик В.М. Генетические алгоритмы. М.: ФИЗМАТЛИТ, 2010. — 368 с.
- Алексеев П.А. Поиск оптимальной схемы расположения ЭГК в активной зоне термоэмиссионного реактора-преобразователя космического назначения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 2. – С. 51-60.
- 25. Алексеев П.А. Развитие методики оптимизации активной зоны термоэмиссионного реактора-преобразователя космического назначения // Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 год : Научно-технический сборник. Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 2012. С. 381–388.

- Алексеев П.А. Создание цифрового помощника выполнения проектных расчетов // Сборник тезисов VIII научно-практической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли. — С.-Пб.: Медиапапир, 2019. — С. 96–97.
- 27. Shefield R. D. Shield System Optimisation Gradient Non Sinear programming Report NARF-57-62T (MR-N-207), Convair, 1957.
- Орлов В. В., Абагян А. А., Федоренко Р. П., Дубинин А. А., Суворов А. П. Оптимизация физических характеристик защиты от излучений // Вопросы физики защиты реакторов. Сб. статей. Вып. 2. Атомиздат, 1966 г., с. 5–21.
- Пышко А.П., Плотников А.Ю. Расчет и оптимизация радиационной защиты перспективных космических ЯЭУ // Атомная энергия. — 2004. — Т. 97. — Вып. 1. — С. 46–54.
- 30. Чернов С.В., Сонько А.В., Хоромский В.А. Расчет полей излучений методом итераций «весовых окон» в проекте АСММ 10/100 кВт // Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях: Сборник тезисов докладов 10-й юбилейной Российской научной конференции. — Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», 2015. — С. 9–10.
- Ехлаков И.А., Пышко А.П. Метод расчета тока контрибутонов с использованием «черного тела» в задачах радиационной защиты КЯЭУ. Там же. — С. 15–16.
- 32. Ехлаков И.А., Пышко А.П. Автоматизированная методика поиска оптимальной компоновки радиационной защиты. Там же. С. 14–15.

# Измерение сечения реакции (*n*, α) для ряда конструкционных элементов

В. А. Хрячков, Т. А. Хромылёва, И. П. Бондаренко, А. Ф. Гурбич, В. В. Кетлеров, П. С. Прусаченко

Несмотря на то что конструкционные материалы широко используются в ядерной энергетике, данные для сечения реакции  $(n, \alpha)$ , приведенные в разных библиотеках, значительно расходятся. Поэтому для их уточнения необходимы новые экспериментальные данные. К сожалению, в результате  $(n, \alpha)$  реакции для многих элементов конструкционных материалов остаточные ядра, образовавшиеся в выходном канале, нерадиоактивные, поэтому классический метод активации не может быть использован. В ФЭИ был разработан новый спектрометр для измерения сечения  $(n, \alpha)$  реакции.

### Экспериментальная установка

Мишени располагались в ионизационной камере с сеткой Фриша (рис. 1). Ионизационная камера заполнялась газовой смесью 97% Kr+3%CH<sub>4</sub> или 97% Kr+3% CO<sub>2</sub> под давлением 3 атм. При взаимодействии быстрых нейтронов с газами CH<sub>4</sub> и CO<sub>2</sub> образуется большое число фоновых частиц. Для метана это протоны, а для углерода  $\alpha$ -частицы из реакции <sup>16</sup>O( $n, \alpha$ ). В зависимости от величины энергии реакции Q выбиралась более удобная газовая смесь. Использование методов цифровой обработки сигналов позволило выделять полезные события из большого числа фоновых импульсов.

Предыдущий опыт расположения мишени на катоде камеры показал, что в процессе облучения камеры быстрыми нейтронами материал катода становится интенсивным источником  $\alpha$ -частиц, появившихся в результате ( $n, \alpha$ ) реакции на компонентах материала катода и на кислороде и азоте, растворенных на его поверхности.



Рис. 1. Схема конструкции детектора:

1 – твердая мишень; 2 – мишень <sup>238</sup>U; 3 – анод ИИК; 4 – общий катод;

5 - сетка Фриша; 6 - охранные электроды; 7 - делитель, 8 - золотые нити

Для минимизации фона был использован опыт, полученный при исследовании компонентов рабочего газа ионизационной камеры [1, 2]. Мишень крепилась на золотых нитях в области первого охранного электрода камеры и находилась в пространстве между катодом и сеткой на расстоянии 1 см от катода (рис. 1). Золотые нити служили не только для крепления мишени, но и для сохранения электрического потенциала, соответствующего положению мишени.

В этих условиях сигналы от  $\alpha$ -частиц, генерируемых на поверхности мишени, можно отличить от сигналов частиц, которые появились на катоде камеры или в рабочем газе. Для этого необходимо определять время дрейфа электронов, наиболее удаленных от анода. Если  $\alpha$ -частица образовалась на катоде, последние электроны начинают движение из области вблизи катода, то есть преодолевают расстояние 4 см. Когда частица стартует с поверхности мишени, электроны должны преодолеть расстояние 3 см.

Анализ времени дрейфа позволяет разделять частицы по месту их рождения и таким образом уменьшать фон от паразитных реакций. Такой подробный анализ формы анодного и катодного сигналов может выполняться только с использованием цифровой обработки сигналов.

Сигналы от анода и катода ионизационной камеры после усиления подавались на оцифровщик формы импульсов LeCroy 2262, который трансформировал входной сигнал в последовательность чисел, соответствующих амплитудам сигнала в разные моменты времени (рис. 2). Оцифрованные сигналы сохранялись на жестком диске компьютера для дальнейшей обработки.



Рис. 2. Блок-схема детектора и электроники: ЗЧПУ – зарядочувствительный предусилитель; СУ – спектрометрический усилитель; Д – дискриминатор; БЗ – блок задержки; ОФИ – оцифровщик формы импульсов; БУ – быстрый усилитель

Измерения, описанные в этой работе, были выполнены на ускорителе ЭГ-1 ГНЦ РФ – ФЭИ. Нейтроны генерировались в реакции D(d, n) на твердой дейтериевой мишени толщиной 1 мг·см<sup>-2</sup>.

Для мониторирования нейтронного потока использовалась ионизационная камера с тонким слоем <sup>238</sup>U. Мишень урана-238 монтировалась на общий катод двух камер в back-to-back геометрии с главной камерой (рис. 1). Содержание изотопа <sup>238</sup>U в мишени составляло 99,99%. Масса мишени <sup>238</sup>U определялась методом  $\alpha$ -спектрометрии и составляла 4,60 мг. Мертвое время основной и мониторной камеры было одинаковым. Нейтронный поток измерялся в области, очень близкой к местоположению мишени. Коррекция разности позиций урана и изучаемой мишени (1 см) проводилась на стадии обработки.

#### Обработка данных

Разработанное программное обеспечение позволяет извлекать из цифровых сигналов следующую информацию: амплитуды анодного и катодного сигналов, а также время их начала и окончания. Комбинированный анализ информации, полученной для каждого события, позволяет определить энергию частицы, место ее рождения и ее тип. Каждый из измеренных параметров позволяет значительно уменьшить фоновый вклад и, как следствие, повысить надежность определения количества событий, принадлежащих исследуемой реакции.

Такой способ сбора и обработки сигналов позволяет определить сразу несколько параметров записанного события, таких как амплитуда сигнала, дрейф электронов на анод, длина проекции трека частиц на оси камеры. На рисунке 3 показан двумерный спектр, где ось X представляет собой амплитуду анодного сигнала, ось Y — время дрейфа электронов. Из рисунка видно, что все события делятся на 3 группы: события, которые произошли на катоде (верхняя часть спектра), события, которые произошли в исследуемой мишени (средняя часть спектра), и события, произошедшие в рабочем газе (в нижней части спектра).



Рис. 3. Двумерный спектр, полученный после подавления фона
Выбрав окно для параметра «время дрейфа электрона», мы можем выбрать события от изучаемой мишени (показано на рисунке 3 пунктирной линией). Этот метод позволяет существенно подавить вклад фоновых реакций, происходящих на конструкционных элементах камеры и в рабочем газе. На рисунке 4 показан двумерный спектр, где ось Х представляет собой амплитуду анодного сигнала, а ось У — время нарастания анодного сигнала. Параметр времени нарастания анодного сигнала позволяет отделить частицы разных типов. Действительно, параметр времени нарастания анодного сигнала непосредственно связан с проекцией траектории частиц на оси симметрии камеры. При одинаковой амплитуде анодного сигнала (энергия частицы) более легкие частицы будут иметь больший пробег. На рисунке 4 видна группа частиц с малым пробегом (α-частицы) и с длинным пробегом (протоны и электроны). Для α-частиц (из-за их короткого пробега в газе) значение параметра «время нарастания анодного сигнала» небольшое. Вырезая частицы с большими значениями времени нарастания анодного сигнала, мы отделяем события, вызванные частицами, отличными от α-частиц. Этот способ выбора событий позволяет нам уменьшить фон и отличить события, соответствующие исследуемой реакции.

На рисунке 5 представлен двумерный спектр с осями «амплитуда анодного сигнала — время нарастания анодного сигнала», полученный для <sup>60</sup>Ni после подавления фона. Методы, использованные при обработке спектра, позволяют существенно подавить фон и выделить события, связанные с изучаемой реакцией.

Спектры, представленные на рисунках 3, 4, 5, были получены при использовании добавки метана в рабочий газ. На рисунке 4 область α-частиц — ниже красной пунктирной линии, а область протонов — выше.

Совместный анализ спектров, представленных на рисунках 3 и 4, позволяет сделать вывод, что нижний максимум относится к фоновым протонам и α-частицам, возникающим на поверхности сетки Фриша и анода, а также к протонам отдачи, достигающим анода (стеночный эффект). Верхний максимум относится





*Рис.* 4. Двумерный спектр, полученный для энергии нейтронов 6,5 МэВ

*Рис.* 5. Двумерный спектр, полученный для <sup>60</sup>Ni при энергии нейтронов 6,5 МэВ

к событиям, возникшим возле катода. Скорее всего, это фоновые протоны и αчастицы, возникающие на поверхности катода.

Традиционно электроды ионизационной камеры изготавливают из нержавеющей стали. Этот материал устойчив к коррозии и позволяет достичь хорошего вакуума в камере. Однако для изучения  $(n, \alpha)$  реакции для изотопов железа, хрома и никеля нержавеющая сталь явно не подходит, поскольку содержит намного больше изучаемых ядер, чем тонкая спектрометрическая мишень. Для решения этой проблемы были использованы кадмиевые электроды, которые закрывали поверхность, обращенную к чувствительному объему камеры. Сечение  $(n, \alpha)$  реакции для природного железа и кадмия показаны на рис. 6. На рисунке видно, что использование кадмия может значительно уменьшить фон от электродов камеры во всем изучаемом диапазоне энергий нейтронов.

Для всех измерений сечения реакции были выполнены расчеты погрешности. При расчете погрешности учитывались следующие составляющие:

1) неопределенность в определении атомов урана (0,36%);

2) неопределенность, связанная с измерением массы исследуемых мишеней (6%);

3) погрешность в определении числа осколков деления из-за перекрытия осколков деления и спектров спонтанного распада  $\alpha$ -частиц <sup>238</sup>U в области низких энергий (1,54%),

4) неопределенность в определении сечения деления <sup>238</sup>U (1%).

Помимо систематических ошибок были учтены статистические погрешности, связанные с количеством зарегистрированных α-частиц и осколков деления. Значение статистической погрешности варьировалось от 2 до 15 %.

В экспериментах использовались мишени разной массы. Изотопный состав используемых мишеней представлен в таблице 1.



Рис. 6. Оцененные сечения (n, а) реакции для природного железа и кадмия

## Таблица 1.

Target Fe-54				
54	56	57	58	
94,6	5,1	0,3	_	
		Target Fe-57		
54	56	57	58	
7,3	3,2	88,6	0,9	
		Target Cr-50		
50	52	53	54	
96,8	2,98	0,18	0,04	
Target Cr-52				
50	52	53	54	
0,1	99,5	0,3	0?1	
Target Cr-53				
50	52	53	54	
6,2	0,2	92,8	0,8	
Target Ni-60				
58	60	61	62	64
2,9	95,4	0,5	0,4	0,8
Target Zn-64				
64	66	67	68	70
98,3	0,9	0,5	0,2	0,1
Target Ti-47				
46	47	48	49	50
3,6	76,1	14,8	2,7	2,8

Изотопный состав мишеней

### Результаты

Разработанный метод был использован для измерения сечения реакции  $^{54}$ Fe(n,  $\alpha$ ) $^{51}$ Cr. Результаты показаны на рисунке 7. Для этой реакции существует ряд экспериментов, проведенных с использованием классического метода активации, и их результаты находятся в хорошем согласии друг с другом. Это позволяет использовать данную реакцию в качестве стандарта для подтверждения правильности процедур определения количества ядер в мишени (что было сделано методом обратного резерфордовского рассеяния) и количества зарегистрированных событий.

Как следует из рисунка 7, полученные данные совпадают с данными других авторов, что позволяет сделать вывод о правильности всего процесса определения сечения исследуемой реакции.

С использованием разработанного спектрометра были проведены подробные исследования функции возбуждения реакции <sup>50</sup>Cr( $n, \alpha$ )<sup>47</sup>Ti в диапазоне энергий нейтронов от 4,5 до 7,2 МэВ. Результаты показаны на рисунке 8. Следует отметить, что результаты хорошо согласуются с данными, приведенными в [3]. В оцененных данных, представленных разными библиотеками, существует огромное расхождение. Наши данные находятся в удовлетворительном согласии с оценками, предоставленными библиотекой JENDL 4.0 и BROND 3, и имеют расхождения с оценкой ENDF/B VII.1.



*Рис.* 7. Результаты измерения сечения реакции  ${}^{54}$ Fe $(n, \alpha)$ <sup>51</sup>Cr в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3 и экспериментальными данными других авторов [4–8]



*Рис.* 8. Сечение реакции  ${}^{50}$ Cr( $n, \alpha$ ) ${}^{47}$ Ti в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3 и экспериментальными данными других авторов [9]

На рисунке 9 приведены результаты измерений сечений реакции  ${}^{52}$ Cr(*n*,  $\alpha$ )<sup>49</sup>Ti. Других экспериментальных данных для этой области энергии нет. Ближайшие сечения были предсказаны библиотекой ENDF/BVII.1. Данные других библиотек значительно ниже экспериментально наблюдаемых значений.

Результаты измерений сечений для реакций <sup>53</sup>Cr( $n, \alpha$ )<sup>50</sup>Ti, <sup>57</sup>Fe( $n, \alpha$ )<sup>54</sup>Cr, <sup>60</sup>Ni( $n, \alpha$ )<sup>57</sup>Fe и <sup>64</sup>Zn( $n, \alpha$ )<sup>61</sup>Ni, <sup>47</sup>Ti( $n, \alpha$ )<sup>44</sup>Ca и оцененные данные, даваемые различными библиотеками, представлены на рисунках 10, 11, 12, 13 и 14 соответственно.



*Рис. 9.* Результаты измерения сечения реакции  ${}^{52}$ Cr( $n, \alpha$ ) ${}^{49}$ Ti в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



*Рис. 10.* Результаты измерения сечения реакции  ${}^{53}$ Cr(*n*,  $\alpha$ ) ${}^{50}$ Ti в сравнении с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



*Рис. 11.* Результаты измерения сечения реакции  ${}^{57}$ Fe $(n, \alpha){}^{54}$ Cr в сравнение с данными других авторов [11] и с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



*Рис. 12.* Результаты измерения сечения реакции  $^{60}$ Ni(*n*,  $\alpha$ )<sup>57</sup>Fe в сравнение с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3

#### Заключение

Разработана новая цифровая методика прямых измерений  $\alpha$ -частиц, полученных из  $(n, \alpha)$  реакции на твердой мишени. Получены новые данные для реакций  ${}^{50}$ Cr $(n, \alpha)^{47}$ Ti,  ${}^{52}$ Cr $(n, \alpha)^{49}$ Ti,  ${}^{53}$ Cr $(n, \alpha)^{50}$ Ti,  ${}^{57}$ Fe $(n, \alpha)^{54}$ Cr,  ${}^{54}$ Fe $(n, \alpha)^{51}$ Cr,  ${}^{60}$ Ni $(n, \alpha)^{57}$ Fe,  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha)^{61}$ Ni и  ${}^{47}$ Ti $(n, \alpha)^{44}$ Ca.



*Рис. 13.* Результаты измерения сечения реакции <sup>64</sup>Zn(*n*, α)<sup>61</sup>Ni в сравнение с данными других авторов [12] — [14] и с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010 и BROND 3



Сечение  ${}^{47}$ Ti(*n*,  $\alpha$ )  ${}^{44}$ Ca реакции

$E_n$ ,	$\Delta E_n$ ,	σ,	Δσ,
МэВ	МэВ	мб	мб
4,00	0,15	8,2	0,7
5,00	0,09	19,3	2,3
6,00	0,07	33,0	2,5

*Рис. 14.* Результаты измерения сечения реакции  $^{47}$ Ti $(n, \alpha)^{44}$ Ca в сравнение с оцененными данными библиотек ENDF/B VII.1, JENDL 4.0, JEFF 3.1.2, ROSFOND 2010

#### Список литературы

- 1. G. Giorginis, V. Khryachkov et al. *In Proc. of Int. Conf. NDST 2007.* Nice, 2007, p. 525.
- 2. V. Khryachkov, I. Bondarenko et al. *EPJ Web of Conferences*, 2012. Vol. 21, 03005.

- 3. International evaluation of neutron cross section standards. International atomic energy agency, Vienna, 2007.
- A. Paulsen, R. Widera, F. Arnotte et al. Cross section for the reactions <sup>54</sup>Fe(n, α)<sup>51</sup>Cr-, <sup>54</sup>Fe(n, p)<sup>54</sup>Mn and <sup>56</sup>Fe(n, p)<sup>56</sup>Mn. *Nuclear Science and Engineering*, 1979, vol. 72, issue 1, p. 113.
- 5. J.W. Meadows, D.L. Smith, L.R. Greenwood et al. Measurements of the neutron cross section for Fe-54(*n*, alpha)Cr-51 between 5.3 and 14.6 MeV. *Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, Juelich, 1991, p. 288.
- 6. S.R. Salisbury, R.A. Chalmers.  ${}^{54}$ Fe(n, p), (n, alpha) and (n, 2n) cross sections. *Physical Review*, 1965, vol. 140, p. B305.
- Y.M. Gledenov, M.V. Sedysheva, G. Khuukhenhuu et al. Study of the fast neutron induced (n, α) reaction for middle-mass nuclei. *Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, Trieste, 1997, vol. 1, p. 514.
- 8. Yu.M. Gledenov, Guohui Zhang, M.V. Sedysgeva et al. Cross section of the  ${}^{56}$ Fe $(n, \alpha)$   ${}^{53}$ Cr and  ${}^{54}$ Fe $(n, \alpha)$   ${}^{51}$ Cr reactions in the MeV region. *Physical Review C Nuclear Physics*, 2015, vol. 92, no. 4.
- 9. M. Baba, N. Ito, I. Matsuyama et al. In Proc. of ND 1994, Gatlinburg, 1994, p. 941.
- 10. A.Paulsen, H.Liskien et al. Measurement of  $(n, \alpha)$  cross section on chromium, iron and nickel in the 5 to 10 MeV neutron energy range. *Nuclear Science Engineering*, 1981, vol. 78, p. 377.
- 11. Yu.M. Gledenov, M.V. Sedysheva, V.A. Stolupin.  ${}^{57}$ Fe $(n, \alpha)$   ${}^{54}$ Cr cross sections in the MeV region. *Proceedings of the XXI International Seminar on Interaction of Neutrons with Nuclei*, Alushta, Ukraine, 20-25 May, 2013, p. 330, 2014.
- 12. Guohui Zhang, Rongtai Cao, Jinxiang Chen et al. Differential Cross-Section Measurement for the  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha){}^{61}$ Ni reaction at 5.03 and 5.95 MeV. *Nuclear Science and Engineering*, 2007, vol. 156, p. 115.
- 13. Guohui Zhang, Jiaguo Zhang, Rongtai Cao et al. Measurement of Differential Cross Section for the  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha){}^{61}$ Ni reaction at 2.54, 4.00, and 5.50 MeV. *Nuclear Science and Engineering*, 2008, vol. 160, p. 123.
- 14. Jing Yuan, Zemin Chen. Angular distribution and cross-section measurements for  ${}^{64}$ Zn $(n, \alpha){}^{61}$ Ni reaction at 5.0, 5.7 and 6.5 6.5 MeV. *Nuclear Science and Engineering*, 2003, vol. 144, p. 108.

## Ядерные данные для расчетов быстрых реакторов библиотека файлов РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ

### Г. Н. Мантуров, М. Н. Николаев, В. Н. Кощеев

В связи с постоянно растущими задачами в области физики быстрых реакторов, повышением требований к их эксплуатационным показателям, разработкой перспективных проектов быстрых реакторов «естественной» безопасности, проблема совершенствования ядерных данных и систем ядерно-физических констант, включая программы подготовки констант к практическим расчетам, имеет важнейшее значение, так как проведение проектных, оптимизационных и поисково-исследовательских расчетов требует применения сертифицированных наборов ядерно-физических констант и программных средств. Так, хотя основные требования к топливной загрузке реакторной установки (РУ) определяются техническим заданием на РУ, однако фактические параметры загрузки (изотопный состав урана и плутония, его массовая доля в топливе, загрузка топлива в ТВС и др.) могут отличаться от проектных значений в пределах технологических допусков. К тому же нейтронно-физические расчеты также имеют погрешность. Очевидно, если не предусмотреть специальных мер, все это может существенно повлиять на нейтронно-физические характеристики реактора, снизить уровень его безопасности. Повышение требований при эксплуатации быстрых реакторов ставит задачу повышения точности расчетного предсказания характеристик проектируемых и работающих реакторных установок, расчетов в обоснование их безопасности, расчетов в обоснование ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерным топливом при его производстве, транспортировке и хранении.

Решение этих задач ведет в конечном счете к повышению надежности, безопасности и экономичности как самих реакторных установок, так и всех объектов ядерной энергетики.

В связи с бурным развитием вычислительной техники, и особенно персональных компьютеров, и всё большим внедрением в практику расчетных кодов на основе метода Монте-Карло, существенно понижается методическая составляющая расчетной погрешности. В этих условиях константная составляющая погрешности расчетов, обусловленная имеющимися неопределенностями в используемых в расчетах ядерных константах, становится полностью определяющей. Ситуация обостряется резким снижением финансирования экспериментальных работ, в связи с чем количество быстрых критических стендов в мире резко уменьшается.

На фоне этого роль использования в практических расчетах тщательно верифицированного и сертифицированного константного и программного обеспечения существенно возрастает, а в связи с резким снижением объемов экспериментальных реакторно-физических исследований эта роль ещё более подчеркивается.

### Развитие и современное состояние российской константной системы

Значительным этапом в развитии константного обеспечения расчетов быстрых реакторов в России явилась разработка в 1964 году под руководством И. И. Бондаренко 26-групповой отечественной системы констант [1], отличавшейся от аналогичных разработок [2, 3] тем, что в ней были представлены данные практически для всех элементов и изотопов, использующихся в реакторостроении. Число энергетических групп в ней было достаточным для адекватного описания спектров быстрых и промежуточных нейтронов в реакторах различных типов. Основным достижением было то, что в новой системе констант был предусмотрен учет резонансной блокировки сечений с помощью формализма т. н. «факторов резонансной самоэкранировки» (в зарубежной литературе известные как *f*-факторы Бондаренко). Разработанная 26-групповая система констант получила широкое распространение, главным образом, для расчетов быстрых реакторов. Она использовалась не только в России, но и за рубежом [4], где получила название ABBN, а в нашей стране — БНАБ.

Значительным этапом в развитии системы констант БНАБ стало создание в 80-х годах системы БНАБ-78 [5], а в 90-е годы совершенно новой версии библиотеки многогрупповых констант БНАБ-93 [6].

Новая версия констант БНАБ-93 существенно отличалась идеологически от всех предыдущих. Для важнейших материалов реакторов и защиты было принято 299-групповое приближение путем деления традиционных групп БНАБ на более узкие группы — мультигруппы. В систему БНАБ-93 были включены 73-групповые термализационные матрицы рассеяния для расчетов тепловых систем и ковариационные данные для оценки погрешности расчетов.

К началу 2000-х в России был накоплен уже опыт по оценке нейтронных данных для использования в реакторной физике. Были разработаны отечественные библиотеки файлов оцененных нейтронных данных ФОНД-2 и БРОНД-3 [7], которые начали широко использоваться в расчетах.

Следующий этап в развитии константной системы БНАБ связан с созданием в 2005–2006 годах Российской национальной библиотеки файлов нейтронных ядерных данных РОСФОНД [8]. Файлы нейтронных данных РОСФОНД размещены в открытом доступе на сайте ГНЦ РФ – ФЭИ<sup>\*</sup> (рис. 1) и переданы в МАГАТЭ, где библиотека РОСФОНД зарегистрирована под номером 59<sup>\*\*</sup>.

В отечественной библиотеке данных РОСФОНД аккумулированы современные оценки нейтронных сечений для более 680 важных и второстепенных материалов (нуклидов), в том числе отобранных из файлов оцененных данных ENDF/B-VI.8 и -VII.0, JEF-2 и JEFF-3, JENDL-3, ФОНД-2 и БРОНД-3 на основе их тщательного анализа. Таким образом, был подготовлен плацдарм для создания новой, усовершенствованной версии системы констант БНАБ-РФ [9] на основе отечественных файлов РОСФОНД.

<sup>\*</sup> http://www.ippe.ru/reactors/reactor-constants-datacenter/rosfond-neutron-database

<sup>\*\*</sup> http://www.oecd-nea.org/dbdata/data/nds\_eval\_libs.htm#RUSFOND



Рис. 1. Веб-страница РОСФОНД

Версия констант БНАБ-РФ уже прошла тестирование в расчетах многочисленных бенчмарк экспериментов различного типа [10–13].

Основная особенность констант БНАБ-РФ заключается в простоте её использования и преемственности по отношению к предыдущим, зарекомендовавшим себя константам БНАБ-93. Это значительно облегчает внедрение и использование БНАБ-РФ в практических расчетах.

Использование и подготовка констант БНАБ-РФ к расчетам осуществляется с помощью системы программ и баз ядерных данных CONSYST/БНАБ-РФ, которая представляет собой совокупность методик, алгоритмов, библиотек данных и вычислительных программ (замкнутую методическую базу) в виде программного комплекса CONSYST-RF [14] и библиотек многогрупповых констант БНАБ-РФ [15], основой которых является национальная библиотека файлов РОСФОНД.

На рис. 2 показана схема использования развитого константного и программного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ для проведения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов, радиационной защиты, расчетов в обоснование ядерной и радиационной безопасности.



*Puc.* 2. Схема константного и программного обеспечения нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах

Библиотека файлов нейтронных данных РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ, полученная на её основе, предназначены для проведения нейтроннофизических расчетов реакторных систем с использованием различных расчетных программ (вычислительных кодов) как инженерного, так и прецизионного класса (с использованием метода Монте-Карло), расчетов линейных и дробно-линейных функционалов потоков нейтронов и гамма-квантов. К рассчитываемым функционалам относятся важнейшие характеристики делящихся и реакторных систем: эффективный коэффициент размножения ( $k_{eff}$ ), эффективность органов СУЗ, пустотный эффект реактивности, Доплер-эффект, коэффициент воспроизводства (КВ), скорости различных процессов взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом, локальное энерговыделение, скорость наработки целевых изотопов, трансмутация минорных актинидов, и др.

Для статистического анализа получаемых расчетно-экспериментальных результатов и численной оценки величин погрешности рассчитываемых НФХ за счет имеющихся неопределенностей в используемых в расчетах ядерно-физических константах развита система кодов и архивов данных ИНДЭКС [16], которая включает библиотеки результатов экспериментов, расчетов, ковариационных данных и сопровождающие комплексы программ. Схематически структура системы приведена на рис.3.



*Рис. 3.* Схема оценки константных погрешностей по результатам микро- и макроэкспериментов с использованием системы ИНДЭКС

Система ИНДЭКС включает в себя необходимые банки данных: результатов интегральных (макро-) экспериментов и их погрешностей LEMEX, рассчитанных коэффициентов чувствительностей LSENS для экспериментальных и тестовых моделей ЯЭУ, матриц погрешностей микроконстант LUND, полученных из анализа дифференциальных экспериментов, а также вычислительного комплекса CORE для анализа расчетных и экспериментальных данных на основе статистического подхода с использованием метода максимального правдоподобия.

С использованием системы ИНДЭКС решается задача оценки и повышения точности расчетных предсказаний за счет снижения величин погрешностей в расчетах путем привлечения результатов уже проведенных или планируемых интегральных и реакторно-физических экспериментов.

Для этой цели, помимо библиотек ядерных данных, необходимых для проведения нейтронно-физических расчетов, система CONSYST/БНАБ-РФ содержит информацию о погрешностях этих данных [17] и программные средства, позволяющие оценить влияние этих погрешностей на конечные результаты расчетов [18, 19].

Система константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ (версия 2010 года) прошла верификацию в расчетах по программам метода Монте-Карло эффективного коэффициента размножения *k*<sub>eff</sub> многочисленных моделей экспериментов,

выполненных на отечественных и зарубежных критических стендах, в расчетах конфигураций оцененных бенчмарк-экспериментов из международного Справочника по критической безопасности ICSBEP Handbook, включая отечественные критсборки БФС и КБР, и др.

Система константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ в качестве одного из основных компонентов включает пакет программ CONSYST-RF подготовки групповых констант к нейтронно-физическим расчетам, а также интерфейсные комплексы для обеспечения расчетов по диффузионным и кинетическим программам. Передача данных от программ-интерфейсов к расчетным программам осуществляется через внутренний обменный файл данных GMF. Доступ к файлу GMF унифицирован и осуществляется с помощью специально разработанных так называемых функций доступа, что обеспечивает широкое использование констант БНАБ-РФ, как и БНАБ-93, в программах пользователя.

## Интерфейс CONSYST

Программа CONSYST (современная версия CONSYST-RF) — основная программа комплекса. Программа предназначена для связывания констант БНАБ (БНАБ-РФ и БНАБ-93) с программами нейтронно-физического транспортного расчета (такими широко известными программами, как TWODANT, DORT, TORT, КАСКАД, КАТРИН [20]).

Через формат ANISN программа CONSYST позволяет использовать константы БНАБ в вычислениях методом Монте-Карло, например, в российской программе ММКК (альтернативное название ММККЕNO) [21], в американских программах КЕNO [22] и МСNP [23].

Расчеты при этом проводятся, как правило, в 299 группах, с использованием при необходимости подгрупп, с учетом анизотропии рассеяния в P<sub>5</sub> приближении, что обеспечивает максимальную прецизионность и минимальную погрешность в получаемых расчетных результатах.

## Интерфейс PRECONS

Следующей по значимости в системе CONSYST/БНАБ-РФ является программа PRECONS. Программа подготавливает константы для обеспечения расчетов по российским проектным трехмерным диффузионным кодам: TRIGEX [24], JARFR [25], ГЕФЕСТ [26] и др. Эти программы, базирующиеся на известном формате APAMAKO, рассчитаны на использование нейтронных констант в небольшом числе групп (26 или 28) с учетом анизотропии рассеяния в P<sub>1</sub> или транспортном приближении.

## Интерфейс FFCP

Для возможности анализа экспериментов (например, на стендах БФС) система содержит программу FFCP, позволяющую проводить расчет ячейки гетерогенной решетки реактора в подгрупповом приближении, усреднять константы по ячейке и корректировать константы, рассчитанные в гомогенном приближении (используется в программе TRIGEX в дополнение к программе PRECONS).

## Интерфейс SUBGRAN

Программа SUBGRAN [27] предназначена для проведения расчетов с использованием подгрупповых параметров (в большем числе групп, чем 299) по программам TWODANT, DORT, TORT и др., а также методом Монте-Карло по программам MMKK, KENO и MCNP (используется в дополнение к программе CONSYST).

## Интерфейс FORAMPX

Программа FORAMPX [28] предназначена для связывания констант БНАБ с такими известными программами нейтронно-физического транспортного расчета как XSDRN, MMKK, KENO и др. (используется в дополнение к программе CONSYST).

## Интерфейс FORMCNP

Программа FORMCNP [29] предназначена для связывания констант БНАБ с широко известной американской программой MCNP (используется в дополнение к программе CONSYST).

## Программный комплекс CONSYST-RF и обоснование расчетной методики

Программный комплекс CONSYST-RF совместно с системой групповых констант БНАБ-РФ, как уже было сказано, в процессе создания прошли *верификацию* и *валидацию* в расчетах многочисленных тестов и бенчмарк экспериментов.

Общий смысл терминов: *валидация* — это оценка расчетных погрешностей путем сравнения расчетных результатов с данными экспериментов, полученных с известной погрешностью; *верификация* — это оценка расчетных погрешностей путем сравнения результатов расчетов по верифицируемой системе с результатами расчетов, полученных с помощью других вычислительных средств, считающихся наиболее надежными.

На стадии *верификации* подтверждается (на основе представления объективных свидетельств) факт, что установленные требования были выполнены. В данном случае установленным требованием является то, что константы БНАБ-РФ должны полностью соответствовать файлам РОСФОНД, на основе которых они были получены.

На стадии *валидации* должно быть подтверждено (на основе также представления объективных свидетельств), что требования, предназначенные для конкретного использования или применения констант БНАБ-РФ, выполнены, а именно, данные константы, подготовленные к расчетам с помощью программ комплекса CONSYST-RF, могут быть рекомендованы для использования в расчетах быстрых реакторов, радиационной защиты, в расчетах ядерной безопасности и др. Для обоснования этого привлекаются, как правило, прецизионные («реперные») расчетные модели и программы и хорошо оцененные эксперименты («бенчмарки»).

Нейтронные групповые константы, полученные из переработанных оцененных данных, могут содержать разного рода неточности, которые в той или иной степени не позволяют успешно использовать их в физических расчетах, а иногда и не дают такой возможности вовсе. Групповые константы необходимо проверить на правильность их представления в таблицах, которые будут непосредственно использоваться в расчетах — проверка физичности и правильности констант в смысле отсутствия в них ошибок, могущих возникнуть при переработке исходных файлов оцененных данных.

На этом этапе таблицы групповых констант БНАБ проверялись на отсутствие в таблицах констант ошибок и внутреннюю согласованность, выполнение балансных соотношений.

#### Обоснование многогруппового подхода

Обоснование многогруппового подхода должно проводиться в условиях, когда уравнение переноса решается точно и геометрия описывается со всеми деталями. При этом условии определяющую погрешность в расчетный результат вносят погрешности используемых ядерно-физических констант, что позволяет оценить константную составляющую погрешности расчетов.

Критичность системы — главное собственное число однородной задачи ( $k_{eff}$ ) определяется методом Монте-Карло с точным описанием геометрии рассчитываемого объекта по программе ММКК в 299-групповом приближении с использованием системы констант БНАБ-РФ. Подготовка констант к расчету осуществляется программой CONSYST-RF, преобразующей исходные данные — микроконстанты и факторы резонансной самоэкранировки в проблемно-ориентированные (блокированные) микро- и макроконстанты, отвечающие рассматриваемой задаче. Анизотропия рассеяния, представленная в БНАБ-РФ в Р5-приближении, в программе ММКК представляется тремя взвешенными δ-функциями. Учет резонансных гетерогенных эффектов, если они не слишком велики, выполняется на основе теоремы эквивалентности в процессе подготовки констант, а при существенной гетерогенности расчет проводится с использованием подгрупп. Для подготовки подгрупповых констант используется программа SUBGRAN. Программный комплекс ММКК позволяет пользователю также вводить ценностные веса зон с тем, чтобы траектории моделируемых частиц расщеплялись в областях с большей ценностью (в частности, в зонах, вероятность вылета из которых наружу особенно велика).

На следующем этапе групповой расчет по ММКК сравнивается с детальным расчетом, например, по MCNP, с использованием файлов данных РОСФОНД, что позволяет оценить методическую погрешность, связанную с групповым приближением.

Отметим, что предыдущая версия констант БНАБ — система БНАБ-93 — прошла основательную верификацию в расчетах реакторов различных спектральных классов и в 1995 году была аттестована Государственной Службой Стандартных Справочных Данных в качестве рекомендованного набора данных (Свидетельство ГСССД № 444-95). Используемое в расчетах 299-групповое приближение в БНАБ-93 с описанием анизотропии рассеяния в Р<sub>5</sub>-приближении, с учетом резонансной самоэкранировки сечений и термализационных эффектов, проверено в большом числе расчетов реакторов самых различных классов. Показано, что методические погрешности этого приближения существенно меньше,

чем погрешности, связанные с неточностью современного знания нейтронных данных, а последние сравнимы с погрешностями benchmark-экспериментов, на основе которых может быть сделано заключение о точности предсказания критичности.

Что касается обоснования многогруппового метода, используемого для описания нейтронных и фотонных сечений, то оно содержится в монографии [30].

## Верификация констант

Сформированная матрица верификации содержит описания бенчмарк-моделей, положенных в основу обоснования константных погрешностей расчетов с использованием системы CONSYST/БНАБ-РФ в области её применения, а именно, для расчетов быстрых реакторов с уран-плутониевым топливом и оценки ядерной безопасности. Верифицируются и валидируются в основном расчеты критичности. Для этой цели используются главным образом критические бенчмарк-эксперименты с активными зонами, содержащими уран и плутоний, и различными отражателями, описанные в международных справочниках по критической безопасности ICSBEP [31] и по физике реакторов IRPhEP [32]. В них собрана информация о бенчмарк-экспериментах, характеризующих топливные и конструкционные материалы, материалы теплоносителя, условия критической безопасности (рис. 4).

В справочнике ICSBEP Handbook содержатся описания более 4500 критических экспериментов, использующих различные виды ядерного топлива, характеризуемые разными спектрами, геометрическими формами и составами. В рамках Проекта МНТЦ № 815 в течение ряда лет велась работа по отбору из всего множества экспериментов, представленных в справочнике, таких, которые могут быть использованы для надежной оценки составляющей погрешности расчетного предсказания критичности, которая обусловлена неточным знанием нейтронных данных. Для этого необходимо было из более 4500 экспериментов отобрать те, которые выполнены в сравнительно простых геометриях, отличаются достаточно простым составом материалов и описаны достаточно подробно с указанием погрешностей измерявшихся параметров критических систем.



Рис. 4. Краткая информация о проектах ICSBEP и IRPhEP

Верификация и валидация системы константного обеспечения CONSYST/ БНАБ-РФ проводилась: (а) путем сравнения результатов расчета широкого набора типичных размножающих систем с результатами аналогичных расчетов по другим системам констант, (б) путем сравнения результатов расчета представительных наборов надежных критических экспериментов с экспериментальными данными и результатами расчетов по другим системам констант и, наконец, (в) путем статистической оценки погрешности расчетных результатов с использованием, как оценок погрешностей нейтронных сечений, так и результатов анализа расчетно-экспериментальных расхождений.

На всех этапах расчеты эффективного коэффициента размножения проводятся по программам, реализующим метод Монте-Карло, — отечественным кодам ММКК и ММКС и американским программам КЕЮ и МСNP. При этом расчеты проводятся с использованием групповых констант БНАБ-РФ и БНАБ-93, а также с использованием в программах ММКС и МСNP оцененных нейтронных данных РОСФОНД с детальным слежением за энергией нейтронов, для чего файлы РОСФОНД для всех материалов были преобразованы в формат АСЕ с помощью NJOY.

В случае использования программы MCNP верификация и валидация системы констант БНАБ-РФ (как и БНАБ-93) осуществляется путем сравнения результатов расчетов с использованием файлов РОСФОНД в формате ACE и расчетов с использованием 299-групповых констант БНАБ-РФ, переведенных после их переработки комплексом CONSYST-РФ в групповую форму формата ACE.

Для валидации констант для расчетов ядерной безопасности были выполнены расчеты многочисленных критических конфигураций из международного справочника по критической безопасности ICSBEP Handbook.

Для примера на рис. 5 и 6 показаны некоторые результаты валидации констант топливных материалов. Даны сравнения результатов расчетов критичности по зарубежным библиотекам данных и файлам РОСФОНД. Результаты расчетов критичности для рассмотренных бенчмарк-моделей, выполненные по современным библиотекам оцененных нейтронных данных, согласуются между собой в пределах  $\pm 0.6$  %.

Для расчетов радиационной защиты в качестве тестовых задач были выбраны защитные эксперименты — бенчмарк-модели из международного справочника ICSBEP, простейшие модели — железные (ALARM-CF-FE-SHIELD-001) и свинцовые (ALARM-CF-PB-SHIELD-001) сферы различного радиуса с калифорниевым источником в центре. Расчеты железных и свинцовых сфер были выполнены по программам MCNP и TRANSX [33], используя детальный метод слежения за энергией нейтрона и групповой подход. Сравнение расчетов с измерениями нейтронных спектров с поверхности железных сфер радиусом 10, 25 и 50 см с <sup>252</sup>Cf точечным источником в центре приведено на рис. 7. Видно хорошее согласие потоков, рассчитанных по программе MCNP, используя в качестве микроконстант библиотеку БНАБ-РФ в форматах БНАБ и MATXS, и библиотеку РОСФОНД в формате АCE в расчетах с детальным слежением за энергией нейтрона.



Рис. 5. Сравнения результатов расчетов критичности экспериментов ZPR



Рис. 6. Сравнения результатов расчетов критичности экспериментов БФС



*Рис.* 7. Спектральное распределение нейтронов, утекающих с железных сфер различного радиуса

#### Оценка погрешности расчетных предсказаний

Как уже было сказано, для оценки погрешностей рассчитываемых НФХ, которые возникают из-за имеющихся неопределенностей в используемых в расчетах ядерно-физических константах, развита система кодов и архивов данных ИНДЭКС.

С её помощью выполнена оценка константной погрешности для важных характеристик быстрого реактора:  $k_{eff}$ , локальное энерговыделение, эффективность стержней СУЗ, НПЭР, КВ.

Оценка константной погрешности выполнена для модели РУ БН-1200 с учетом интегральных (макро) экспериментов на критических сборках БФС-44, БФС-49, БФС-58, БФС-62, зарубежных ZPR-6/7, ZPPR-2, ZPPR-9, ZPPR-10 и др. При этом учитывались неопределенности только тех нейтронных сечений, которые вносят наибольший вклад в погрешность расчета, а именно: <sup>238</sup>U ( $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ , v, inel), <sup>239</sup>Pu ( $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ , v), <sup>240</sup>Pu ( $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ , v), <sup>23</sup>Na (el, in), Fe ( $\sigma_c$ , el, inel), FP ( $\sigma_c$ ). Учитывались погрешности в транспортном сечении и в спектре деления.

В табл. 1 представлены результаты оценки константной составляющей расчетных погрешностей *k<sub>eff</sub>*, локальное энерговыделение, эффективность стержней СУЗ, НПЭР, КВ для модели РУ БН-1200 с различными видами топлива.

#### Таблица 1.

	Константная составляющая погрешности расчета			
ΗΦХ	без учета	с учетом макроэкспериментов		
	макроэкспериментов			
	(уровень микроданных)			
БН-1200 МОКС / урановый бланкет				
$k_{e\!f\!f}$	1,9 %	0,55 %		
A3	7,0 %	4,3 %		
КС	7,0 %	3,9 %		
НПЭР	$0,5 \% \Delta k/k$	$0,3 \% \Delta k/k$		
<i>Q</i> (a. з.)	5 %	3 %		
доплер	11 %	10 %		
CHA	5 %	3 %		
KB	0,04	0,03		
БН-1200 Нитрид / урановый бланкет				
$k_{e\!f\!f}$	1,9 %	0,63 %		
A3	5,3 %	4,3 %		
КС	5,5 %	4,5 %		
НПЭР	$0,5 \% \Delta k/k$	$0,4\%\Delta k/k$		
<i>Q</i> (a. з.)	5 %	3 %		
доплер	11 %	10%		
CHA	5 %	3 %		
KB	0,04	0,03		

Оцененные константные погрешности расчетов модели РУ БН-1200 с различными видами топлива

Одной из особенностей использования программного комплекса ИНДЭКС при оценке константной погрешности с учетом интегральных (макро-) экспериментов является возможность проследить и выявить основных вкладчиков в полную погрешность. Это позволяет определить направление усилий по уменьшению величин расчетных погрешностей путем, например: (а) повышения качества и точности оценок отдельных сечений или (б) планирования дополнительных экспериментальных программ.

В табл. 2 для РУ БН-1200 с нитридной активной зоной и стальным отражателем представлены оцененные вклады в погрешность расчета величины  $k_{eff}$  от нейтронных данных без учета и с учетом интегральных экспериментов. Суммарный вклад в погрешность расчета  $k_{eff}$  за счет неопределенностей в сечениях нуклидов без учета интегральных экспериментов составляет около  $\pm 2,0$ %. Учет имеющихся интегральных (макро) экспериментов, в том числе проведенных ранее на БФС, снижает эту погрешность до уровня примерно  $\pm (0,7-0,8)$ %. При этом следует отметить, что погрешность в  $k_{eff}$  снизилась в основном за счет установления дополнительных корреляций между погрешностями сечений различных изотопов в различных энергетических областях. Без учета этих корреляций суммарная погрешность в  $k_{eff}$  будет составлять около  $\pm 1$ %.

#### Таблица 2.

		и стальным отражатсяем	
Нейтронные данные		Вклад в погрешность без учета экспериментов, %	Вклад в погрешность с учетом экспериментов, %
Уран-238	$\sigma_c$	0,6	0,5
-	$\sigma_{f}$	0,7	0,2
	v	0,1	0,1
	$\sigma_{in}$	0,7	0,3
Плутоний-239	$\sigma_c$	0,3	0.2
	$\sigma_{f}$	1,1	0,5
	ν	0,3	0,3
Азот	$\sigma_{el}$	0,1	0,1
	$\sigma_c$	0,2	0,2
Натрий	$\sigma_{el}$	0,2	0,2
	$\sigma_{in}$	0,1	0,1
Конструк-	$\Sigma_{tr}$	0,3	0,3
ционные	$\sigma_c$	0,1	0,1
материалы	$\sigma_{el}$	0,1	0,1
	$\sigma_{in}$	0,4	0,2
Осколки	$\sigma_c$	0,4	0,4
Суммарная погрешность	±1,9%		±0,73 % (±1,1 % — без учета корреляций)

Оцененные вклады в погрешность расчета *k<sub>eff</sub>* за счет неопределенностей в константах для РУ БН-1200 с нитридной активной зоной и стальным отражателем

#### Итоги и задачи на будущее

Несомненно, созданные в последние годы национальная библиотека файлов нейтронных данных РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ, полученная на её основе, обеспечивают проведение надежных сертифицированных нейтронно-физических расчетов быстрых реакторных систем с использованием различных расчетных кодов как инженерного, так и прецизионного класса (на основе метода Монте-Карло), расчетов линейных и дробно-линейных функционалов потоков нейтронов и гамма-квантов. Для этих целей разработана система подготовки констант CONSYST-RF, которая предусматривает обеспечение константами проблемно-ориентированных вычислительных комплексов, предназначенных для решения сложных взаимосвязанных задач при расчетах инновационных проектов реакторов на быстрых нейтронах, расчетах ядерной и радиационной безопасности при работах с ядерным топливом.

Таким образом, развитое константное обеспечение, созданное на базе современных ядерно-физических данных с привлечением современных вычислительных методов и с адаптацией к современной вычислительной технике, покрывает основные потребности в ядерных данных, требующихся при расчетах характеристик безопасности практически всех ядерных и радиационно опасных объектов современной атомной энергетики.

Завершая обзор состояния дел в области константного и программного обеспечения расчетов быстрых реакторов хотелось бы наметить задачи, которые представляются наиболее важными на текущий период:

## в области константного обеспечения

- фиксация «реперной» библиотеки файлов ядерных данных;

- фиксация «реперной» системы групповых констант;

 – разработка баз данных для верификации и валидации констант и расчетных кодов;

## в области программного обеспечения

 – развитие и широкое внедрение в практику расчетов прецизионных кодов (включая анализ реакторно-физического эксперимента, проектные проработки, сопровождение действующих и вновь вводимых блоков АЭС);

 – развитие систем оценки погрешностей расчета нейтронно-физических характеристик ЯЭУ;

- разработка матриц верификации кодов;

 обоснование точности расчетов реакторов с КВА~1 с рециклированием топлива;

- устранение имеющихся противоречий между расчетом и экспериментом;

 – развитие методов, обоснование точности расчетов в неразмножающих и замедляющих отражателях быстрых реакторов.

В заключение следует отметить, что в разработке и создании современного константного обеспечения расчетов быстрых реакторов, в создании национальной библиотеки файлов ядерных данных РОСФОНД и системы CONSYST/БНАБ-РФ на разных этапах работ принимали участие специалисты ГНЦ РФ – ФЭИ: Андрианова О. Н., Багдасарова Е. Е., Блыскавка А. А., Головко Ю. Е., Грабежной В. А., Жердев Г. М., Кислицына Т. С., Кощеев В. Н., Ломаков Г. Б., Мантуров Г. Н., Николаев М. Н., Перегудов А. А., Рожихин Е. В., Серёгин А. С., Семёнов М. Ю., Цибуля А. М., Якунин А. А.

## Список литературы

- 1. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1964, 140 с.
- 2. Hansen G.E., Roach W.H. Six and sixteen group cross sections for fast and intermediate critical assemblies. — Rep. LASL-2543, Los-Alamos, 1961.
- 3. Roach W.H. Computational survey of idealized fast breeder reactors // Nucl. Sci. and Eng., 1960, vol. 8, p. 621.
- 4. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Bondarenko I.I., Nikolaev M.N. Group Constants for Nuclear reactor Calculations. N.Y., Consultants Bureau, 1964, 140 p.
- 5. Абагян Л.П., Базазянц Н. АО., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981, 232 с.

- Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. — 1996. — Вып. 1. — С. 59.
- Blokchin A.I., et al. Current Status of Russian Evaluated Neutron Data Libraries. Proc. of Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, U.S., ORNL, ANS, 1994, vol. 2, p. 695.
- Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Николаев М.Н. РОСФОНД российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. — 2007. — Вып. 1-2. — С. 3–21.
- 9. Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н. и др. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2014. — № 3. — С. 93–101.
- Grabezhnoy V., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G. Verification of the ABBN-RF2010 constants in calculations of shielding benchmarks. // Proc. of Intern. Conf. on Radiation Shielding 'ICRS-12 & RPSD-2012'. Nara, Japan, September 2–7, 2012.
- Koshcheev V. N., Manturov G. N., Nikolaev M. N., Tsibouliya A. M. Verification of Neutron Data for Main Reactor Materials from RUSFOND Library based on Integral Experiments // EPJ Web of Conferences, Proc. of the WONDER-2012 — 3<sup>rd</sup> International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor applications, 2013, Vol.42, 07006, 7 pages.
- Koshcheev V. N., Manturov G. N., Semenov M. Yu., Tsibouliya A. M. Testing of Neutron Data for Fe, Cr, Ni based on Integral Experiments. // EPJ Web of Conferences, Proc. of the WONDER-2012 — 3<sup>rd</sup> International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor applications, 2013, Vol.42, 07005, 6 pages.
- 13. Головко Ю.Е., Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б. и др. Верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки CONSYST в расчетах критичности // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014. № 2. С. 99–108.
- 14. Свидетельство о гос. регистрации программы для ЭВМ № 2016612865 Российская Федерация. CONSYST-RF / Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. (2016).
- Свидетельство о гос. регистрации базы данных № 2016620461. Российская Федерация. БНАБ-РФ / Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. (2016).
- 16. Мантуров Г.Н. Система программ и архивов ИНДЭКС. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы, 1984. Вып. 5(59). С. 20–25.
- 17. Андрианова О.Н., Головко Ю.Е., Жердев Г.М. и др. Тестирование ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014. № 2. С. 109–117.
- 18. Свидетельство о гос. регистрации базы данных № 2016620471 Российская Федерация. ИНДЭКС / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. (2016).
- Свидетельство о гос. регистрации программы для ЭВМ № 2016612789 Российская Федерация. CORE / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. (2016).

- Волощенко А. М., Руссков А. А., Гуревич М. И., Олейник Д. С. Расчет нейтронных полей в активной зоне реактора с помощью аппроксимаций, поддерживающих балансы масс в разностной ячейке сетки // Атомная энергия. — 2008. — Т. 104. — Вып. 5. — С. 264–269.
- Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/MMKKENO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Р<sub>n</sub>-приближении : Препринт ФЭИ-2887, 2001.
- Petrie L.M., Landers N.F. KENO 5A An Improved Monte Carlo Criticality Program with Supergrouping. Vol.2, Section F11 from "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation", NUREG /CR-0200. Rev.2 (ORNL/NUREG/CSD-2/R2) (Dec. 1984).
- 23. MCNP A General Monte Carlo Neutron-Particle Transport Code. Version 5. X-5 Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 2003.
- Серёгин А.С. Аннотация программы TRIGEX для малогруппового расчёта реактора в трёхмерной гексагональной геометрии // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. — 1983. — Вып. 4(33). — С. 59–60.
- Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчёта нейтроннофизических характеристик ядерных реакторов. // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1983. — Вып. 8(37). — С. 41–43.
- Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация программы ГЕФЕСТ // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. — 1994. — Вып. 4. — С. 36–43.
- Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612435 Российская Федерация. SUBGRAN / Жердев Г.М., Мантуров Г.Н., Цибуля А.М. (2016).
- Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612266 Российская Федерация. FORAMPX / Жердев Г.М., Мантуров Г.Н. (2016).
- 29. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612265 Российская Федерация. FORMCNP / Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Цибуля А.М. (2016).
- Николаев М.Н., Рязанов Б.Д., Савоськин М.М., Цибуля А.М. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. — М.: Энергоатомиздат, 1984, 256 с.
- 31. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, OECD, Paris, Sept. 2012 Ed. (on CD ROM).
- 32. International Handbook of Evaluated Reactor physics Benchmark Experiments. NEA Nuclear Science Committee. 2010 (on CD-ROM).
- 33. TRANSX 2.15 Code System to Produce Neutron, Photon, and Particle Transport Tables for Discrete — Ordinates and Diffusion Codes from Cross Sections in MATXS Format, ORNL, RSIC Peripheral Shielding Routine Collection PSR-317, Available from OECD-NEA Data Bank as PSR-0317/03 TRANSX-2.15.

# ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

## Проблемы вывода из эксплуатации быстрых реакторов и пути их решения на базе исследовательского реактора БР-10

## В. Б. Смыков

Вывод ЯЭУ из эксплуатации является завершающим этапом её «жизненного» цикла после окончательного останова. Сам по себе этап вывода из эксплуатации по характеру работ мало зависит от типа реактора, так как в период окончательного останова из реактора должно быть выгружено и вывезено с площадки отработанное ядерное горючее, проведена дезактивация 1-го контура, переработаны и кондиционированы радиоактивные среды и радиоактивное оборудование для их передачи на долговременное безопасное хранение или захоронение у национального оператора РАО. Для быстрого реактора период окончательного останова осложняется и удлиняется в связи с необходимостью максимально безопасного обращения с отработанными радиоактивными (по <sup>137</sup>Cs) щелочными теплоносителями, которые, кроме радиоактивности, являются пожаро- и взрывоопасными веществами в отличие от других теплоносителей. Если безопасные



*Рис. 1.* Исследовательский реактор БР-10

технологии переработки и кондиционирования щелочных теплоносителей отсутствуют, то ЯЭУ с быстрым реактором становится «ядерным наследием» на три столетия, что противоречит действующему законодательству РФ в области атомной энергии.

ИР БР-10 (ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск) был окончательно остановлен в декабре 2002 года после 43 лет эксплуатации. В соответствии с решением Минатома 1997 года на базе остановленного ИР БР-10 предписано создать научно-технический полигон для «отработки технологий вывода из эксплуатации быстрых реакторов».

В настоящее время ИР БР-10 эксплуатируется в режиме окончательного останова (подготовительный этап к выводу из эксплуатации). Вид центрального (реакторного) зала представлен на рис. 1.

В 2003 году последняя активная зона реактора была выгружена, все ОТВС (топливо — мононитрид урана UN) запеналированы, залиты натрием и вывезены в хранилище ОЯТ на территории ГНЦ РФ – ФЭИ. Натрий 1-го и 2-го контура был дренирован в сливные баки. Принципиальная технологическая схема оборудования 1-го и 2-го контуров реактора БР-10 приведена на рис. 2. В связи с очень удачной конструкцией реактора и 1-го контура, в них отсутствовали «карманы», тупики, горизонтальные участки трубопроводов и прочее — что обеспечило практически полное дренирование натрия. Остатки натрия содержались только в его плёнке на внутренних поверхностях оборудования, которая уда-



*Рис. 2.* Схема основного оборудования 1 и 2 контуров ИР БР-10

лялась вакуумной отгонкой при 400–450 °C, а остатки «плёночного» натрия были нейтрализованы парогазовой продувкой. Затем весь 1 контур был химически дезактивирован. За период 2012—2016 гг. были отмыты от натрия более 600 ОТВС ИР БР-10 (5 активных зон) и отправлены на переработку на ПО «МАЯК».

#### Объём и состав накопленных радиоактивных щелочных теплоносителей

За годы эксплуатации на ИР БР-10 (с 1959 по 2002 год) накопилось приблизительно 18–19 м<sup>3</sup> щелочного металла (Na, сплав Na-K с примесью ртути), использовавшегося в качестве жидкометаллического теплоносителя в 1-м и во 2-м контурах реактора и в отдельном оборудовании: сливной бак 1-го контура, баки длительного хранения №1 (сплав Na-K с примесью ртути до 7,5 % масс.) и №2 (сплав NaK с примесью ртути 0,2 % масс.), сливные баки 1-й петли 2-го контура, 2-й петли 2-го контура, транспортные ёмкости натрия, экспериментальные устройства, пеналы хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС), отработанные холодные ловушки окислов (ХЛО) 1-го и 2-го контуров (18 штук, заполненные натрием) и др. Эти отходы щелочных металлов образовались в результате трёхкратной замены теплоносителей в реакторе. Химический и радионуклидный состав отработавших щелочных теплоносителей приведён на рис. 3.

25 лет назад, когда разрабатывался проект вывода из эксплуатации ИР БР-10, переработка и кондиционирование накопленных отработанных щелочных теплоносителей представлялась трудноразрешимой задачей. Поэтому в проекте отсутствовала технологическая часть по обращению со щелочными металлами. Кроме того, на реакторе имелся негативный опыт нейтрализации оборудования с остатками натрия пароводяными технологиями, которые казались простыми, дешевыми и управляемо-безопасными, так как испытывались и применялись на натриевых стендах. Но в ноябре 1979 года при отмывке пароводяной средой от остатков натрия отработанной нерадиоактивной ХЛО в отдельном боксе отмывки оборудования произошел взрыв выделившегося водорода, и здание бокса было практически полностью разрушено (рис. 4). К счастью, люди не пострадали, но крыша здания была унесена взрывом более чем на 100 метров.



Рис. 3. Общее количество накопленных ЩМ



*Рис. 4.* Последствия взрыва водорода при использовании паро-водяного способа нейтрализации остатков натрия в ХЛО

#### Технология твёрдофазного окисления щелочных теплоносителей

После взрыва водорода в ноябре 1979 года в ФЭИ начался поиск более безопасных методов и способов нейтрализации и переработки радиоактивных щелочных теплоносителей для ИР БР-10, который закончился в 1999 году выбором метода твёрдофазного окисления (ТФО) для переработки натрия и сплава натрийкалий гранулированным шлаком медеплавильного производства Карабашского абразивного завода (Челябинская область). Для создания и отработки технологии на базе метода ТФО был создан стенд МИНЕРАЛ-30. От альтернативных предложений, которые использовали водные растворы (в том числе щелочные) или различные спирты (этиловый, пропиловый, гликоли, бутилцеллозольв и др.) было решено отказаться из-за неизбежного выделения взрывоопасного водорода при их реакции со щелочными металлами.

Кроме того, альтернативные предложения требовали многостадийного обращения с промежуточными жидкими РАО и сложного оборудования для последующей их переработки в конечный твёрдый продукт, например в цементный камень. В итоге объём конечного продукта возрастал в 10–15 и более раз по сравнению с исходным объёмом щелочного металла, так как получаемый концентрированный щелочной раствор (10-11 моль NaOH/л) напрямую не цементируется и требует либо разбавления, либо кислотной нейтрализации. А для обеспечения водородной безопасности требовалось разбавление выделяющегося водорода инертным газом (например, азотом) до приемлемого уровня (около 1 % об.), то есть в 100 раз. При растворении 1 кг Na в воде выделяется 0,5 м<sup>3</sup> H<sub>2</sub>, поэтому для его разбавления и сброса в атмосферу необходимо затратить 50 м<sup>3</sup> N<sub>2</sub>. А это существенные дополнительные материальные и капитальные затраты (нужна АКС — азотно-кислородная станция). Несмотря на относительно небольшие объёмы РАО щелочного металла на ИР БР-10 (18–19 тонн), потребуется около миллиона м<sup>3</sup> N<sub>2</sub>. Данное техническое обстоятельство выпало из рассмотрения «цены вопроса» у авторов альтернативных предложений.

Экспериментальная отработка выбранного способа ТФО натрия и сплава натрий-калий на стендах МИНЕРАЛ-3 и МИНЕРАЛ-30 показала, что положительными характеристиками созданной технологии ТФО являются:

практическое отсутствие выделения водорода в защитный газ (аргон);

 одностадийность процесса получения конечного твёрдого продукта, т. е.
 без образования промежуточных жидких РАО, требующих дополнительной переработки;

 – щелочной металл перерабатывается полностью, в продукте переработки отсутствуют следы свободного щелочного металла, вероятные пары металла поглощаются и нейтрализуются верхним слоем избыточного шлака;

 отсутствие необходимости применения механизмов для смешения реагентов — гранулированного шлака и щелочного металла;

– конечный продукт представляет собой твёрдый минералоподобный камень, нерастворимый в воде, который в реакционной ёмкости может быть

помещён в контейнер НЗК-1,5 и далее передан на длительное безопасное хранение и захоронение;

 объём конечного твёрдого продукта переработки щелочного металла превышает исходный объём щелочного металла только в 3 раза;

 не требуется дополнительная очистка щелочного металла от радиоизотопа
 <sup>137</sup>Cs, так как он при реакции с компонентами шлака образует те же самые нелетучие алюмосиликаты, что и натрий (калий), и иммобилизуется в матрице конечного продукта;

 исходный гранулированный шлак не требует дополнительной химической корректировки исходного состава, нужна только предварительная термическая обработка в инертной атмосфере для удаления летучих примесей, в том числе кристаллизационной воды;

 собственно процесс ТФО щелочного металла проходит за 10–15 минут, а остальное время происходит естественное охлаждение полученного продукта в реакционной емкости.

Физико-химические основы технологии ТФО кратко приведены на рис. 5, где указан химический состав твёрдофазного окислителя (шлака), его агрегатное состояние и схема прохождения экзотермической реакции шлака с натрием.

ОСНОВА ТЕХНОЛОГИИ ТФО	экзотермическая химическая реакция между щелочным металлом и основными компонентами шлака медеплавильного производства			
Химический состав шлака:	FeO Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> SiO <sub>2</sub> CaO Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ZnO CuO	36÷38 % 1÷2 % 36÷40 % 6÷14 % 5÷7 % до 1,5 % менее 0,5 %	Физическая структура илака: Шлак — гранулированное аморфное тело (кристаллических фаз нет) Этих веществ в индивидуальном виде в илаке нет аналог — стекло	
аналог — стекло Приблизительная схема реакиии ТФО натрия шлаком:				
38Na+[(FeC →[19Na <sub>2</sub> O×S <i>Исход</i>	)) <sub>20</sub> ×(Fe <sub>2</sub> O SiO <sub>2</sub> ]+17F ное объем	93)×(SiO <sub>2</sub> ) <sub>24</sub> ×(CaO e+5FeO+Zn+5SiC +Q(3 МДж/кг Na) иное соотношени	) $_{12} \times (Al_2O_3) \times (ZnO)] \rightarrow$ $D_2 + [(CaO)_{12} \times (Al_2O_3)_2] +$ ) ие шлак/Na =3/1	

Рис. 5. Физико-химические основы технологии ТФО

В результате экзотермической реакции ТФО выделяется значительное количество тепловой энергии (рис. 5), поэтому продукт реакции достигает жидко-плавкого состояния при 1100–1200 °С, а после охлаждения является практически беспористым монолитным камнем. Твёрдость продукта соответствует классу 7 по шкале твёрдости минералов по Моосу (11,2 ГПа). Типичный внешний вид полученного твёрдого минералоподобного продукта ТФО натрия представлен на рис. 6.

В процессе отработки технологии была экспериментально доказана водородная пожаро- и взрывобезопасность процесса ТФО, установлены безопасные исходные температурные диапазоны реагентов и обоснована возможность применения углеродистой стали для оболочки реакционной емкости вместо аустенитной нержавеющей стали, которая оказалась нестойкой.

На основе полученных результатов был разработан, изготовлен и пущен в эксплуатацию модуль МАГМА-ТФО производительностью переработки 50 литров радиоактивного натрия за одну загрузку.



*Рис. 6.* Внешний вид продукта ТФО натрия (стальная оболочка реакционной ёмкости удалена)

# Проблема недренируемых остатков щелочных теплоносителей и её решение технологией газо-фазного окисления закисью азота

Следующей проблемой, стоявшей при выводе из эксплуатации ИР БР-10, была необходимость обезвреживания и нейтрализации остатков натрия в отдельном оборудовании после слива основной массы щелочного металла. В первую очередь это касается отработанных холодных ловушек окислов (ХЛО), на ИР БР-10 их накопилось 16 штук 1-го контура и 2 ХЛО 2-го контура, которые хранились заполненные натрием во всем их внутреннем объёме (200 литров). Если основную массу натрия из ХЛО можно было слить в баки хранения, то недренируемый остаток (количество которого заранее неизвестно) должен быть химически полностью нейтрализован, безопасно растворён водой и слит в монжюсы, а затем перекачен на упаривание в специальной установке. Только в этом случае радиоактивный металл ХЛО может быть передан на длительное хранение или захоронение в хранилище ТРО. Учитывая негативный предыдущий опыт обращения с ХЛО, от применения водных или органических растворителей было решено отказаться. Вместо них в ГНЦ РФ – ФЭИ было предложено использовать газообразную закись азота N<sub>2</sub>O («веселящий газ»). Лабораторные исследования взаимодействия Na с N<sub>2</sub>O показали, что начиная с 200 °C идёт медленная реакция с образованием газообразного N<sub>2</sub> и сухого порошка, состоящего из смеси Na<sub>2</sub>O, NaNO<sub>2</sub>, NaNO<sub>3</sub> — все эти вещества хорошо известны и растворимы в воде, выделение водорода отсутствовало. Установлено, что нейтрализация Na закисью азота протекает по следующим реакциям:

$$2 \text{ Na} + \text{N}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{O} + \text{N}_2 + \Delta Q_1;$$
  

$$\text{Na}_2\text{O} + \text{N}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{N}_2\text{O}_2 - \Delta Q_2;$$
  

$$4\text{Na}_2\text{N}_2\text{O}_2 \rightarrow 3\text{Na}_2\text{O} + \text{Na}\text{NO}_2 + \text{Na}\text{NO}_3 + 3\text{N}_2 + \Delta Q_3$$

Реакции закиси азота со сплавом NaK аналогичные, но проходят при более низкой температуре и с меньшим тепловым эффектом. Кроме того, лабораторные исследования показали, что гидрид натрия (одна из накапливаемых в ХЛО примесей) также взаимодействует с закисью азота и нейтрализуется с выделением азота по реакции:

$$NaH + N_2O \rightarrow NaOH + N_2 + \Delta Q_4$$

(реакция с тритидом натрия NaT аналогичная).

Таким образом, можно достичь химической фиксации трития в виде устойчивого вещества — твёрдой щелочи NaOT и предотвратить его выделение в защитный газ-носитель.

Для решения проблемы накопления в продуктах реакций гипонитрита натрия Na<sub>2</sub>N<sub>2</sub>O<sub>2</sub>, который может спонтанно разлагаться со значительным тепловым эффектом, было предложено в газ-реагент (N<sub>2</sub>O) добавлять CO<sub>2</sub> для нейтрализации гипонитрита натрия в момент его образования. Экспериментальная проверка показала, что процесс нейтрализации натрия с примесями в ХЛО становится простым с образованием безопасного карбоната натрия:

$$2 \text{ Na} + \text{N}_2\text{O} + \text{CO}_2 \rightarrow \text{Na}_2\text{CO}_3 + \text{N}_2$$

Основные технологические параметры процесса взаимодействия Na с  $N_2O$  были отработаны экспериментально на стендах ЛУИЗА и ЛУИЗА-Т (ИР БР-10). Таким образом было разработано научно-техническое обоснование для безопасного обезвреживания недренируемых остатков щелочного металла в отдельном оборудовании ИР БР-10 (ХЛО, баки, сильфоны, трубопроводы). В 2006 году газовые смеси на основе  $N_2O$  были успешно использованы для нейтрализации остатков натрия во 2-й петле 2-го контура без демонтажа и разборки петли на отдельное оборудование.

На основании полученного опыта и достигнутых результатов был разработан, изготовлен и пущен в эксплуатацию модуль ЛУИЗА-РАО в реакторном зале ИР БР-10 для обезвреживания недренируемых остатков радиоактивного натрия в отработанных ХЛО 1-го контура и в сливных баках 2-го и 1-го контуров.

#### Удаление ртути из отходов щелочных металлов

Но основной и наиболее трудной для ИР БР-10 была проблема предварительного удаления Hg из сплава NaKHg в БДХ-1, содержание которой составляет 7,5% (масс.). В БДХ-2 её содержание составляет 0,2% (масс.). Ртуть в щелочном металле появилась в результате неудачного эксперимента — разрушения опытного двухстеночного парогенератора с ртутным контактным слоем, в результате которого вся ртуть попала в теплоноситель NaK, который был слит в БДХ-1. Предварительные исследования содержимого БДХ-1 и БДХ-2 показали, что ртуть равномерно распределена в сплаве, так как образует амальгамы (интерметаллидные соединения) со щелочными металлами.

Химия двойных щелочных амальгам сложная, но хорошо изученная — имеются диаграммы состояния всех щелочных металлов со ртутью, в том числе диаграмма тройного сплава Na-K-Hg. Из анализа этих диаграмм был сделан вывод, что ртуть связана в амальгаму с натрием, а его избыток присутствует в виде сплава в калием в неэвтектическом составе. Опыты с попытками термической отгонки ртути из тройного сплава NaKHg подтвердили это предположение — ртуть отгонялась в паровую фазу (и далее конденсировалась в холодильнике) в виде амальгамы с натрием, но далеко не полностью, максимум на 30%. Поэтому от такого способа удаления ртути из щелочного металла отказались.

Решение было найдено в области жидкометаллической хроматографии в качестве селективного к ртути сорбента был предложен металлический магний при температуре прокачки через него тройного сплава NaKHg 360–380 °C. При этом имеет место следующая необратимая реакция:

NaKHg (
$$\mathfrak{K}$$
.) + 4 Mg ( $\mathfrak{TB}$ .)  $\rightarrow$  Mg<sub>4</sub>Hg ( $\mathfrak{TB}$ .) + NaK ( $\mathfrak{K}$ .)

Лабораторные исследования показали принципиальную правильность выбора этого метода, а стендовые испытания на ИР БР-10 дали весьма обнадёживающий практический результат: при однократной фильтрации сплава NaKHg через магниевый сорбент степень очистки сплава от ртути достигала 96–98%.

В дальнейших исследованиях было показано, что насыщенный ртутью магниевый сорбент можно безопасно утилизировать, выделив из него ртуть в виде нерастворимого твёрдого осадка, состоящего из киновари HgS (природный минерал).

На основании полученных результатов был разработан, изготовлен и смонтирован на ИР БР-10 модуль ГЕТТЕР.

## Опытно-промышленная установка для переработки накопленных на ИР БР-10 отходов щелочных теплоносителей

Опытно-промышленная установка (ОПУ) была изготовлена и сдана в эксплуатацию в 2015 году в составе модулей ГЕТТЕР, МАГМА-ТФО и ЛУИЗА-РАО. Переработка щелочных ЖМТ начата в 2016 году. Последовательность переработки щелочных теплоносителей приведена на схеме рис. 7.

Сначала на модуле МАГМА-ТФО перерабатывается натрий 2-го контура, а на стенде ЛУИЗА-Т обезвреживаются обе отработанные ХЛО 2-го контура как

наименее радиоактивные среды (отсутствует <sup>137</sup>Cs). Затем на модуле ЛУИЗА-РАО идёт обезвреживание ХЛО 1-го контура, а слитый из них радиоактивный натрий направляется на промежуточное хранение в сливные баки 1-го контура. На следующем этапе на модуле МАГМА-ТФО перерабатывается натрий 1-го контура из сливных баков 1-го контура (рис. 8). На заключительном этапе на модуле ГЕТТЕР последовательно очищается от ртути щелочной металл из БДХ-2, а затем из БДХ-1. Очищенный от ртути сплав NaK направляется на переработку на модуль МАГМА-ТФО. Одновременно с заключительным этапом переработки на модуле ЛУИЗА-РАО будет проводиться обезвреживание недренируемых остатков натрия в сливных баках 2-го и затем в сливных баках 1-го контура.

Модуль ГЕТТЕР предназначен для предварительной очистки отработанного щелочного сплава NaK из БДХ-1 и БДХ-2 от примесей ртути путём фильтрования через гранулированный магний. Далее очищенный от ртути сплав NaK подаётся на переработку в модуль МАГМА-ТФО.



Рис. 7. Схема и последовательность переработки щелочных ЖМТ. Установки ОПУ для переработки РАО щелочных металлов: модули МАГМА-ТФО, ГЕТТЕР, ЛУИЗА-РАО



*Рис. 8.* Реакционные ёмкости с переработанным натрием 1-го контура (по 50 литров) на модуле МАГМА-ТФО перед погрузкой в контейнеры НЗК-1,5 (на заднем плане)

**Модуль МАГМА-ТФО** (рис. 9, 10, 11) предназначен для переработки щелочного ЖМТ в твёрдый минералоподобный продукт, пригодный для длительного хранения или захоронения, и состоит из печей НАКАЛ (служит также саркофагом для локализации последствий нештатных ситуаций), промежуточных баков — дозаторов щелочного металла, газовой системы, информационно-управляющей системы, системы выгрузки и загрузки реакционных емкостей, транспортной системы и другого оборудования. Технология ТФО не сопровождается образованием взрывоопасного водорода в отличие от водных технологий, что обеспечивает пожаро- и взрывобезопасность технологии ТФО, состав защитного газа (аргона) анализируется газохроматографическим прибором. Начиная с 2016 года на модуле МАГМА перерабатывались щелочные ЖМТ из сливных баков 1 и 2 контура, к настоящему времени переработка натрия 1-го и 2-го контура закончена.

#### Модуль МАГМА-ТФО

Предназначен для переработки сдренированных из контуров БР-10 натрия и очищенного от ртути сплава натрий-калий в минералоподобный твёрдый продукт технологией ТФО.

Печь НАКАЛ для проведения ТФО в загруженной реакционной емкости и переплавки продукта в монолитный оксидно-солевой спёк при 1150—1200 °С



Рис.9. Печь-саркофаг НАКАЛ для проведения процесса ТФО





Операторская для дистанционного контроля: слева — газовая рампа и блок управления печью для переплава НАКАЛ, справа — блок компьютерного слежения

Рис. 10. Информационно-управляющая система модуля МАГМА-ТФО



#### Модуль МАГМА-ТФО

Бак-накопитель очищенного от ртути сплава натрий-калий после модуля ГЕТТЕР перед подачей в модуль МАГМА-ТФО

Рис. 11. Баковое оборудование с трубопроводами для транспортировки натрия

Модуль ЛУИЗА-РАО (рис. 12, 13, 14) предназначен для очистки (нейтрализации) в оборудовании недренируемых остатков щелочного ЖМТ (натрия 1-го контура) методом газофазного окисления (ГФО) газовыми смесями на основе закиси азота. Продуктом нейтрализации является химически безопасный карбонат натрия, а также газообразный азот, по выделению которого в газ-носитель (аргон) ведется газоаналитический контроль процесса обезвреживания. Данный метод нейтрализации не сопровождается выделением взрывоопасного водорода, что обеспечивает пожаро- и взрывобезопасность технологии ГФО.



#### Модуль ЛУИЗА-РАО

Предназначен для нейтрализации недренируемых остатков щелочного металла в отдельном оборудовании БР-10 газовыми смесями на основе закиси азота. Расположен на отметке +6,6 в реакторном зале.

Вверху — газовая рампа для управления подачей газовых смесей и контроля за их расходом.

Внизу — бак РНП в процессе нейтрализации остатков натрия.

Особенность — количество недренируемых остатков натрия в обрабатываемом оборудовании заранее точно не известно

Рис. 12. Основное оборудование модуля ЛУИА-РАО
Две ХЛО 2-го контура (1-й и 2-й петли) обезврежены на стенде ЛУИЗА-Т, одна из них в порядке эксперимента заполнена отвержденным цементным компаундом (рис. 14). При этом не образуется жидких РАО, требующих дополнительной переработки.

К настоящему времени на модуле ЛУИЗА-РАО обезврежены от остатков натрия две ХЛО 2-го контура и три ХЛО 1-го контура.



Модуль ЛУИЗА-РАО

Отработанная ХЛО в защитном бетонном боксе модуля ЛУИЗА-РАО перед монтажом технологических и газовых линий

Рис. 13. Защитный бокс для размещения ХЛО 1-го контура





Схема ХЛО (слева) и общий вид обезвреженной ХЛО 2-го контура с зацементированным продуктом нейтрализации в корпусе ХЛО (справа)

*Рис.* 14. Результаты эксперимента по омоноличиванию содержимого ХЛО 2-го контура после нейтрализации в ней остатков натрия с примесями

Сейчас на ИР БР-10 осталось менее 10 (из 16) отработанных ХЛО 1-го контура. Полное дренирование Na из ХЛО технически невозможно, поэтому после дренирования Na и переработки его на модуле МАГМА-ТФО, в каждой ХЛО остается 20–30 литров Na с примесями (из исходных 200 литров). Для нейтрализации этого недренируемого Na используется модуль ЛУИЗА-РАО, на котором в 2016 году начата работа по обезвреживанию ХЛО 1 контура и обезврежено 7 ХЛО 1-го контура. Но растворение продуктов нейтрализации Na в ХЛО ведет к образованию жидких РАО, требующих последующей переработки в ЦРО.

### Выводы и предложения

1. В ГНЦ РФ-ФЭИ на ИР БР-10 осуществлена разработка и применение новых безопасных технологий переработки РАО отработанных щелочных жидкометаллических теплоносителей (Na, NaK, NaKHg):

 технология твёрдофазного окисления (ТФО) шлаком медеплавильного производства для сдренированных щелочных металлов,

технология газофазной нейтрализации (ГФН) недренируемых щелочных металлов,

– технология жидкометаллической хроматографии (ЖМХ) для выделения и нейтрализации ртути из щелочных металлов.

2. Создано и пущено в эксплуатацию новое оборудование для их практической реализации — модуль МАГМА-ТФО, модуль ЛУИЗА-РАО, модуль ГЕТТЕР в составе опытно-промышленной установки. Безопасность технологий и оборудования обеспечивается практическим отсутствием выделения водорода при переработке РАО щелочных металлов.

3. К 2023 году предлагается создать и ввести в эксплуатацию на ИР БР-10 более производительную установку МИНЕРАЛ-100/150 разовой производительностью 100–150 литров натрия за один цикл с учётом перспективы её востребованности для вывода из эксплуатации БОР-60 (НИИАР) и БН-600 (Белоярская АЭС).

4. После вывода из эксплуатации ИР БР-10 в здании реактора планируется создать научно-технический полигон для отработки масштабированных технологий и оборудования для вывода из эксплуатации быстрых реакторов России.

### Список литературы

- 1. Патент РФ на изобретение № 2114077. Твердеющий состав и способ его отверждения / Смыков В.Б., Борисов В.В., Кононюк М.Х. [и др.]; заявл. 01.10.1996; опубл. 27.06.1998.
- 2. Патент РФ на изобретение № 2133060. Устройство для укрытия оборудования, содержащего щелочной металл, материал для укрытия оборудования, теплоизоляционный материал и способ его получения / Борисов В.В., Яковенко А.А., Кравченко И.Н. [и др.]; заявл. 10.07.1998; опубл. 29.04.1999.
- 3. Багдасаров Ю.Е., Смыков В.Б., Борисов В.В., Кононюк М.Х. и др. Экспериментальные исследования по переработке РАО щелочных

теплоносителей методом ТФО // Сб. докладов 2-й международной конференции «Радиационная безопасность: РАО и экология», СПб, 9-12 ноября 1999 г., с. 66.

- Кононюк М.Х., Смыков В.Б., Лукьянов А.А., Багдасаров Ю.Е., и др. Разработка технологии переработки РАО щелочных теплоносителей методом ТФО / Избранные труды ФЭИ-2001. — Обнинск, ФЭИ. — С. 64–67.
- Багдасаров Ю.Е., Белинский В.С., Смыков В.Б., Кононюк М.Х. и др. Технология ТФО и установка «Минерал» для перевода в безопасное состояние РАО щелочных ЖМТ ЯЭУ : Препринт ФЭИ-2948. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2002.
- 6. Ермолаев Н.П., Смыков В.Б., Саратова И.Г., Орлова Т.А., Юдаков Г.А. Экспериментальная отработка технологии нейтрализации недренируемых остатков Na и Na-K в оборудовании ЯЭУ газообразной закисью азота. // Сб. д-дов Российской межотрасл. конф. «Тепломассообмен и свойства жидких металлов», Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 29–31 окт. 2002 г. Т. 1. С. 229–246.
- 7. Патент РФ на изобретение № 2200991. Способ переработки щелочного металла, загрязненного радиоактивными примесями и устройство для его реализации / Смыков В.Б., Кононюк М.Х., Лукьянов А.А. [и др.].]; заявл. 23.03.2001; опубл. 20.03.2003.
- Смыков В.Б., Багдасаров Ю.Е., Белинский В.С., Кононюк М.Х., Крючков Е.А., Лукьянов А.А. Научно-техническое обоснование технологии ТФО для перевода в безопасное состояние РАО щелочных ЖМТ реактора БР-10 // Материалы 14-й конф. Ядерного общества России «Научное обеспечение безопасного использования ядерных энергетических технологий», Удомля, Калининская АЭС, 30 июня — 4 июля 2003 г. С. 37.
- Смыков В.Б., Багдасаров Ю.Е., Белинский В.С., Крючков Е.А., Кононюк М.Х. и др. Исследования в обоснование технологии ТФО для перевода в безопасное состояние РАО щелочных ЖМТ реактора БР-10 // Сб. докладов 4-й Российской конференции по радиохимии «РАДИОХИМИЯ-2003», 20–25 октября 2003 г., г. Озерск, ПО МАЯК, 2003. С. 185–186.
- Смыков В.Б., Ермолаев Н.П., Саратова И.Г., Орлова Т.А. Экспериментальная отработка технологии применения N<sub>2</sub>O для нейтрализации остатков Na и сплава Na-K // Cб. докладов 4-й Российской конференции по радиохимии «РАДИО-ХИМИЯ-2003», 20–25 октября 2003 г., г. Озерск, ПО МАЯК, 2003. С. 188.
- Смыков В.Б., Крючков Е.А., Кононюк М.Х. и др. Исследования технологии предварительной очистки РАО щелочных теплоносителей ИР БР-10 от ртути металлическим магнием // Сб. докладов 5-й междунар. научно-технич. конф. «Обращение с РАО», Москва, ВНИИАЭС, 22–24 ноября 2005 г. С. 40–41.
- Смыков В.Б., Саратова И.Г., Пронин А.А. и др. Отработка технологии нейтрализации недренируемых остатков натрия на стенде ЛУИЗА // Сб. докладов 5-й международной научно-технической конференции «Обращение с РАО», Москва, ВНИИАЭС, 22–24 ноября 2005 года, с. 41–42.
- Смыков В.Б., Лукьянов А.А., Крючков Е.А. Разработка новой технологии очистки оборудования быстрых реакторов от недренируемых остатков натрия путём их нейтрализации закисью азота // Сб. докладов XVIII Менделеевского съезда по общей и прикладной химии, 23–28 сент. 2007 года, Москва, ИОНХ РАН, с. 2541 (рус.), 2462 (англ.). Изд. РАН, 2007 г.

- 14. Смыков В.Б., Крючков Е.А., Багдасаров Ю.Е., Кононюк М.Х., Белинский В.С., Пронин А.А. Проблемы кондиционирования радиоактивных отходов щелочных теплоносителей при выводе из эксплуатации исследовательского реактора БР-10 // Сб. докладов юбилейной конференции «От исследований на БР-5 (БР-10) к проектам демонстрационных и энергетических реакторов» / Под ред. проф. Багдасарова Ю.Е. — Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 26 января 2009 г. С. 115–127.
- 15. Канухина С.В., Лукьянов А.А., Смыков В.Б. Моделирование процесса твёрдофазного окисления щелочных металлов, используемого для утилизации отходов щелочных жидкометаллических теплоносителей реакторов на быстрых нейтронах // Сб. тезисов докладов межведомственного семинара ТЕПЛОФИЗИКА-2009 «Технология щелочных ЖМТ», Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 28–30 октября 2009 г. С. 82–83.
- IAEA-TECDOC-1633 "Decommissioning of Fast Reactors after Sodium Draining", IAEA, Vienna, 2009, p. 9-14: Development of technology of neutralization of sodium residues by gaseous dinitrogen oxide in cold trap of the BR-10 research reactor on LUIZA test facility./ V.B. Smykov, Yu.E. Bagdasarov, E.A. Kryutchkov, V.S. Belinsky.
- 17. Смыков В.Б., Крючков Е.А., Багдасаров Ю.Е., Кононюк М.Х., Белинский В.С., Пронин А.А., Сокол П.И., Журин А.В. Кондиционирование РАО щелочных теплоносителей исследовательского реактора БР-10 // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. 2011, №3, с. 105–109.
- Smykov V. B., Butov K. A., Kochetkov L. A., Poplavko V. Ya., Zhurin A.V. Decommissioning of SSC RF-IPPE Facilities Posing Nuclear and Radiation Danger: Current Status and Challengts. Proc. of the 5<sup>th</sup> International Conference and Exhibition "Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects", Avignon, France, 7-11 April, 2013, report no. 13025.
- 19. Smykov V., Zhurin A., Kanukhina S., Butov K. The main aspects of the implementation of works for the decommissioning of the RR BR-10 in the transition period and future plans. Technical Meeting on Decommissionig Plans and Managing the Transition between Operation and Decommissioning of Research Reactor, 8-12 December 2014, IAEA Headquaters, Vienna, Austria. Available at www.nucleus.iaea.org.
- 20. International Atomic Energy Agency. Treatment of Residual Sodium and Sodium Potassium from Fast Reactors. IAEA-TECDOC-1769, IAEA, Vienna, 2015.
- Smykov V., Butov R., Zhurin A., Komarov Eu. Research reactor BR-10 testing ground for conditioning of alkaline liquid-metal coolants under decommissioning/ International Conference IAEA on "Advancing the Global Implementation of Decommissioning and Environmental Remediation Programmes" (IAEA-CN-238), 23-27 May 2016, Madrid, Spain.
- Butov K., Kononuk M., Smykov V. Technical feature of application of SPO technology in industrial implementation under decommissioning project of fast reactors. International Conference IAEA on "Advancing the Global Implementation of Decommissioning and Environmental Remediation Programmes" (IAEA-CN-238), 23-27 May 2016, Madrid, Spain/ poster ID49.
- Канухина С.В., Кононюк М.Х., Бутов К.А., Смыков В.Б. Расчетные и экспериментальные исследования метода твердо-фазного окисления щелочных металлов шлаком медеплавильного производства. // Атомная энергия. — 2016. — Т. 120. — Вып. 6. — С. 330–336.

- 24. Патент РФ на полезную модель № 164535. Устройство для переработки щелочного жидкометаллического теплоносителя / Смыков В.Б., Кононюк М.Х., Пронин А.А. [и др.]; Заявка на патент РФ на полезную модель № 2015153968/07 (083207) от 15.12.2015.
- 25. Смыков В.Б., Пронин А.А. БР-10 полигон для отработки технологий вывода // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды . 2017. №4/104, (электронный журнал).
- Butov K. A., Smykov V. I., Kononyuk M. Kh., Zhurin A.V. Industrial Exploitation of Testing Ground for Treatment of Radwaste Alkaline Coolants under Decommissioning of Fast Research Reactors / International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development — FR17/ 26-29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation. Paper IAEA-CN245-456. Pp. 157-158.
- 27. Карабаш А.Г., Богданович Н.Г., Копылов В.С., Емельянов В.П. и др. Жидкометаллическая хроматография — метод сорбционного фильтрования для очистки расплавов металлов и концентрирования примесей / Тез. докладов межотраслевой конф. «Использование жидких металлов в народном хозяйстве» (ТЕЛОФИЗИКА – 91). — Обнинск, ФЭИ, 1993. — С. 118–120.

# Отмывка аварийных ОТВС от щелочных металлов перед переработкой

А. И. Ластов, С. А. Артамонов, Р. М. Малов, М. Д. Самсонов, С. В. Ткачёв, С. В. Хамьянов

С 1959 г. по 2002 г. в ГНЦ РФ – ФЭИ находился в эксплуатации исследовательский реактор на быстрых нейтронах ИР БР-10 (до 1973 г. — БР-5), на котором проводились испытания топлива различных композиций для энергетических быстрых реакторов. В ходе пяти кампаний реактор работал на диоксидах урана и плутония, карбиде урана и нитриде урана.

Отработавшее ядерное топливо из активной зоны ИР БР-10 выгружалось и отправлялось в сухое хранилище ОЯТ ГНЦ РФ – ФЭИ. Всего за время работы реактора была накоплена 631 отработавшая тепловыделяющая сборка.

В период 2008—2009 гг. и 2014—2017 гг. по используемой на ИР БР-10 штатной технологии (парогазовый метод) было отмыто от натрия 380 ОТВС, а 16 переданы в лабораторию для проведения материаловедческих исследований без отмывки.

Оставшиеся 235 аварийных ОТВС (табл. 1) негерметичны и имеют дефекты в оболочках твэл.

Основные технические данные ОТВС: шестигранник под ключ 26 мм, общая длина — 833 мм, выгорание — в пределах 2,9–8,4 %, конструкционный материал — нержавеющая сталь, топливная композиция — UC, UN и PuO<sub>2</sub>.

Извлечённые из реактора топливные сборки содержат остаточные массы металлического натриевого теплоносителя до 200 и более граммов, не слитые по причинам наличия карманов, смачивания поверхностей конструкционных материалов, проникновения внутрь повреждённых твэл и др.

Нарушение целостности оболочек тепловыделяющих элементов, имевшее место особенно при работе с карбидным топливом, приводило к заполнению интерьера и пропитке топлива радиоактивным металлическим натрием.

### Таблица 1.

N⁰	Топливная	Обога-	Период	Сред-	Уд. активность	Количество
кампании	компози-	щение,	эксплуатации	нее	продуктов	аварийных
	ция	%		выго-	деления,	OTBC,
				рание	Ки/кг топлива	ШТ.
2	UC	90	1965–1971	2,92	102	116
3	PuO <sub>2</sub>	_	1973–1979	8,42	330	87
4	UN	90	1983–1989	4,9	224	24
5	UN	90	1989–2002	4,9	735	24
6	Разл.	_	—	_	_	8

Характеристика аварийных отработавших топливных сборок ИР БР-10

Для отмывки ОТВС от остатков натрия используют в основном четыре метода удаления натрия с поверхностей оборудования:

парогазовый метод;

 отмывка спиртами и их водными растворами, а также смесями с другими компонентами;

- дистилляционный метод удаления натрия;

- растворение водой под вакуумом.

Для отмывки от остатков натрия штатных топливных сборок и другого высокоактивного оборудования на здании ИР БР-10 была разработана установка пароводяной отмывки сборок и пробок, которая успешно работала в течение нескольких десятков лет. К настоящему времени она модернизирована в систему парогазовой отмывки сборок и пробок.

Суть модернизированного метода заключается в том, что реакционный объем, в котором происходит реакция взаимодействия натрия с паром, заполнен и постоянно продувается инертным газом-носителем (азотом). Концентрация водорода, который образуется в результате взаимодействия натрия с паром, непрерывно контролируется с помощью анализатора водорода типа ГТВ-1101 ВЗ. Это позволяет оператору регулировать интенсивность подачи в реакционный объем пара и не допускать образования опасных концентраций водорода.

Однако при загрузке аварийных ОТВС ИР-БР-10 в обмывочный канал и подаче пара из парогенератора происходит вымывание топлива и продуктов деления из сборок, что приводит к неконтролируемому уносу ядерных материалов и к серьёзному ухудшению радиационной обстановки в обслуживаемых помещениях. В связи с этим для удаления остатков натрия из аварийных ОТВС потребовалось создание новой технологии.

Среди известных технологических подходов [1—4] наиболее приемлемыми и практически реализуемыми представляются вакуумная отгонка металлического натрия и спиртовая отмывка его остатков и продуктов окисления.

Вакуумная отгонка, включающая нагрев изделия до температуры около 500 °С и сбор сконденсированных паров натрия, не нашла широкого практического применения по причине неконтролируемого распространения паров радиоактивности и серьёзного загрязнения всех коммуникаций. Также недостатком вакуумной отгонки считается отсутствие контроля за окончанием процесса, что вносит неопределённость в полноту удаления натрия. Спиртовая промывка топливных сборок позволяет достичь полной очистки от остатков натрия, но при больших количествах велика опасность выхода реакции за допустимые пределы.

Сотрудниками АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» впервые было предложено сочетание этих методов, что позволяет добиться и проверить полноту удаления натрия из аварийных ОТВС. Кроме того, было сделано оригинальное предложение собирать натрий при вакуумной отгонке не традиционным способом (путем конденсации натрия и сбора его в емкостях-накопителях), а путём использования твердофазного поглотителя, например окиси меди, который не просто сорбирует натрий, а вступает с ним в химическое взаимодействие, превращая его в нелетучий оксид натрия и оставляя на своей поверхности. Это позволяет избежать распространения радиоактивного натрия по коммуникациям. Образующийся продукт окисления натрия состоит из восстановленной красной меди, белого оксида натрия и остатка черной окиси меди и может быть захоронен в могильнике или же в хранилище ТРО ГНЦ РФ – ФЭИ.

Выбор технологии вакуумной отгонки металлического натрия со спиртовой отмывкой его остатков и продуктов окисления учитывает ряд важных моментов:

высокая радиоактивность ОТВС БР-10;

- разрушенные оболочки твэл;

 исключение реагентов на основе воды (собственно вода, пар, растворы, газовые смеси, эмульсии и пр.), в виду опасности размывания и диссипации ядерных материалов и нарушения взрывобезопасности;

- использование горячих камер с дистанционным управлением.

Для обоснования возможности применения указанных методов представим их детальное рассмотрение.

Натрий плавится при температуре 97,8 °C и кипит при 882,9 °C [1]. Давление паров становится заметным уже при относительно низких температурах: форвакуум ( $1\cdot10^{-2}$  мм рт. ст.) достигается при 290 °C. Поэтому предварительное вакуумирование должно обеспечить удаление натрия при температурах 450—500 °C. Можно считать процесс завершённым, если в сборке останется менее 1 % натрия.

Здесь необходимо обратить внимание на тот факт, что натриевый теплоноситель, находящийся в топливной сборке, загрязнён примесью радионуклида цезий-137 активностью до  $8,5 \cdot 10^7$  Бк/кг ещё в период нахождения сборки в активной зоне реактора. Удельная активность самого цезия-137 составляет  $3,2 \cdot 10^{15}$  Бк/кг. Расчёт показывает, что мольная доля цезия-137 в натриевом теплоносителе равна  $4,5 \cdot 10^{-9}$ .

Однако массовая концентрация генетической примеси цезия в натриевом теплоносителе реактора БР-10 составляла около 2,5 ppm, что соответствует мольной доле  $4,2\cdot10^{-7}$  и определяет поведение цезия-137 в расплаве натрия. Известно [5], что цезий в натрии находится в элементарном состоянии. Исходя из этого, давление паров цезия-137 над натриевым расплавом можно рассчитать по формуле в соответствии с законом Рауля

$$p_{\mathrm{Cs}(\mathrm{Na})} = \chi_{\mathrm{Cs}(\mathrm{Na})} \cdot p^0_{\mathrm{Cs}},$$

где:  $\chi_{Cs(Na)}$  — мольная доля цезия в расплаве натрия;  $p^0_{Cs}$  — давление насыщенных паров цезия над чистым цезием.

На рис. 1 приведены графические зависимости изменения давления насыщенных паров натрия [1] и цезия [6], а также цезия над расплавом реакторного натрия. Как видно из графиков рис. 1, давление паров цезия на два порядка больше, чем у натрия. Это обстоятельство, казалось бы, делает невозможным удаление основной массы натрия без захвата радиоактивного цезия. Но расчёт с учётом реальной концентрации цезия в расплаве натрия (линия 3, рис. 1) показывает, что такая возможность существует. При нагреве системы, откачанной до форвакуума (0,05 мм рт. ст.), до температуры 330—340 °С натрий начнёт возгоняться, так как давление его паров сравняется с вакуумом. А давление паров цезия в этих условиях остаётся ниже более чем на четыре порядка. По мере отгонки натрия концентрация цезия растёт. Когда останется 0,01 мас % Na, цезий может также начать возгоняться. Поэтому можно в начале процесса, когда концентрация цезия еще мала, недолговременно поднимать температуру системы до 500—550 °C, чтобы активизировать процесс удаления натрия. Напротив, в конце процесса следует постепенно понизить температуру до 330 °C и далее, чтобы полнее завершить очистку от натрия топливной сборки без захвата цезия.

При нагревании замкнутой системы пары натрия покидают топливную сборку и выходят во внутреннее пространство герметичного сосуда. Обычно в принятых технологиях пары направляются на конденсацию, где собираются и удаляются. При этом возникают значительные



радиационные затруднения, создающие отрицательное отношение к вакуумной технологии в целом. Предложено разместить внутри герметичного сосуда твёрдые неорганические окислители, которые способны взаимодействовать с натрием и переводить его в форму оксида. В качестве неорганических окислителей можно использовать оксиды металлов, имеющих сродство к кислороду меньшее, чем натрий. Такими являются оксиды кадмия, меди, железа, марганца и других металлов. Если порошки или гранулы оксидов разместить вокруг топливной сборки, то выходящие пары натрия будут превращаться в оксид натрия и оставаться на поверхности окислителя. Переход паров натрия в твёрдую фазу приводит к понижению давления над поверхностью окислителя, что является движущей силой процесса денатризации топливной сборки. Кстати отметить, что даже если пары цезия будут выходить из топливной сборки, то они так же будут окисляться и оставаться на твёрдой фазе окислителя вместе с натрием.

Химическая реакция взаимодействия натрия с оксидами металлов протекает по уравнению

$$2xNa + MeO_x = xNa_2O + Me.$$

Из приведённого уравнения следует, что практически наиболее выгодны оксиды металлов в максимальном валентном состоянии с наименьшим атомным весом. В этом отношении оксиды металлов, обладающих меньшим сродством к кислороду, можно выстроить в ряд  $MnO_2 > Fe_2O_3 > CuO > CdO$ . Если положить, что в топливной сборке содержится 230 г натрия (10 грамм-молей), то для полной нейтрализации потребуется 217 г MnO<sub>2</sub>, или 267 г Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, или 400 г CuO, или 642 г CdO. Естественно, что в реальной ситуации необходимо использовать избыток твёрдого окислителя.

Выбранный твёрдый окислитель размещается в герметичном сосуде либо на неглубоких поддонах, установленных в несколько рядов, либо в сетчатом контейнере коаксиально топливной сборке. Отработавшие порции окислителя могут быть регенерированы и возвращены в процесс или подвергнуты захоронению. Побочным продуктом регенерации может стать ценный раствор радионуклида цезий-137.

Следовательно, достоинствами вакуумной отгонки натрия с использованием твердого окислителя являются:

 твердый окислитель не просто сорбирует натрий, а вступает с ним в химическое взаимодействие, превращая его в нелетучий оксид натрия и оставляя на своей поверхности;

 радиоактивный натрий не покидает внутреннего пространства замкнутого рабочего сосуда, поэтому не происходит неконтролируемого распространения радиоактивности и серьёзного загрязнения всех коммуникаций;

 отработавшие порции окислителя без сложных технических решений могут быть регенерированы и возвращены в процесс или подвергнуты захоронению.

К недостаткам метода относится:

 необходимость использования достаточно сложного оборудования вакуумной печи;

- отсутствие контроля полноты очистки ОТВС от натрия.

После окончания операции вакуумной отгонки топливные сборки содержат продукты окисления натрия (оксид, гидроксид, карбонаты), образовавшиеся во время хранения, и возможные остатки металлического натрия. Для их удаления проводится операция спиртовой отмывки. Наиболее приемлемыми из широкого набора возможных жидких реагентов считаются этиловый спирт и денатурированный спирт[2].

Этиловый спирт хорошо растворяет продукты окисления и активно взаимодействует с натрием по реакции

#### $Na + C_2H_5OH = C_2H_5ONa + 1/2H_2.$

Выделяющийся водород, с одной стороны, создаёт проблемы с обеспечением пожаро- и взрывобезопасности, а с другой стороны — даёт возможность осуществления контроля за окончанием нейтрализации натрия. Взрывоопасность возникает за счёт возможного образования гремучей смеси с воздухом. Для её снижения и даже полного исключения необходимо воздушную атмосферу заменить на инертный газ путём постоянной продувки аргона или азота так, чтобы объёмная концентрация водорода в выходящем газе не превышала 4 %.

Продукты реакции (алкоголята натрия) обладают невысокой растворимостью в спирте. Чтобы избежать образования насыщенных растворов, требуется использовать 50-кратный объём спирта.

Реакция натрия со спиртом сопровождается значительным выделением тепла. Это может привести к росту температуры и резкому возрастанию скорости

взаимодействия. Для предотвращения отрицательных последствий необходимо предусмотреть возможность теплоотвода.

Достоинства спиртового метода следующие:

 из ОТВС удаляются продукты окисления натрия (оксид, гидроксид, карбонаты и пр.), образовавшиеся во время хранения, и остаточные следы натрия;

 позволяет контролировать полноту удаления металлического натрия из аварийных ОТВС;

— этиловый или денатурированный спирт являются наиболее приемлемыми и дешевыми из широкого набора возможных жидких реагентов.

Недостатки метода следующие:

 выделяющийся в процессе водород создаёт проблемы с обеспечением пожаро- и взрывобезопасности и требует применения специальных технических решений;

 – реакция натрия со спиртом сопровождается значительным выделением тепла, для предотвращения отрицательных последствий необходимо предусмотреть возможность теплоотвода.

Следовательно, задача полного удаления металлического натрия из аварийных ОТВС может быть успешно решена с последовательным использованием рассмотренных методов вакуумной отгонки и спиртовой промывки.

Для реализации данного подхода необходимо было создать две установки — установку вакуумной отгонки и установку спиртовой отмывки.

### Установка вакуумной отгонки (УВО)

Установка вакуумной отгонки предназначена для удаления натрия из топливной сборки за счёт испарения в вакуумных условиях при температурах в пределе (350—550) °С и давлении не более 1 Па (8·10<sup>-3</sup> мм рт. ст.) и последующего осаждения натриевых паров на неорганическом носителе.

Принципиальная схема УВО и план её размещения в Горячей камере представлены на рис. 2.

Основой установки является трубчатая электропечь (1) внутренним диаметром 70 мм и длиной 1200 мм, в которую вставлен цилиндр (2) из нержавеющей стали внутренним диаметром 64 мм и со стенками толщиной 3 мм. В цилиндре размещается топливная сборка (3) и упаковка с поглотителем паров натрия (4). Металлический цилиндр имеет термопарный ввод и герметизирующий откидной фланец (5). Резиновое уплотнение фланца охлаждается сжатым воздухом. Для обеспечения достижения высокого вакуума форвакуумный насос (8), измерительная лампа (6) и отсечные клапаны (7) размещены внутри Горячей камеры, а щит управления, включающий вакуумметр МЕРАДАТ-ВИТ и регулятор температуры (9), расположен в операторской Горячей камеры.

Основным узлом УВО является рабочий участок, показанный на рис. 3.

В состав рабочего участка входят металлическая труба из жаропрочной стали диаметром 70 мм и длиной 1200 мм, заканчивающаяся откидной крышкой, и картридж с гранулированным оксидом меди, вставленный внутрь металлической трубы.



Рис. 2. Установка вакуумной отгонки (УВО):

1 – электропечь; 2 – цилиндр металлический; 3 – сборка топливная;

4 – поглотитель паров натрия; 5 – фланец откидной; 6 – лампа термопарная ПМТ6-3;
7 – вентили; 8 – насос форвакуумный; 9 – регулятор температуры ТЕРМОДАТ-17Е6;
10 – щит управления



Рис. 3. Рабочий участок УВО

Металлическая труба, заваренная наглухо с тыльной стороны, имеет патрубок для связи с газо-вакуумной системой и кольцевую рубашку для подачи сжатого воздуха с расходом 240 л/мин. Откидная крышка позволяет проведение загрузки-выгрузки топливной сборки и картриджа с оксидом меди, обеспечивая возможность последующей надёжной герметизации и создания высокого вакуума. Металлическая труба в собранном виде вставлена в цилиндрический паз трубчатой электропечи. Картридж представляет собой две коаксиально расположенные обечайки с диаметрами 64 и 32 мм из перфорированного листа нержавеющей стали толщиной 0,5 мм, пространство между которыми заполнено гранулами оксида меди. Поверхности обечаек, примыкающие к оксиду меди, покрыты тонкой сеткой из нержавеющей стали, препятствующей рассыпанию гранул. Топливная сборка ИР БР-10 размещается внутри картриджа, который закрывается пробкой с оксидом меди.

### Установка спиртовой отмывки (УСО)

Установка спиртовой отмывки предназначена для проверки наличия и полного удаления остатков металлического натрия и продуктов его окисления окружающей атмосферой в период хранения ОТВС после извлечения из активной зоны исследовательского реактора БР-10.

Принципиальная схема УСО и план ее размещения в Горячей камере представлены на рис. 4.

Основными узлами установки являются ванна со спиртом (1) и химический реактор (3), в котором размещается топливная сборка (4). Химический реактор расположен над ванной и соединяется с ней через перистальтический насос (2). При включении насоса спирт заполняет реактор и далее свободно сливается обратно в ванну. Откидной фланец (6) герметично закрывает химический реактор. Аргон из баллона продувает газовое пространство установки через систему регулирования и контроля расхода и концентрации водорода, чтобы исключить возможность образования гремучей смеси на выходе газа из установки. Регулирующие и контролирующие приборы и оборудование размещено в перчаточном боксе операторской Горячей камеры.

Основным узлом УСО является рабочий участок, конструктивная схема которого представлена на рис. 5.



Рис. 4. Установка спиртовой отмывки (УСО):

 <sup>1 –</sup> ванна спиртовая; 2 – насос перистальтический; 3 – реактор химический; 4 – сборка топливная; 5 – манометр; 6 – фланец откидной; 7 – милливольтметр показывающий;
8 – датчик водорода; 9 – анализатор водорода; 10 – теплообменник; 11 – регулятор расхода газа; 12 – вентиль; 13 – баллон с инертным газом



Рис. 5. Рабочий участок УСО



Рис. 6. Спиртовая ванна УСО: 1 – корпус; 2 – холодильник; 3 – штуцер отбора; 4 – штуцер верхний; 5 – штуцер сливной; 6 – разъём дистанционный

Корпус в виде металлической трубы из нержавеющей стали диаметром 40 мм длиной 820 мм оборудован с одной стороны ниппельным вводом, а с другой — откидным фланцем. На корпусе по длине трубы имеются отверстия со штуцерами для подсоединения манометра, предохранительного клапана и ниппельного разъёма, а также чехол для установки термопары. Внутри трубы устанавливается топливная сборка ИР БР-10 (или макет) после проведения процесса вакуумной отгонки натрия.

Ниппельный разъём соединяет корпус УСО со спиртовой ванной. Спиртовая ванна (рис. 6) представляет собой закрытую плоскую ёмкость объёмом около трех литров. В крышке ванны имеются штуцеры для подачи и слива этилового спирта, для подачи и вывода инертного газа и карман для термопары. Ванна соединяется с рабочим

участком с помощью перистальтического насоса, обеспечивающего прокачку этилового спирта с требуемым расходом. Вентиль прямого слива позволяет экстренно удалить спирт из рабочего участка в случае необходимости.

В 2018 г. обе установки созданы впервые для реализации технологического процесса подготовки к переработке аварийных ОТВС БР-10 в условиях

414

ограниченного пространства Горячих камер и дистанционного управления выполнением всех операций.

Перед размещением Установок в Горячих камерах были проведены предварительные испытания и подтверждена правильность принятых конструктивных решений и установлены оптимальные параметры двухстадийной технологии удаления натрия при работе в чистых условиях на макете топливной сборки, подвергнутой погружению в расплав металлического натрия.

### Заключение

На основе глубокого анализа современного состояния мировой практики удаления металлического натрия с различных поверхностей выбрана двухстадийная технология подготовки к переработке аварийных топливных сборок ИР БР-10, включающая операции вакуумной отгонки и последующей спиртовой отмывки.

Расчётно-теоретические рассмотрения позволили подобрать оптимальные условия процессов вакуумной отгонки (температура, давление, время, использование поглотителя паров натрия) и спиртовой отмывки (объём и расход спирта, концентрация водорода в газовой фазе, температура спиртового раствора).

Представлено принципиальное описание установок вакуумной отгонки (УВО) и спиртовой отмывки (УСО).

Экспериментальная проверка двухстадийной технологии удаления натрия из макета топливной сборки, проведённая на созданных УВО и УСО в чистых условиях, продемонстрировала технологичность и безопасность процесса подготовки к переработке аварийных ОТВС ИР БР-10.

### Список литературы

- 1. Ситтиг М. Натрий, его производство, свойства и применение. М.: Госатомиздат, 1961. 440 с.
- 2. Colburn J. M., Lutton R.P., Welch P. Sodium removal and decontamination of LMFBR components for maintenance. Atomic Energy Review, 1980, 12, 4, pp. 815–892.
- Штында Ю. Е., Поляков В. И. Методы отмывки и дезактивации оборудования, обезвреживания и утилизации отходов натриевого теплоносителя БН-реакторов : Препринт, Димитровград, 1998. — 53 с.
- Скоморохова С. Н. Диссертация на соискание учёной степени кандидата технических наук «Кондиционирование радиоактивных отходов щелочных металлов жидкофазными методами». Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 2004, 183 с.
- Коновалов Э.Е., Ластов А.И., Отставнов П.С. Химия натриевого теплоносителя. Сообщение Ш. Примеси ядерного топлива и продуктов его деления в натриевом теплоносителе быстрых реакторов: Препринт ФЭИ №1362. — Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 1982. — 25 с.
- 6. Каландаришвили А.Г. Источники рабочего тела для термоэмиссионных преобразователей энергии. М., Энергоатомиздат, 1986. 183 с.

# ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА И РАДИОХИМИЯ

# Закрытые источники ионизирующего излучения для лечения органов зрения

С. А. Артамонов, О. Ю. Второва, С. С. Мосин, Н. А. Нерозин, Д. А. Подсобляев, С. В. Ткачев, В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц

Главным направлением современной ядерной медицины является развитие эффективных и безопасных методов применения радиоизотопов для лечения пациентов с онкологическими заболеваниями. Эти методы обеспечивают низкую дозу, целевое применение и минимальное поражение здоровых тканей за счет формирования дозного поля, локализованного в основном очаге поражения. К таким методам относится брахитерапия пациентов с онкологическими заболеваниями органов зрения с помощью медицинских изделий — закрытых источников ионизирующего излучения в форме офтальмоаппликаторов (OA).

По инициативе советских ученых А. Ф. Бровкиной, Г. Д. Зарубея и при непосредственном участии сотрудников ВНИИ неорганических материалов был создан первый отечественный комплект ОА для органосохранных методов лечения в офтальмоонкологии. Для технического обеспечения этого направления трудились сотрудники многих институтов страны. В результате был выполнен огромный комплекс научных исследований, разработан и на практике опробован ряд конструкций ОА, исследованы ядерно-физические свойства радиоизотопов применительно к их производству. Такие аппликаторы использовались во многих медицинских учреждениях СССР, было пролечено более 5000 пациентов с заболеваниями органов зрения.

С распадом СССР все научные исследования были прекращены; расположенные в Москве производства, связанные с использованием радиоактивных материалов, были закрыты. В связи с этим прекратились поставки отечественных офтальмоаппликаторов. Только спустя почти двадцать лет производство отечественных ОА было возобновлено в ГНЦ РФ – ФЭИ, где был организован выпуск ОА с изотопом рутений-106. В настоящее время в ГНЦ РФ – ФЭИ выпускаются шесть типоразмеров ОА на основе бета-излучателя рутений-106 и создается производство ОА на основе бета- и гамма-излучающих радиоизотопов (рутений-106, стронций-90 и йод-125) с широким спектром типоразмеров.

Офтальмоаппликаторы используются для органосохранных методов лечения взрослых пациентов и детей с такими сложными онкологическими

заболеваниями органов зрения, как опухоли цилиарного тела и радужки, лечения меланомы, ретинобластомы, сосудистой внутриглазной опухоли придаточного аппарата глаза, орбиты и др. Применение ОА различных размеров и конфигураций с радиоизотопами, которые имеют различные энергии гамма- и бета-излучения, обеспечивает проведение брахитерапии с индивидуальным планированием. Индивидуальное планирование лечения и наличие технических средств — различных ОА — позволяет добиться максимального терапевтического эффекта при минимальных осложнениях в процессе лечения пациентов с опухолями различных размеров, толщины и локализаций, в том числе и труднодоступных (угол глаза, области зрительного нерва, зрачка, века и др.).

Исследования, проведенные в Московском научно-исследовательском институте глазных болезней им. Гельмгольца, показали, что у больных, пролеченных методом брахитерапии (ОА с изотопом рутений-106), 5-летняя выживаемость составила 93 %, 10-летняя — 89 %, 14-летняя — 87 %. При лечении ретинобластомы удается сохранить глаз у 85—95 % детей в зависимости от стадии заболевания; в 70 % случаев сохраняется зрение.

Использование ОА позволяет сохранить жизнь, органы зрения, место человека в обществе после лечения и улучшить качество жизни.

Офтальмоаппликаторы представляют собой герметичные многосоставные изделия вогнуто-сферической формы, которые могут иметь различные конфигурации, размеры и радиусы кривизны (рис. 1).

Корпус ОА выполнен из нержавеющей стали марки 12X18H10T и состоит из основания и герметизирующей крышки, сваренных друг с другом по периметру лазерной сваркой. Вследствие того, что при заболеваниях заднего отдела глаза ОА пришиваются к глазному яблоку на продолжительное время, на корпусе имеются фиксирующие «ушки». Конструкция и размещение «ушек» на корпусе должны



*Рис. 1.* Выпускаемые типы ОА с изотопом рутений-106: 1 – основание, 2 – подложка, 3 – крышка, 4 – фиксатор

обеспечивать фиксацию ОА, удобство для медицинского персонала при проведении операций и таким образом минимизировать его облучение. Под герметизирующей крышкой корпуса размещается подложка с нанесенным на нее радиоактивным изотопом. Подложки могут изготавливаться: а) из меди для нанесения изотопа рутений-106, б) из пористого материала для нанесения изотопа стронций-90, в) из серебра или пористого материала для нанесения изотопа йод-125. Типоразмеры и толщина ОА одинаковы для всех вариантов радиоактивных подложек.

Размеры и конфигурации конструкций ОА определяются физиологическими особенностями строения органов зрения взрослых пациентов и детей, а также размерами и конфигурациями наиболее часто встречающихся опухолей.

Габаритные размеры ОА варьируются от 10 до 25 мм, толщина не должна превышать 1 мм. Средняя мощность поглощенной дозы на рабочей поверхности ОА может составлять от 1200 до 6000 сГр/ч на дату калибровки.

Офтальмоаппликаторы и их макеты предназначены для многократного использования в стационарных и амбулаторных условиях в течение назначенного срока службы, который составляет:

– для ОА с рутением-106 до 12 месяцев (период полураспада составляет 373,59 дня, энергия бета-излучения 3541 кэВ),

– для OA со стронцием-90 до 5 лет (период полураспада составляет 28,9 лет, энергия излучения 2280 кэВ),

– для ОА с йодом-125 до 180 суток (период полураспада составляет 59,40 дня, энергия рентгеновского излучения 35 кэВ),

– для неактивных макетов из прозрачного пластика до года.

Герметичность, форма, размер и чистота поверхности ОА должны сохраняться в течение всего назначенного срока службы.

Результаты расчетных исследований распределения поглощенной дозы в ткани глаза, выполненные методом Монте-Карло, представлены на рисунке 2.

Проведенный сравнительный анализ ОА российских (ГНЦ РФ – ФЭИ, с изотопом рутений-106) (рис. 3) и основных мировых производителей, показывает



*Рис. 2.* Распределения поглощенной дозы в ткани глаза для ОА заднего отдела глаза без выреза (а) и с вырезом (б)

(табл. 1), что отечественные ОА имеют более совершенные технические характеристики: более тонкий корпус (это приводит к меньшей операционной травме глаза и орбиты), более высокую мощность поглощенной дозы (это значит, что короче срок экспозиции, выше биологический эффект облучения), различные варианты длины фиксирующих «ушек» (это — удобство в работе, сокращение времени операции, более легкое извлечение ОА, меньшая операционная травма, меньшее облучение медицинского персонала). По своим медико-техническим характеристикам эта продукция полностью конкурентоспособна в сравнении с продукцией зарубежных фирм. Российские ОА с изотопом рутений-106 стоят в несколько раз меньше по сравнению с зарубежными аналогами.



*Рис. 3.* Общий вид офтальмоаппликаторов с рутением-106

Таблица 1.	
------------	--

Технические характеристики ОА	ГНЦ РФ — ФЭИ	BEBIG, Германия				
1. Рутений-106						
1.1 радиус кривизны корпуса, мм	12 ,13, 14	12 ,13, 14				
1.2 диаметр корпуса, мм	от 10 до 25 мм	от 11,6 до 25,4				
1.3 толщина изделия, мм	0,95	1				
1.4 материал корпуса	нержав. сталь	серебро				
1.5 активность, мКи	от 0,54 до 5,4	от 0,54 до 5,4				
1.6 назначенный срок службы	12 месяцев	12 месяцев				
2. Стронций-90 (в разработке)						
2.1 радиус кривизны корпуса, мм	12 ,13, 14	Не выпускаются				
2.2 диаметр корпуса, мм	от 10 до 25 мм	-				
2.3 толщина изделия, мм	0,95	-				
2.4 материал корпуса	нержав. сталь	-				
2.5 активность, мКи	от 0,6 до 13	-				
2.6 назначенный срок службы	5 лет	-				
3. Йод-125 (в разработке)						
3.1 радиус кривизны корпуса, мм	12,13,14	12,13,14				
3.2 диаметр корпуса, мм	от 10 до 25 мм	от 12 до 20				
3.3 толщина изделия, мм	0,95	2,5				
3.4 материал корпуса	нержав. сталь	МИ в акриловой				
		вставке				
3.5 активность, мКи	от 1,5 до 25	от 1,5 до 25				
3.6. назначенный срок службы	180 суток	180 суток				

Сравнение с аналогами (технические характеристики)

Офтальмоаппликаторы с изотопом рутений-106 имеют Регистрационное удостоверение Росздравнадзора № РЗН 2014/1750 от 07.07 2014. ОА поставляются в офтальмологические центры России (ФГБУ «НМИЦ ГБ им. Гельмгольца», ФГАУ НМИЦ «МНТК «Микрохирургия глаза» им. акад. С. Н. Федорова» Минздрава России, Офтальмологическая клиническая больница филиала ГБУЗ ГКБ им. С. П. Боткина), а также за границу (Белоруссия, Казахстан).

В 2018 году совместно с фирмой «Ресурсы и технологии» начата разработка и постановка на производство офтальмоаппликаторов на основе радиоактивного изотопа стронций-90, выпуск которых также был прекращен с распадом СССР. В настоящее время ОА с изотопом стронций-90 не производят нигде.

Офтальмоаппликаторы представляют собой закрытый источник излучения, корпус которого изготовлен из нержавеющей стали, радиоактивные комплектующие детали для нанесения изотопа стронций-90 изготовлены из пористого материала.

Основные физико-дозиметрические характеристики ОА:

среднее значение мощности поглощенной дозы (МПД) на рабочей поверхности ОА составляет 120–130 сГр/мин, а на обратной стороне ОА МПД должно составлять порядка 6,5 сГр/мин на дату поставки ОА;

среднее квадратичное отклонение МПД на рабочей поверхности составляет около 15 %.

В таблице 2 представлена линейка ОА, предполагаемых к выпуску.

Выпускаемые в настоящее время офтальмоаппликаторы мало отличаются друг от друга по форме активной части. Кроме того, одинаковая (круглая) форма корпуса офтальмоаппликаторов всех типов осложняет их использование при облучении труднодоступных участков (угол глаза, область около зрительного нерва). Поэтому, при создании комплекта офтальмоаппликаторов с радионуклидом стронций-90 учитывались пожелания врачей-офтальмологов по конфигурации ОА, чтобы как можно более эффективно обеспечить лечение различных по размерам очагов заболевания на любом участке глаза.

Аппликаторы типа 1, 2, 6, 7 имеют сплошной корпус и активную часть в форме круга, но есть разновидности в активной части, которая может быть выполнена в виде полукруга.

Аппликаторы типа 3 предназначены для облучения новообразований, локализованных вблизи зрачка. Наличие центрального отверстия в корпусе и, соответственно, в активной части обеспечивает точную фиксацию аппликатора относительно зрачка и уменьшает дозу облучения хрусталика и прилегающих к нему здоровых тканей глаза.

Аппликатор типа 4 имеет форму равнобедренного треугольника и применяется для облучения тканей в углах глаза.

Для облучения тканей в области века предназначены аппликаторы типа 5. Если аппликатор этого типа снабжен экраном на выпуклой стороне корпуса, то он применяется для облучения опухолей, расположенных на глазном яблоке. Если экран расположен на вогнутой стороне корпуса, то облучению подвергаются ткани века. Если в аппликаторе защитный экран отсутствует, такой аппликатор используется для облучения опухоли века и глазного яблока одновременно.

### Таблица 2.

Тип	Рисунок	Радиус кри- визны, мм	Размеры, мм	Bec, г	
1		12, 13, 14	Наружный диаметр от 10 до 25	От 1,22 до 2,765	
2				Вес не имеет значения	
3	$\mathbf{F}$	12, 13	Наружный диаметр от 17 до 21		
4	✐		Наружный размер основания 12, высоты — 14	Вес не имеет	
5		12	Наружный размер широкой части — 18, узкой — 6		
6		12	Наружный диаметр от 17 до 21, радиус выемки — 6,5, расстояние от внут- реннего края выемки до центра ОА — 2,75	Около 2,615	
7 -		12, 13	Наружный диаметр от 17 до 21, радиус выемки — 5,5, расстояние от края вы-	От 2,0 до 2,7	
			емки до края ОА — 4,5		

Линейка офтальмоаппликаторов с рутением-106 и стронцием-90

Аппликаторы типа 6 используются для терапии новообразований, расположенных в непосредственной близости от зрительного нерва, и имеют серповидный вырез, соответствующий его размерам.

Вследствие того, что при заболеваниях заднего отдела глаза ОА пришиваются к глазному яблоку на довольно продолжительное время (намного большее, чем время экспозиции при лечении заболеваний переднего отдела), активность у таких аппликаторов (типы 1, 6, 7, табл. 2) составляет от 0,6 до 3 мКи. Вместе с тем, активность аппликаторов для терапии переднего отдела глаза (типы 2, 3, 4, 5, табл. 2) находится в интервале 1,5–15 мКи.

Главная цель радиационной терапии при лечении рака — доставить максимальную дозу в опухоль при минимальной дозе на здоровые ткани. Это же относится в полной мере и к лечению злокачественных новообразований в области глаз, поэтому для реализации этой цели точная дозиметрия жизненно важна. В случае радиационного лечения глазной меланомы, когда объем лечения очень мал, крутые градиенты дозы и близость окружающих критических структур делает дозиметрию особенно актуальной. В связи с этим в ФЭИ были проведены, с привлечением методов Монте-Карло, дозиметрические расчеты ОА, которые становятся все более полезными в глазной брахитерапии благодаря их способности моделировать в очень маленьком диапазоне от поверхности источника.

Была поставлена задача рассчитать пространственное распределение энерговыделения вдоль центральной оси ОА в среде, имитирующей состав глаза, для ОА с изотопами <sup>106</sup>Ru+<sup>106</sup>Rh и <sup>90</sup>Sr+<sup>90</sup>Y, имеющих определенную конфигурацию, размеры и спектральный состав фотонного и электронного излучений. Расчет проводился при помощи компьютерной программы MCNP5, реализующей метод Монте-Карло в 3-мерной геометрии.

Офтальмоаппликатор имеет вогнуто-сферическую форму с радиусом кривизны внутренней поверхности 12–14 мм и толщиной 1 мм. В расчетной модели, которая практически повторяет реальную геометрию ОА, толщина задней защитной стенки ОА составляет 0,8 мм. На подложку толщиной около 0,1 мм наносится радиоактивный изотоп. Рабочая поверхность закрывается фольгой толщиной около 0,1 мм. Материал защитного слоя — аустенитная сталь марки 12Х18Н10Т.

Энерговыделение рассчитывается в точках по оси симметрии Z с шагом 0,5 мм на глубину 7,5 мм (рис. 4). В качестве исходных данных для расчета вводится геометрия OA (размеры и форма), состав материалов (сталь, медь, имитатор



*Рис. 4.* Геометрия ОА для расчета по программе MCNP5

глаза), источник излучения. Источником  $\beta$ -излучения является тонкий слой изотопов Rh-106 и Ru-106, пребывающих в динамическом равновесии, нанесенный равномерно на медную подложку. Задается сумма бета-спектров изотопов Rh-106 с периодами полураспада 29,6 с и 130 мин. Бета-спектры других изотопов вносят пренебрежимо малый вклад в источник, поэтому не

рассматриваются. Энерговыделение измеряется в МэВ/см<sup>3</sup> на одну частицу, зная активность источника, его легко можно пересчитать в единицы мощности поглощенной дозы (МПД) Гр/с, сГр/ч, которая и является интересующей врачей величиной. Наиболее актуальным является расчет этих величин вдоль оси симметрии, что необходимо для понимания изменения МПД в глубине глаза.

Результаты расчета приводятся в следующих таблицах и графиках.

Расчеты для всех типов и размеров ОА проводились для радиуса глаза 12 мм, поскольку это самый распространенный размер, а для радиусов 13 мм и 14мм расчет может быть проведен аналогичным образом.

В качестве примера приведены результаты расчета для ОА типа 1 и 2 (таблица 3) с наружными диаметрами 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20, 21 22, 24 мм и соответствующими активными диаметрами 9,5; 10,5; 11,5; 12,5; 13,5; 14,5; 15,5; 16,5; 17,5; 18,5; 19,5 и 21,5 мм. Результаты расчетов сведены в таблицу 3. Ход кривых энерговыделения отображен на графике (рис. 5).

Поскольку в дальнейшем предполагается наряду с изотопом рутения-106 использование изотопа стронция-90 для ОА типа 3, то также проведены расчеты для изотопа стронция-90.

Для ОА типа 4 (треугольник) был проведен расчет для изотопов рутения-106 и стронция-90. Результаты расчетов сведены в таблицу 4 и отражены на графике (рис. 6).

Таблица 3.

Γπν-	Наружный лиаметр мм											
т лу- бина,	12	13	14	15	16	лный <sub>4</sub>	18	10	20	21	22	24
MM	12	15	17	15	10	17	10	17	20	21	22	27
0,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00	100,00
0,50	91,00	80,00	83,00	88,00	84,00	86,00	89,00	87,00	92,00	90,00	91,00	87,00
1,00	74,00	70,00	72,00	77,00	76,00	77,00	77,00	78,00	80,00	80,00	79,00	77,00
1,50	60,00	59,00	63,00	64,00	67,00	67,00	70,00	68,00	70,00	64,00	63,00	60,00
2,00	52,00	49,00	52,00	55,00	57,00	59,00	60,00	59,00	61,00	58,00	57,00	58,00
2,50	42,00	42,00	46,00	47,00	48,00	49,00	51,00	51,00	52,00	52,00	51,00	53,00
3,00	35,00	33,00	38,00	37,00	42,00	43,00	43,00	42,00	43,00	43,00	45,00	44,00
3,50	26,00	27,00	32,00	32,00	35,00	36,50	39,00	38,00	41,00	41,00	41,00	40,00
4,00	21,00	22,00	25,00	25,00	27,50	31,00	32,00	33,00	37,00	35,00	34,00	32,00
4,50	17,00	17,00	19,00	20,00	23,00	23,00	25,00	26,00	28,00	26,00	26,00	24,80
5,00	12,00	14,50	15,00	17,00	22,00	24,00	24,00	25,00	26,00	25,00	25,00	24,50
5,50	9,70	10,80	12,00	13,00	14,00	16,00	18,00	19,00	20,00	20,00	20,00	20,00
6,00	9,00	8,80	9,40	11,00	11,00	12,00	13,00	13,00	14,00	15,00	15,00	15,50
6,50	5,70	6,60	7,50	8,00	9,00	10,00	11,00	11,00	12,00	13,00	14,00	14,00
7,00	4,50	5,50	5,00	7,00	7,00	7,50	8,00	8,00	9,40	9,00	9,40	10,00
7,50	3,80	3,80	5,00	5,00	6,00	6,00	7,00	7,50	8,60	10,00	10,00	11,00

Относительное (в %) распределение энерговыделения в глазу вдоль центральной оси ОА типа 1 и 2



*Рис.* 5. Ход кривых энерговыделения внутри глаза вдоль центральной оси ОА типа 1 и 2

### Таблица 4.

	1	
Глубина, мм	Ru-106	Sr-90
0,00	100,00	100,00
0,50	82,00	76,00
1,00	69,00	56,00
1,50	53,00	46,00
2,00	43,00	32,00
2,50	36,00	25,00
3,00	27,00	19,00
3,50	20,00	12,00
4,00	16,00	9,50
4,50	13,00	7,00
5,00	11,00	4,00
5,50	8,00	2,50
6,00	6,00	-
6,50	4,00	_
7,00	4,00	_
7.50	3.00	_

Относительное (в %) распределение энерговыделения в глазу вдоль центральной оси ОА типа 4



*Рис. 6.* Ход кривых энерговыделения внутри глаза вдоль центральной оси ОА с изотопами рутения-106 и стронция-90

Для ОА типа 5 (пластина) и типа 6 (с вырезом) также были проведены расчеты для изотопов рутения-106 и стронция-90.

Результаты расчета по программе MCNP5 могут использоваться в сертификатах, сопровождающих поставляемые в клиники ОА. Эти данные необходимы врачам для планирования операций с использованием ОА. При разработке новых типов ОА любого радиуса и диаметра активного слоя разработанная методика расчета позволяет получать дозные кривые. Методика позволяет рассчитывать МПД не только по оси симметрии ОА, но в любой точке глазного яблока.

### Список литературы

- 1. Патент 2475875 Российская Федерация. МПК G 21G 4/00. Способ нанесения радиоизотопа на вогнутую металлическую поверхность подложки закрытого источника излучения / Нерозин Н.А., Шаповалов В.В., Подсобляев Д.А., Ермолов Н.А.; опубл. 20.02.13. Бюл. № 5.
- 2. Патент 2467818 Российская Федерация. МПК В 21D 22/00. Способ изготовления из листового металла офтальмоаппликатора / Нерозин Н.А., Хамьянов В.В., Шаповалов В.В., Тимохович В.П., Ермолов Н.А.; опубл. 27.11.12. Бюл. № 33.
- Болонкин А.С., Дунин А.В., Подсобляев Д.А. и др. Контроль равномерности нанесения рутения-106 на подложки офтальмоаппликаторов // Тезисы доклада на VIII Всерос. конф. по радиохимии «Радиохимия-2015» (Железногорск Красноярского края, 28 сентября — 2 октября 2015 г.). — Железногорск, 2015. — С. 436.

## Создание РФП для лечения злокачественных новообразований печени

С. А. Артамонов, А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, М. Д. Самсонов, Е. А. Соловьёва, Д. В. Степченков, С. В. Ткачёв, Н. Р. Тогаева, В. В. Шаповалов

Злокачественные новообразования — проблема высокой социальной значимости. Такие новообразования являются одной из основных причин смерти и инвалидизации населения развитых, а в последние годы и развивающихся стран, ведут к значительной утрате трудоспособной части общества. В России более 35 % больных с впервые выявленным диагнозом находятся в трудоспособном возрасте (15–59 лет). Онкологические заболевания продолжают оставаться в списке лидеров в структуре причин смертности населения [1, 2]. В структуре смертности населения России злокачественные новообразования занимают второе место (15,3% в 2014 году) после болезней системы кровообращения (50,1% в 2014 году), опередив травмы и отравления (8,0% в 2014 году) [3].

Метод лечения злокачественных новообразований с помощью открытых и закрытых радионуклидных источников позволяет доставлять терапевтическую дозу радиации непосредственно к опухолевому очагу при минимальной дозовой нагрузке на здоровые ткани. Целевая или таргетная терапия становится основным средством для их лечения. Преимущества целевой терапии — максимальная дозовая нагрузка на ткани опухоли с минимальным воздействием на окружающие ткани и весь организм пациента. Одним из наиболее популярных среди применяемых для этих целей изотопов является <sup>90</sup>Y. Это чистый  $\beta$ -излучатель, не имеющий, в отличие от других нуклидов, побочного  $\gamma$ -излучения, с периодом полураспада 64 часа и максимальной энергией  $\beta$ -частиц 2,28 МэВ. Благодаря таким свойствам <sup>90</sup>Y стал одним из первых радионуклидов, используемых для терапии открытыми источниками.

Количество клинических исследований радиофармпрепарата (РФП) на основе <sup>90</sup>Ү позволяет утверждать, что применение таких препаратов для лечения онкологических и других заболеваний будет возрастать. Одним из основных преимуществ данного радионуклида является генераторный способ его производства, позволяющий осуществлять его получение без необходимости использования ядерных реакторов. Иттрий является дочерним изотопом материнского <sup>90</sup>Sr. Важнейшим требованием для безопасного использования в клинической практике является его чистота, которая не допускает использование в медицине, если содержание <sup>90</sup>Sr превышает  $10^{-4}$ % от активности <sup>90</sup>Y, а суммарное содержание катионов не превышает  $10 \text{ мкг/Ки} ^{90}$ Y. Кроме того, существует еще одна проблема — это накопление стабильного <sup>90</sup>Zr в цепочке распада <sup>90</sup>Y. Так как период полураспада <sup>90</sup>Y невелик, в нем накапливается цирконий, который может оказывать конкурирующее действие иттрию за места связывания при синтезе готовой лекарственной формы — радиофармацевтического лекарственного препарата

(РФЛП). Поэтому очень важен срок годности активной фармацевтической субстанции, т. е. раствора <sup>90</sup>Y, используемого для синтеза РФЛП, и срок годности самого РФЛП. В синтезе РФЛП важно использовать свежевыделенный иттрий для приготовления лекарственного средства и немедленного его применения. Все это принималось во внимание при разработке технологии выделения и очистки <sup>90</sup>Y, а также при проведении исследований по созданию РФЛП с <sup>90</sup>Y.

Одной из актуальных задач клинической онкологии продолжает оставаться лечение злокачественных опухолей печени. Рак печени может быть первичным, то есть происходящим из клеток печеночных структур, и вторичным (метастатическим), который характеризуется разрастанием в печени опухолей из раковых клеток, занесенных в печень из других внутренних органов при их первичном опухолевом поражении [4, 5].

Данные канцеррегистра МНИОИ им. П. А. Герцена — филиала ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России свидетельствуют о том, что количество заболевших первичным раком печени с каждым годом увеличивается. Если в 2004 году было зарегистрировано 6570 человек с диагнозом первичный рак печени, то к 2014 году количество зарегистрированных пациентов с аналогичным заболеванием увеличилось на 10%. Метастатические опухоли печени регистрируют на порядок чаще, чем первичные, поскольку печень является одним из самых часто поражаемых метастазами органом, что связано с ее функцией в организме и соответствующим характером кровоснабжения [2, 6].

Наиболее часто заболевают вторичным раком печени пациенты, имеющие злокачественные образования в кишечнике, желудке и поджелудочной железе, а также легких и органах половой системы. Как правило, метастазы в печени развиваются у 1/3 больных раком различных локализаций. Метастатический рак печени обычно характеризуется быстрым прогрессированием.

Лечение злокачественных опухолей печени продолжает оставаться одной из актуальных задач клинической онкологии, может включать в себя оперативное лечение, лучевую терапию, химиотерапию. Единственным методом, позволяющим добиться длительной выживаемости при первичном раке печени, является хирургическая операция.

У пациентов с метастатическим колоректальным раком печени в большинстве случаев выполняется ее анатомическая резекция как в ходе первичной операции, так и в процессе последующего наблюдения за пациентами. Общая 5-летняя выживаемость при таком подходе составляет не более 40 %.

Однако в большинстве случаев к моменту диагностики злокачественного новообразования печени радикальное удаление опухоли возможно лишь у 5–15 % больных. Рецидив опухоли в течение 3–5 лет после резекции печени наблюдается у 60–90 % пациентов, из них повторную резекцию удается выполнить не более чем у 10 % пациентов. Таким образом, очевидно, что в нехирургической противоопухолевой терапии рака печени нуждаются до 80 % больных.

Для лечения больных с нерезектабельным раком печени используют системную химиотерапию или методы локорегионарного воздействия, включающие химиоинфузию и химиоэмболизацию печеночной артерии, а также облучение.



*Рис. 1.* Процедура эмболизации: радиоэмболизация (РЭ) — методика предполагает сочетание эмболизации и лучевой терапии

К сожалению, такие традиционные методы при новообразованиях печени малоэффективны. Попытки найти более действенные, малоинвазивные и вместе с тем эффективные способы терапии явились стимулом к разработке внутрисосудистых вмешательств под рентгенологическим контролем, таких как эмболизация [6].

Эмболизация — это альтернативный вариант лечения пациентов, у которых опухоль не может быть удалены хирургически. Данное лечение обычно не требует длительной госпитализации и представляет собой методику введения определенных веществ в кровеносные сосуды человека для уменьшения или полного прекращения кровоснабжения определенной части органа. Если эмболизацию провести в месте кровоснабжения опухолевой ткани, то это приведет к полной или частичной гибели присутствующих там раковых клеток.

В лечении пациентов применяют три вида эмболизации:

 трансартериальная эмболизация (рис. 1) — процедура, при которой печеночную артерию закупоривают взвесью мелких нейтральных частиц. Опухоль подвергается полному или частичному некрозу;

– химиоэмболизация — лечебная процедура предполагающая сочетание эмболизации и химиотерапии.

Отсутствие на отечественном рынке РФЛП для проведения радиоэмболизации исключает возможность проведение терапевтической процедуры. За рубежом используют РФЛП, представляющие собой стеклянные микросферы с <sup>90</sup>Y и микросферы на основе полимеров. Микросферы из стекла при внутрисосудистом введении вследствие их высокой плотности имеют свойство оседать в кровеносных сосудах. Другим недостатком стеклянных микросфер является то, что они не подвергаются в организме метаболизму, т. е. биодеградируемости — рассасыванию. Общим недостатком стеклянных и полимерных микросфер является то, что удельная активность их невысока.

Результаты РЭ свидетельствуют о хороших перспективах применения метода, однако в России клинический опыт составляет на настоящий момент лишь



*Рис. 2.* Терапия методом радиоэмболизации с применением препаратов на основе радионуклида <sup>90</sup>Ү

6 наблюдений. В 2009 г. процедура РЭ стеклянными микросферами, содержащими <sup>90</sup>Y, была осуществлена в РНЦРХТ (С.-Петербург) у 4 больных. В начале 2012 г. еще две процедуры РЭ в России были выполнены специалистами



были выполнены специалистами *Рис. 3*. Радиоэмболизация микросферами с <sup>90</sup>Y РОНЦ им. Н. Н. Блохина РАМН

(Москва). Сдерживающим фактором широкого применения зарубежных РФЛП для РЭ в России является их высокая стоимость и небольшой срок годности вследствие короткого периода полураспада <sup>90</sup>Y, поэтому появилась идея создания отечественного РФЛП для РЭ с микросферами на основе альбумина крови человека, модифицированные диэтилентриаминпентауксусной кислотой (ДТПА), меченные радионуклидом <sup>90</sup>Y (рис. 2, 3).

Разрабатываемый отечественный препарат является аналогом зарубежных препаратов:

- стеклянные микросферы <sup>90</sup>Y, Theraspheres, MDS Nordion, Канада;

– полимерные микросферы с радиоизотопом <sup>90</sup>Y, SIR-spheres, Sirtex Medical, Австралия.

Преимуществами отечественного препарата являются:

 достаточно высокая удельная активность микросфер 7500 Бк/частицу, что потребует меньшего их количества при РЭ;

 низкая объемная плотность суспензии микросфер 1,26 г/см<sup>3</sup>, что будет обуславливать равномерное распределение их в капиллярах, кровоснабжающих опухоль;

 временной эмболизирующий эффект — время рассасывания микросфер альбумина (протеолиза) в организме, вследствие их биодеградируемости, позволяет обуславливать возможность повторного проведения процедуры РЭ при необходимости.

Микросферы альбумина (МСА) крови человека (рис. 4) получают путем тепловой денатурации белка. РФП на основе МСА характеризуются высокой физиологичностью и технологичностью их получения, возможностью получать



*Рис.* 4. Микросферы альбумина крови человека под микроскопом

микрочастицы с заданными размерами и программируемой скоростью протеолиза их в организме, возможностью инкорпорировать практически любые радионуклиды, прочно удерживать их в составе частиц и высвобождать по мере протеолиза денатурированного белка.

МСА являются уникальным носителем для селективной доставки радионуклидов к очагу опухолевого или неопухолевого поражения. Бета-частицы <sup>90</sup>Ү проникают в окружающие ткани в среднем на 3,5 мм, но не более 13 мм. Наличие характеристического излучения, испускаемого радионуклидом <sup>90</sup>Ү, позволяет визуализировать распределение РФЛП в

организме пациента с помощью ОФЭКТ. Эти свойства делают <sup>90</sup>Ү почти идеальным радиоизотопом в качестве метки для создания РФЛП для проведения локальной лучевой терапии.

Скорость кровотока и количество капилляров в опухоли в 3–7 раз больше, чем в окружающих тканях. Следовательно, создается целенаправленная доставка микросфер по капиллярам в ложе опухоли и высокая доза облучения опухоли (120–200 Гр) при относительно небольшом облучении здоровой, окружающей опухоль, ткани печени (20–30 Гр).

Для разработки нового отечественного РФЛП для проведения процедуры внутриартериальной радиоэмболизации неоперабельных пациентов с первичными и метастатическими опухолями печени необходимо было отработать технологию получения радиофармпрепарата и провести полномасштабные доклинические исследования в рамках федеральной целевой программы «Развитие фармацевтической и медицинской промышленности Российской Федерации на период до 2020 года и дальнейшую перспективу».

Коллективом исследователей АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», МРНЦ им. А. Ф. Цыба филиала ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России был разработан радиофармпрепарат на основе микросфер альбумина крови человека, диаметром 25–40 мкм, меченных <sup>90</sup>Y, проведены доклинические исследования РФЛП, подготовлен пакет документов для проведения клинических испытаний.

Была разработана технология синтеза готовой лекарственной формы радиофармацевтического лекарственного препарата «ДТПА-Микросферы альбумина, 25–40 мкм, <sup>90</sup>Ү» («ДТПА-МСА, <sup>90</sup>Ү»), наработаны опытные партии РФЛП терапевтической активности, проведены доклинические испытания.

Модифицированные ДТПА микросферы альбумина крови человека получали в лаборатории Экспериментальной ядерной медицины МРНЦ им. А.Ф. Цыба путем эмульгирования раствора альбумина крови человека в оливковом масле, нагретом до необходимой температуры, в течение нескольких часов с последующей промывкой полученных микросфер и фильтрацией на ультразвуковых микроситах до требуемого размера.

К нагретой суспензии микросфер альбумина добавляли ДТПА диангидрид в воде. Полученные модифицированные микросферы отфильтровывали, промывали несколькими видами растворов и сушили. В лиофильную форму модифицированные микросферы альбумина переводили путем лиофильной сушки в токе аргона. Таким образом получали субстанцию «Микросферы



Рис. 5. Лиофилизат ДТПА-МСА

альбумина-ДТПА, лиофилизат» (рис. 5), которую помещали во флаконы для инъекций емкостью 10 мл, укупоренных резиновыми пробками для лекарственных средств и обжатых алюминиевым колпачком. В каждом флаконе 20 мг микросфер заданного размера. Срок годности лиофилизата составляет 1 год с даты приготовления. Основные характеристики качества готовой лекарственной формы радиофармацевтического лекарственного препарата «ДТПА-Микросферы альбумина, 25–40 мкм, <sup>90</sup>Y» приведены ниже.

Название РФЛП	.«ДТПА-Микросферы альбумина, 25-40 мкм, <sup>90</sup> Ү»,
сокращенное название	.«ДТПА-МСА, <sup>90</sup> Ү»
Внешний вид	.суспензия желтоватого цвета
Объемная активность	.до 5,55 ГБк/мл (150 мКи/мл) на дату и время изготовления
Размер частиц	.25-40 мкм
Радиохимические примеси	не более 5 %
Стерильность	.стерильный
Пирогенность	апирогенен
Первичная упаковка	порциями до 5,55 ГБк (150 мКи) на установленное время и дату поставки во флаконы из дрота для лекарственных средств вмести- мостью 10 мл (ТУ 9461-010-00480514-99), герметично укупорен- ные пробками резиновыми медицинскими АВ (ТУ 9467-001- 44111344-2008) и обжатые колпачками алюминиевыми К2-20 (ГОСТ Р 51314-99)
Вторичная упаковка	.флакон в защитном контейнере, паспорт и инструкцию по приме- нению помещают в комплект упаковочный транспортный для ра- диоактивных веществ.
Маркировка	на этикетке флакона со знаком радиационной опасности указы- вают: предприятие-изготовитель, его товарный знак, название препарата, лекарственная форма, объёмная активность на дату и время приготовления, «стерильно», номер серии, срок годности
Срок годности	.72 часа с момента изготовления
Хранение	в соответствии с «Основными санитарными правилами обеспече- ния радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010)». При темпе- ратуре окружающей среды от плюс 5 °С до плюс 25 °С и относи- тельной влажности воздуха 65 %
Назначение	.РФЛП «ДТПА-МСА, <sup>90</sup> Ү» предназначен для лечения рака печени при внутриартериальном введении

Для синтеза РФЛП была разработана технология получения активной фармацевтической субстанции <sup>90</sup>Y (АФС <sup>90</sup>Y).

Для выделения сырьевого радиоактивного изотопа <sup>90</sup>Y в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» использовали полупротивоточный центрифужный экстрактор, который обеспечивает наиболее эффективное проведение всех рутинных экстракционных операций, таких как выделение, концентрирование и разделение с наименьшим количеством экстракционных стадий [7, 8]. Довольно короткое время переработки наряду с высоким качеством получаемого продукта можно считать главным преимуществом этого метода. Кроме того, этот процесс может быть полностью автоматизирован. После чего проводили доочистку от химических примесей активной фармацевтической субстанции с <sup>90</sup>Y. Методом ионно-обменной хроматографии на двух хроматографических колонках проводили ее аффинаж, с последующим упариванием досуха полученного десорбата [7, 8]. Получившийся сухой остаток растворяли в соляной кислоте и расфасовывали в стерильные флаконы объемом 10 мл, укупоривали резиновой пробкой для лекарственных средств, обжимали алюминиевым колпачком с последующей финишной стерилизацией в автоклаве. Ниже приведены основные характеристики качества «АФС <sup>90</sup>Y».

Внешний вид	. бесцветная прозрачная жидкость
Химическая форма	. 90YCl <sub>3</sub> , хлорид иттрия, 90Y в 0,04 М растворе
	хлористоводородной кислоты
Объемная активность, ГБк/мл (мКи/мл),	
не менее	. 5,5 (150)
Объем, мл	. 0,5-5,0
Калибровка, сутки от даты производства	.3
Радиохимическая чистота, % 90Ү в виде Ү <sup>3+</sup> ,	
не менее	. 99,0
Радионуклидные примеси, %, не более:	
<sup>90</sup> Sr	0,002
ү-излучающие	0,01
Химические примеси, мкг/ГБк:	
Na, Al, Ca, Fe, Cu, Zn, Cd, Pb,	
в сумме не более	. 10,0
Стерильность	. стерильный
Содержание бактериальных эндотоксинов,	
ЕЭ/мл, не более	.35
Срок годности, суток от даты производства	.5

Радиофармпрепарат «ДТПА-МСА, <sup>90</sup>Ү» получали в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» (рис. 6). Для этого во флакон с полученным лиофилизатом модифицированных микросфер альбумина добавляли воду для инъекций и проводили обработку содержимого флакона в ультразвуковой бане несколько минут. После этого доводили полученную суспензию модифицированных микросфер раствором соляной кислоты до определенного рН и добавляли туда активную фармацевтическую субстанцию <sup>90</sup>Ү требуемой активности. Полученную суспензию перемешивали и доводили ее до нужного рН. Флакон с препаратом нагревали до заданной температуры и выдерживали с периодическим встряхиванием флакона. Меченые микросферы отделяли от раствора с несвязанным <sup>90</sup>Ү путем центрифугирования. Проводили исследования связываемости и стабильности наработанных серий радиофармпрепарата от 0,5 часов после приготовления препарата до 120 часов.

При синтезировании РФЛП по разработанной в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» опытно-промышленной технологии доля связанного с микросферами альбумина радионуклида <sup>90</sup>Ү была не менее 85 % от исходной активности АФС во всех сериях РФЛП. Доля свободного <sup>90</sup>Ү в готовой лекарственной форме в течение 72 часов не превышала 1 % с последующим незначительным ростом при увеличении временной выдержки препарата, что подтверждает стабильность синтезированного РФЛП. Полученные результаты контроля качества синтезированных серий РФЛП свидетельствует о высокой воспроизводимости радиофармацевтического лекарственного средства.

Контроль качества полученных образцов радиофармацевтического лекарственного препарата проводили с использованием: сцинтилляционного β-спектрометра и полупроводникового γ-спектрометра для контроля радионуклидной чистоты образцов; радиометрического сканера для контроля радиохимической чистоты; проводили контроль бактериальных эндотоксинов.



Рис. 6. Аппаратурная схема производства и спецификация оборудования

Расчет прогнозных поглощенных внутренних доз радиофармпрепарата проводили в МРНЦ им. А. Ф. Цыба в лаборатории медико-экологической дозиметрии и радиационной безопасности с применением метода Монте-Карло (программный код MCNP-4B) и результатов фармакокинетики радиофармпрепарата, проведенной в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России на крысах. Исходили из того, что ввиду устойчивого и преимущественного уровня накопления исследуемого препарата в печени с опухолью в экспериментальных условиях (в условиях введения препарата в печеночную артерию) и относительного короткого периода полураспада <sup>90</sup>Y, общая картина распределения исследуемого препарата в организме человека будет приблизительно аналогичной таковой в организме крыс.

При расчете поглощенных доз внутреннего облучения, исходя из сферической формы опухоли и равномерного распределения препарата по объему опухоли, а также из предположения удержания препарата в опухоли на среднем уровне 74% от введенной активности, показано, что величины доз внутреннего облучения опухоли с массами 1, 3 и 5 г, накопленные за 120 часов, составляют, соответственно, 124, 42 и 24 Гр при введении во внутрипечёночную артерию 2 ГБк препарата. При инъекции 5 ГБк препарата поглощенные дозы внутреннего облучения опухоли с массами 1, 3 и 5 г составляют, соответственно, 310, 105 и 60 Гр.

В ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России проведены доклинические исследования РФЛП на крысах. При выполнении доклинических исследований на безопасность РФЛП установлено, что препарат эффективен, нетоксичен и безопасен при его применении по назначению.

В соответствии с действующими нормативными правовыми документами и руководствами подготовлен пакет документов для подачи в Фармакопейный комитет Минздрава России для получения разрешения на клинические исследования (проекты протокола клинического исследования и брошюры исследователя).

В ходе проведения патентных исследований не были выявлены охранные документы, которые имеют прямое отношение к объекту патентных исследований. В результате анализа имеющейся патентной информации за период с 1998 по 2019 годы установлено, что проектируемое техническое решение по технологии мече-



Рис. 7. Флакон для готового РФЛП «ДТПА-МСА, <sup>90</sup>Ү»

ния атомами изотопа <sup>90</sup>Ү микросфер альбумина крови человека обладает патентной чистотой на территории РФ и относительной патентной чистотой на территории других стран.

Разрабатываемое отечественное радиофармацевтическое лекарственное средство позволит достичь мирового уровня оказания медицинских услуг населению в области лечения онкологии за счет качественных преимуществ отечественного РФЛП и возможности оказания терапевтической помощи по существующим квотам ВМП и ОМС.

Готовый продукт будет состоять из флакона для лекарственных средств с готовым РФЛП (рис. 7) для проведения радионуклидной эмболизации печеночной артерии требуемой активности, паспорта на РФЛП и инструкции по применению. Флакон с РФЛП размещается в защитный свинцовый контейнер, упаковывается в упаковочный транспортный комплект типа А.

Помимо радионуклидной эмболизации печеночной артерии, МСА с <sup>90</sup>Y можно использовать и для терапии воспалительных заболеваний суставов различного генеза: ревматоидного артрита, псориатического артрита, остеоартроза, после эндопротезирования суставов, синовита — путем введения в воспаленный сустав препарата, содержащего радиоизотоп. Этот метод носит название <u>Радиосиновэктомия</u> (PCO) и является наиболее эффективным способом местного лечения воспалительных заболеваний суставов. Специалисты считают, что у радионуклидов <sup>90</sup>Y и <sup>188</sup>Re есть потенциал стать возможным лидером в терапевтической ядерной медицине, каким является <sup>99m</sup>Tс в качестве диагностического препарата.

### Список литературы

- Петрова Г.В., Каприн А.Д., Грецова О. П., Старинский В.В.: Злокачественные новообразования в России обзор статистической информации за 1993–2013 гг. / под общей редакцией чл.-корр. РАН, проф. А.Д. Каприна, проф. В.В. Старинского, Москва 2015. — 511 с.
- Статистика злокачественных новообразований в России и странах СНГ в 2012 г. / Под ред. академика РАН и РАМН М.И. Давыдова и д. биол. н. Е.М. Аксель, Москва, 2014.
- Злокачественные новообразования в России в 2015 году (заболеваемость и смертность) / Под редакцией А.Д. Каприна, В.В. Старинского, Г.В. Петровой, Москва 2017. — 250 с.
- 4. Щукина О.Е. Ультразвуковая диагностика рака печени (обзор) // Саратовский научно-медицинский журнал. 2014. Т. 10(1). С. 103–107.
- Таразов П.Г. Артериальная радиоэмболизация злокачественных опухолей печени микросферами иттрия-90 // Вопросы онкологии. — 2013. — Том 59. — №4.— С. 428–434.
- 6. Таразов П.Г. Рентгеноэндоваскулярные вмешательства в лечении первичного рака печени // Практическая онкология. 2008. Т. 9. № 4. С. 209–215.
- Ермолов Н.А., Котовский А.А., Нерозин Н.А., Подсобляев Д.А., Тогаева Н.Р., Ткачев С.В., Хамьянов С.В., Шаповалов В.В. / Описание изобретения к патенту. Способ получения препарата на основе иттрия-90, № 2385754 от 04.08.2008 г.»;
- 8. Шаповалов В.В., Мельниченко Н.А., Нерозин Н.А., Ткачев С.В., Тогаева Н.Р., Хамьянов С.В.. Экстракционно-хроматографическое выделение <sup>90</sup>Y для медицинских целей // Радиохимия. 2012. Т. 54. № 4. С. 357–359.
- Власова О.П., Степченкова Е.Д., Петриев В.М., Клементьева О.Е., Степченков Д.В., Красноперова А.С., Кузнецов А.А., Нерозин Н.А., Иванов С.А., Каприн А.Д. Результаты доклинических испытаний эффективности радиофармпрепарата «ДТПА-Микросферы альбумина, <sup>90</sup>Ү» // Медицинская радиология и радиационная безопасность. — 2020. — Т. 65. — № 5. — С. 60–67.

## Генератор <sup>188</sup> Re ГРЕН-1 для терапии злокачественных новообразований

А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, А. А. Семёнова, Д. В. Степченков, Е. В. Сулим

Основным направлением ядерной медицины является применение радиофармацевтических лекарственных препаратов (РФЛП) в диагностике и терапии заболеваний человека. РФЛП представляют собой химическое соединение, содержащее в своей молекуле радиоактивный нуклид. РФЛП должны соответствовать всем требованиям, предъявляемым к медицинским препаратам.

Главная цель радионуклидной терапии (PHT) — с помощью радионуклидов достигнуть максимальной поглощённой дозы в патологическом очаге при минимальном облучении окружающих тканей. Для этих целей используются чаще всего β-излучающие радионуклиды. Энергия β-частицы реализуется локально (если энергия β-частицы 100 кэВ, то проникновение в ткани составляет 0,2 мм, если 1000 кэВ — до 6 мм), и поэтому характер дозового распределения аналогичен распределению радионуклида в ткани. Период полураспада (T<sub>1/2</sub>) выбранных радионуклидов должен равняться нескольким жизненным циклам клетки. Хорошие терапевтические результаты должны быть, если период полураспада не менее 12 часов и не более 5 дней. В случае короткоживущих изотопов возникает необходимость введения их в большом количестве. При большом  $T_{1/2}$  небольшие изменения распределения радионуклида, небольшая его локальная задержка могут значительно сказаться на дозовом распределении. Во всех случаях для оценки радионуклидов с оптимальными свойствами принимаются во внимание накопление и выведение радионуклида из организма. Принципиально различают три вида радионуклидов терапевтического назначения:

 радионуклиды доставляются в капиллярные сосуды опухоли (локальная терапия) посредством селективной техники катетеров, при этом должны испускаться β-частицы высокой энергии (<sup>90</sup>Y, <sup>188</sup>Re);

2) радионуклиды накапливаются в межклеточном пространстве или в клетках опухоли, при этом предпочтительно β-излучение в пределах средних и высоких энергий (<sup>111</sup>Ag, <sup>186</sup>Re, <sup>188</sup>Re и <sup>90</sup>Y). Такими веществами являются, например, меченные радионуклидом моноклональные антитела;

3) РФЛП связываются с ядрами клеток, они очень близки к воспринимающим участкам клеток и могут метиться нуклидами, испускающими α-частицы (<sup>211</sup>At) или β-частицы низких энергий (<sup>77</sup>As). Последние два типа веществ впрыскиваются в кровь и накапливаются благодаря их биохимическим свойствам (системная терапия).

При оптимальных физических свойствах радионуклидов их химические свойства должны обеспечивать устойчивое связывание радионуклида с препаратом при физиологических условиях. Это важно, так как меченые препараты должны избирательно накапливаться в опухоли. Распад некоторых радионуклидов
сопровождается испусканием γ-фотонов с энергиями от 100 до 300 кэВ, что позволяет легко проследить путь препарата в организме с помощью γ-камеры.

<sup>188</sup>Re является одним из перспективных радионуклидов благодаря своим химическим и ядерно-физическим характеристикам:

- обладает высокой способностью к комплексообразованию;

 – радионуклидный распад сопровождается с испусканием мягкого гаммаизлучения с энергией 0,155 МэВ и жесткого β-излучения с энергией 1,96 (16,7%), 2,12 (80%) МэВ;

- короткоживущий радионуклид, период полураспада составляет 16,98 ч.

Важным отличием радионуклида <sup>188</sup>Re от других изотопов терапевтического действия (<sup>153</sup>Sm, <sup>89</sup>Sr и др.) является то, что <sup>188</sup>Re получается генераторным путем и необходимое количество готового радиофармпрепарата может быть получено непосредственно в клинике по мере поступления пациентов.

Генераторная пара <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re была признана исключительно удобной с точки зрения возможности использования в радионуклидной терапии: достаточно длительный период полураспада материнского радионуклида <sup>188</sup>W (64,9 сут) обеспечивает возможность работы генератора в течение нескольких месяцев; энергия  $\beta$ -излучения и период полураспада дочернего радионуклида <sup>188</sup>Re позволяют реализовать требуемую терапевтическую дозу, не вызывая лишних лучевых нагрузок; за счет наличия  $\gamma$ -излучения имеется возможность визуализации распределения радиофармпрепарата в организме пациента.

Все вышеперечисленные свойства <sup>188</sup>Re позволяют синтезировать РФЛП для терапии различных онкологических и неонкологических заболеваний: рак предстательной, щитовидной и молочной желез, костных метастазов, гепатоклеточной карциномы, меланомы кожи, ревматоидных артритов и других заболеваний суставов различного генеза.

В настоящее время в России разработано два промышленных способа получения радионуклида <sup>188</sup>Re: экстракционный (разработчик НИО ФГУП «ФЦ ПРОЯМ» ФМБА России, завод «Медрадиопрепарат») и хроматографический способ получения радионуклида <sup>188</sup>Re из генератора <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re (производство ГНЦ РФ — ФЭИ).

Радиоизотопный генератор — это устройство для оперативного получения короткоживущего радионуклида путем отделения дочернего изотопа от исходного родительского. Генератор построен на принципе соотношения распаднакопление между долгоживущим материнским и короткоживущим дочерним радионуклидом. Химические свойства дочернего нуклида должны значительно отличаться от свойств материнского, чтобы их легко можно было разделить. В генераторе обычно долгоживущий родительский нуклид распадается до дочернего и последний химически отделяют.

Раствор для получения дочернего радионуклида называется <u>элюентом</u>. <u>Элюатом</u> называется раствор элюента, прошедший через колонку генератора и содержащий целевой радионуклид. Элюирование — процесс пропускания элюента через колонку генератора с получением элюата. Элюат является источником радиоактивного излучения, поэтому он обычно собирается во флакон, находящийся в специальном контейнере с радиационной защитой. Элюат из генератора является радиофармацевтическим лекарственным препаратом (РФЛП) или используется для синтеза РФЛП, поэтому он должен быть стерильным и апирогенным.

Важным преимуществом генераторов с хроматографическим способом получения радионуклида, по сравнению с экстракционным, является то, что они транспортабельны и могут служить источниками короткоживущих радионуклидов в учреждениях, находящихся далеко от циклотронной или реакторной установки.

Действие генератора <sup>188</sup>Re основано на цепочке радиоактивных превращений:

$${}^{188}_{74}W \xrightarrow{\beta^-, 69, 4 \text{ cyr}}{} {}^{188}_{75} \text{Re} \xrightarrow{\beta^-, \gamma, 16, 7 \text{ y}}{} {}^{188}_{76} \text{Os} .$$

Исходным сырьевым препаратом для производства генераторов <sup>188</sup>Re является радионуклид <sup>188</sup>W с периодом полураспада 69,4 суток. Наработка сырьевого радиоактивного препарата «Вольфрамат натрия, <sup>188</sup>W» (Na<sub>2</sub>WO<sub>4</sub>, <sup>188</sup>W) осуществляется на высокопоточных реакторах: АО «ГНЦ НИИАР», Россия, г. Димитровград, Ульяновская область, Ок-Риджская национальная лаборатория (Oak Ridge National Laboratory), США и Исследовательский центр в Моле (SCK CEN), Бельгия.

Материнский радионуклид <sup>188</sup>W нарабатывается в реакторе по следующей ядерной реакции:

<sup>186</sup>W
$$(n, \gamma) \rightarrow$$
 <sup>187</sup>W $(n, \gamma) \rightarrow$  <sup>188</sup>W.

Удельная активность наработанного препарата <sup>188</sup>W составляет 2–7 Ки/г. Производство промышленных хроматографических генераторов <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 в ГНЦ РФ – ФЭИ осуществляется с 2004 г. (рис. 1).



*Puc. 1.* Генератор <sup>188</sup>Re ГРЕН-1, защитный медицинский контейнер, набор флаконов (вакуумированных флаконов и флаконов с изотоническим раствором хлорида натрия) для получения элюата

Генератор <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re (генератор <sup>188</sup>Re) ГРЕН-1 предназначен для многократного получения стерильного апирогенного раствора перрената натрия (Na<sup>188</sup>ReO<sub>4</sub>) с радионуклидом <sup>188</sup>Re (элюата), применяемого для изготовления радиофармацевтических препаратов с помощью специальных наборов реагентов. Полученные препараты применяются в медицине в терапевтических целях.

Генераторы <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 производятся номиналами 100, 200, 500 и 1000 мКи на установленную дату калибровки. Возможно производство генераторов и других промежуточных номиналов по требованию Заказчика. Срок службы генератора составляет от 40 до 200 суток в зависимости от номинальной активности. Вес генератора составляет 16,0 кг. Эквивалентная мощность излучения на поверхности генератора составляет 60 мкЗв/ч-ГБк.

Генератор <sup>188</sup>Re выполнен в виде компактного переносного устройства с внутренней свинцовой защитой, внутри которого расположена стеклянная колонка, соединенная с двумя коммуникациями (линия элюента и элюата), заполненная хроматографическим оксидом алюминия, на котором сорбирован материнский радионуклид <sup>188</sup>W, в результате  $\beta$ -распада которого образуется дочерний радионуклид <sup>188</sup>Re. Получение радионуклида <sup>188</sup>Re из колонки осуществляется путем пропускания через нее стерильного изотонического раствора натрия хлорида с помощью вакуумированного флакона. Накопление <sup>188</sup>Re происходит в течение 3 суток в количестве 96% от равновесного состояния, поэтому для получения элюата с максимальной объемной активностью рекомендуется выполнять элюирование каждые трое суток (рис. 2).

При паспортизации каждого генератора <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 строится кривая элюирования. Кривая элюирования представляет собой зависимость активности элюата от объема элюента, прошедшего через сорбционную колонку радиоизотопного генератора. С помощью кривой элюирования определяется оптимальный объем элюента, необходимый для получения максимальной объёмной активности радионуклида <sup>188</sup>Re в элюате.



*Рис. 2.* Накопление радионуклида  $^{188}$ Re в системе  $^{188}$ W/ $^{188}$ Re

Ниже приведены технические характеристики элюата генератора <sup>188</sup>Re ГРЕН-1.

Технические характеристики элюата генератора 188 Re ГРЕН-1

Элюат	прозрачный, бесцветный, стерильный,
	в количествах, превышающих 6 ЕЭ/мл
Химическая форма	Na <sup>188</sup> ReO <sub>4</sub>
Радиохимическая чистота, %, не менее	99,0
рН	4,0-8,0
Номинальная активность по <sup>188</sup> Re	
на установленную дату поставки, мКи	100, 200, 300, 500, 1000
Содержание радионуклидных примесей,	
% от активности <sup>188</sup> Re, не более:	
188W	1×10 <sup>-3</sup>
ү излучающие радионуклиды, в сумме	1×10 <sup>-3</sup>
Содержание химических примесей,	
мкг/мл, не более:	
AI	5,0
Fe	1,0
Суммарное содержание химических примесей,	
мкг/мл, не более:	9,0

Экспериментальным путем доказано, что профиль кривой элюирования сохраняется на протяжении всего назначенного срока службы генератора. Также установлено, что для генераторов активностью от 100 до 500 мКи по <sup>188</sup>Re объем элюента составляет не более 5 мл; для генераторов активностью от 500 до 1000 мКи — не более 10 мл (рис. 3, 4).

С началом клинических исследований и применения хроматографических генераторов <sup>188</sup>Re возникла еще одна достаточно острая проблема — в течение периода эксплуатации генератора (уже через 1–2 месяца) необходимо выполнение процедуры многократного концентрирования элюата для достижения требуемой для радионуклидной терапии объемной активности.



Рис. 3. Профили элюирования генераторов <sup>188</sup>Re номиналом 200 и 100 мКи



Рис. 4. Профили элюирования двух генераторов <sup>188</sup>Re номиналом 1 Ки



*Рис.* 5. Пример выбора порции с максимальной объемной активностью элюата (средняя часть) на примере кривой элюирования генератора рения-188

С целью увеличения объемной активности раствора перрената натрия сотрудниками ГНЦ РФ – ФЭИ создан способ порционного элюирования, защищенный патентом РФ. Выбор порции с максимальной объемной активностью выполняется на основании кривой элюирования (рис. 5). Раствор элюента делят на несколько порций. Порции элюента последовательно пропускают через колонку с последующим выбором порции элюата с максимальной объемной активностью, что позволяет расширить номенклатуру синтезируемых препаратов в течение назначенного срока службы генератора.

В таблице 1 представлены сравнительные показатели объемной активности элюатов из генераторов <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 на начало эксплуатации и в течение 2,5 месяцев при штатном и порционном режимах элюирования.

Впервые наиболее простой в исполнении метод концентрирования элюата из генератора рения-188 был предложен Кпарр F.F.: потери перренат-ионов на катионите в среднем составляли 10–18%; потери на колонке с оксидом алюминия до 6%; перренат-ионы полностью переходят в раствор при промывке картриджа 2 мл 0,9 % раствора NaCl; выход по <sup>188</sup>Re после процесса концентрирования составлял 70–85 %. Таким образом, использование системы концентрирования, состоящей из картриджа с катионитом Dowex 50WX8 и картриджа с Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> с pH=4, позволило получить 1–2 мл раствора натрия перрената, <sup>188</sup>Re с высокой объемной активностью (рис. 6).

#### Таблица 1

Сравнительные показатели объемной активности элюатов из генераторов <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 на начало эксплуатации и в течение 2,5 месяцев при штатном и порционном режимах элюирования

Номинальная	Режим	Объем	Начальная	Объемная	Объемная
активность ге-	элюирования	элюата,	объемная	активность	активность
нераторов <sup>188</sup> Re		МЛ	активность,	на 30-е сут,	на 70-е сут,
ГРЕН-1,	TPĒH-1,		мКи/мл	мКи/мл	мКи/мл
мКи/мл					
500	штатный	5,0	80	60	40
300	порционный	2,0	200	150	100
1000	штатный	10,0	110	60	40
1000	порционный	4,0	230	150	100



Рис. 6. Система концентрирование элюата из генератора <sup>188</sup>Re (США)

Автоматический модуль концентрирования NEPTIS TH (IRE, Бельгия) для получения раствора натрия перрената, <sup>188</sup>Re с высокой объемной активностью из генератора <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re, производства Национального института радиоэлементов (IRE, Бельгия) показан на рисунке 7. После установки кассеты концентрирования в модуль и запуска программы, процесс концентрирования идет автоматически:



*Рис.* 7. Модуль концентрирование элюата из генератора <sup>188</sup>Re (Бельгия)

100 мл элюата под действием давления, нагнетаемого компрессором, поступают в кассету для концентрирования. Концентрированный раствор по завершению процесса, который длится 1 ч, автоматически поступает в стерильный флакон. Объем концентрированного раствора элюата задается до начала процесса.

В настоящее время в ГНЦ РФ – ФЭИ созданы предпосылки для разработки технологии генератора <sup>188</sup>Re с улучшенными характеристиками элюата, что позволит создать высокотехнологичное изделие для ядерной медицины российского

производства, обеспечив тем самым возможность для России занять лидирующую позицию в области радиофармацевтики.

В настоящее время объем мирового рынка по <sup>188</sup>W составляет порядка 70–80 Ки в год, основные производители генераторов <sup>188</sup>Re (ГРЕН-1, Россия; ІТG, Германия; ORNL, США; ІRE, Бельгия) представлены на рисунке 8. Потребность мирового рынка составляет около 200–300 генераторов/год.

Сравнительные показатели качества элюата из генераторов <sup>188</sup>Re представлены в таблице 2. Сорбентом в генераторных колонках представленных генераторов является оксид алюминия.



Рис. 8. Мировой рынок производителей генераторов <sup>188</sup>Re (из доклада АО «В/О» Изотоп» 21.06.2018 в Обнинске Калужской области на семинаре «<sup>188</sup>Re и радиофармацевтические препараты на его основе»)

### Таблица 2.

Производи-	Номинал,	Объем	pН	Радиохими-	Содержание	Примечание
тели	ГБк	элюента,	элюата	ческая чи-	вольфрама-	
		МЛ		стота, %	188, %	
АО «ГНЦ РФ –ФЭИ», Россия	3,7–37,0	5–10	4,0–8,0	не менее 99,5	не более 1·10 <sup>-3</sup>	Регулярное производство и поставка
ORNL, TN, CIIIA	9,25–111,0	10–20	4,5–6,0	не менее 98,0	*	Более 500 ге- нераторов с 1986
IDB, Ни- дерланды	3,7–18,5	8	4,5–6,0	не менее 98,0	*	Регулярное производство и поставка
POLATOM, Польша	3,7–37,0	8	4,0–7,0	не менее 98,0	не более 0,5	В настоящее время не произво- дится
IRE, Бельгия	3,7–37,0	100	4,5–6,0	не менее 99,0	*	Генератор используется с автомати- ческим моду- лем концен- тратором
ITM, Германия	Более 100,0	меньше 10 мл	*	*	не более 1·10 <sup>-3</sup>	Регулярное производство и поставка

Сравнительные показатели качества элюата из генераторов <sup>188</sup>Re

\* — сведения отсутствуют.

Разработка концентратора к генератору <sup>188</sup>Re позволит АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выйти с новой продукцией на зарубежный рынок (рынок ближнего зарубежья и Юго-Восточной Азии) и конкурировать с другими производителями. Ключевым преимуществом является низкая цена, генератор производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» практически в 2 раза дешевле конкурентов, кроме этого в РФ нарабатывается сырьевой радиоактивный препарат <sup>188</sup>W для производства генераторов (всего два крупных производителя в мире).

Потребность рынка РФ на сегодня составляет 15–20 шт./год (15 медицинских учреждений, в которых синтезируются РФЛП и проводится терапевтическое применение).

Разработанные перспективные РФЛП на основе <sup>188</sup>Re для радионуклидной терапии представлены в таблице 3.

Ведущими предприятиями РФ также разрабатываются новые РФЛП на основе  $^{188}$ Re (таблица 4).

### Таблица 3.

РФЛП	Направление применения	Страна
<sup>188</sup> Re(V)DMSA	Костные метастазы при раке про- статы/груди	Велико- британия
<sup>188</sup> Re-золедроновая кислота	Паллиативная терапия при метастатиче- ском поражении скелета (РПЖ и рак груди). На рынке существуют следующие произво- дители-конкуренты генераторов <sup>188</sup> Re: ITG, Германия; ORNL, США; IRE, Бельгия	Россия
<sup>188</sup> Re-фосфорен	Паллиативное лечение метастатических по- ражений костной ткани (рак простаты, мо- лочной железы, легкого, желудка, щитовид- ной железы)	Россия
<sup>188</sup> Re-SSS Lipiodol	F	Франция
<sup>188</sup> Re-HDD Lipiodol	тепатоцеллюлярная карцинома	Бельгия
<sup>188</sup> Re-Human Serum Albu- min (HSA)Microspheres	Прогрессирующий, неоперабельный первичный или вторичный рак печени	Польша
<sup>188</sup> Re-HEDP	Рак предстательной железы рефрактерный к гормональной терапии	Нидерланды
<sup>188</sup> Re Tin-colloid	Ревматоидный артрит	Корея
<sup>188</sup> Re-Sn microparticles (colloidal)	Синовит с острой болью	Индия
<sup>188</sup> Re-BMEDA	Первичные солидные опухоли в Т продвинутой или метастатической стадии	
<sup>188</sup> Re-P2045	Рак легких	CIIIA
<sup>188</sup> Re-PTI-6D2	Метастатическая меланома	Израиль
<sup>188</sup> Re SCT (мед. изделие для брахитерапии)	Немеланомный рак кожи	Италия

### Перспективные РФЛП на основе <sup>188</sup> Re для радионуклидной терапии

Впервые генератор <sup>188</sup>Re был зарегистрирован в Росздравнадзоре как медицинское изделие в 2006 г. Срок действия регистрационного удостоверения до декабря 2011 г. В этом же году был подготовлен пакет документов для продления срока действия регистрационного удостоверения на медицинское изделие по существующему на тот момент регламенту, но в 2012 г. Постановлением Правительства РФ № 1416 были введены новые правила регистрации медицинских изделий. В связи с изменением нормативной документации и регламента по регистрации медицинских изделий, ГНЦ РФ – ФЭИ приступило к подготовке нового пакета документов по регистрации генератора <sup>188</sup>Re ГРЕН-1 и проведению заводских, технических испытаний.

### Таблица 4.

Ведущие предприятия РФ, разрабатывающие новые РФЛП на основе <sup>188</sup>Re

Название РФЛП	Хими- ческая форма	Статус	Назначение	Разработчик и производитель
Синорен, <sup>188</sup> Re	Суль- фокол- лоид с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Терапия воспали- тельных заболева- ний суставов, ра- диосиновэктомия коленного сустава	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ имени А.И. Бурназяна ФМБА Рос- сии
Микро- сферы аль- бумина, <sup>188</sup> Re (5–10 мкм)	Альбу- мин с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Терапия ревмато- идного артрита	Завод «Медрадиопрепарат» — филиал ФГУП ФЦ ПРОЯМ ФМБА России, МРНЦ имени А.Ф. Цыба — филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России
Гепарен, <sup>188</sup> Re	Альбу- мин с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Гепатоклеточная карцинома	Завод «Медрадиопрепарат» — филиал ФГУП ФЦ ПРОЯМ ФМБА России, МРНЦ имени А.Ф. Цыба — филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России
<sup>188</sup> Re- SSS/липио- дол	Липио- дол с <sup>188</sup> Re	Доклини- ческие ис- пытания завершены	Гепатоклеточная карцинома	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ имени А.И. Бурназяна ФМБА Рос- сии, ООО «Центр Атоммед»

В 2018 г. ГНЦ РФ – ФЭИ получено разрешение Росздравнадзора на проведение клинических испытаний медицинского изделия «Генератора <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re ГРЕН-1».

В апреле 2021 г. медицинское изделие «Генератор рения-188 ГРЕН-1» производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (Россия) зарегистрировано повторно, регистрационное удостоверение № РЗН 2021/13914.

#### Список литературы

- 1. Баранов Н.Г., Степченков Д.В., Нерозин Н.А., Сулим Е.В., Минко Ю.В., Семенова А.А. Способ получения генераторного радионуклида рений-188 // Патент РФ на изобретение №2481660. 2011.
- 2. Баранов Н.Г., Степченков Д.В., Нерозин Н.А., Сулим Е.В., Минко Ю.В., Семенова А.А. Обоснование технологических параметров стационарного генератора рения-188 для радионуклидной терапии // Доклад на Седьмом международном симпозиуме «Технеций и рений: изучение свойств и

применение», г. Москва, 4–8 июля 2011 г. : Book of abstracts 7<sup>th</sup> International Symposium on Technetium and Rhenium — Science and Utilization. — М.: GRANITSA. P. 142.

- Сулим Е.В., Кузнецов А.А., Степченков Д.В., Нерозин Н.А., Минко. Динамические характеристики сорбции и десорбции радинуклидов молибдена-99, вольфрама-188, рения-188 из технологических растворов генераторов // Тезисы докладов VIII Всероссийской конф. «Радиохимия-2015», г. Железногорск, 28 сентября — 2 октября, 2015. С. 471.
- 4. Степченков Д.В., Сулим Е.В., Крылов В.В., Кузнецов А.А., Мануйлов Р.Н., Нерозин Н.А., Петриев В.М., Семенова А.А. Генератор рения-188 производства АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» для синтеза терапевтических радиофармпрепаратов // В книге: ХХ Менделеевский съезд по общей и прикладной химии. Тезисы докладов в 5 томах. Уральское отделение Российской академии наук. — 2016. — 436 с.
- 5. Н.А. Нерозин, Д.В. Степченков, Е.В. Сулим, А.А. Кузнецов. Российский генератор <sup>188</sup>W/ <sup>188</sup>Re для радионуклидной терапии // Исследования и практика в медицине. 2017... Т. 4. № S1. С. 84.
- A.A. Kuznetsov, N.A. Nerozin, A.A. Semenova, D.V. Stepchenkov, E.V. Sulim "GREN-1" <sup>188</sup>W/<sup>188</sup>Re generator. Current status // 10<sup>th</sup> International Symposium on Technetium and Rhenium – Science and Utilization. Proceedings and selected lectures of the 10th International Symposium. 2018. C. 442–448.

## Производство отечественных микроисточников для брахитерапии

С. А. Артамонов, М. В. Бурмистров, С. С. Мосин, Н. А. Нерозин, Д. А. Подсобляев, А. П. Пышко, С. В. Ткачёв, В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц

Россия является признанным лидером в области использовании ядерных технологий в различных сферах народного хозяйства, в том числе и по производству радиоактивных и стабильных изотопов, используемых, в частности, для нужд ядерной медицины, развивающейся заметно интенсивнее в последнее время. В различных регионах появились центры ядерной медицины, в которых устанавливается современное оборудование для радиоизотопной диагностики и лучевой терапии. Ядерная медицина является эффективным инструментом существенного повышения качества жизни населения и снижения смертности, и мировой опыт на практике доказывает это. Достижения в ядерной медицине благоприятно влияют на развитие практически всей медицинской науки, давая пациентам надежду на продление жизни, а то и на полное выздоровление.

Для развития ядерной медицины в России особенно важна правительственная поддержка. Создана концепция развития ядерной медицины в РФ, в которой одним из важнейших стратегических направлений является борьба против онкологических заболеваний. На основе этой концепции формируется Национальная программа. Президент Российской Федерации Владимир Владимирович Путин в своем Послании к Федеральному собранию сказал: «Предлагаю реализовать специальную общенациональную программу по борьбе с онкологическими заболеваниями, активно привлечь к решению этой задачи науку, отечественную фарминдустрию, выстроить современную комплексную систему от правильной диагностики до своевременного эффективно лечения, которая позволит защитить человека».

Разработки Физико-энергетического института (ФЭИ), много лет занимавшегося исследованиями в области ядерной медицины вносят существенный вклад в развитие этого направления. Благодаря тесному сотрудничеству физиков и радиохимиков нашего института с медиками ведущих радиологических центров РФ созданы и создаются уникальные отечественные радиофармпрепараты (РФП) и изделия медицинской техники.

В России ежегодно фиксируется около 10000 новых заболевших раком простаты, и это не считая тех, кто не прошел диагностику. После рака легких смертность мужчин от рака предстательной железы стоит на 2-м месте. У каждого третьего мужчины после 50 лет обнаруживают некоторые изменения клеток простаты, которые в конечном счете могут привести к онкологическому заболеванию. По наблюдениям ВОЗ, рак простаты особенно распространён в промышленно развитых странах, где заболеваемость доходит до 100 человек на 100 тысяч населения. Для лечения этого заболевания в наши дни в развитых странах большое распространение получил метод брахитерапии. Если в последние годы прошлого столетия брахитерапию использовали при лечении рака простаты в 5 % случаев, то сегодня её применяют практически с той же частотой, что и радикальную простатэктомию. Операция малоинвазивная, с высоким процентом положительных результатов (более 90 %) и легко переносится больными (выписка пациентов осуществляется на следующий день).

Брахитерапию рака предстательной железы стали применять в РФ в начале 2000 г., методику проведения этих операций освоили в нескольких клиниках РФ, и такое лечение стало возможно в России. К 2015 году в России уже функционирует 25 клиник, где проводят такие операции. В основном до 2015 года применялись зарубежные источники «IsoCord» Eckert&Ziegler BEBIG, Германия. Брахитерапия внесена в перечень процедур, на которые выделяются Государством квоты как на высокотехнологическую медицинскую помощь (ВМП). До 2013 года квота составляла порядка 450 тыс. рублей; этой суммы хватало на закупку необходимого количества импортных микроисточников и остальных комплектующих (иглы, брахибаллоны), также зарубежных производителей. Однако в 2014 году квота снизилась до 234 тыс. рублей, и такой суммы хватало на закупку лишь третьей части от необходимых на операцию комплектующих. И если до 2013 года количество проведенных операций брахитерапии только возрастало, то постепенно операции по квоте клиники делать прекращали из-за дороговизны зарубежных микроисточников.

Чтобы не лишать российских пациентов возможности пользоваться современным и высокоэффективным методом лечения рака простаты, специалисты ФЭИ совместно с сотрудниками НМИЦ радиологии разработали отечественную технологию и запустили опытное производство российских микроисточников с йодом-125 на отечественном оборудовании и с применением отечественных комплектующих и технологий. В ходе разработки специалистам этих предприятий пришлось решать ряд задач, не часто встречающихся им в повседневной практике, однако существенно повлиявших на эффективность производства и особенно на качество микроисточников (МИ). Прежде чем приступить к полномасштабному производству, были проведены описанные ниже исследования и технологические работы с целью оптимизации разработанной технологии производства российских микроисточников.

Изучена кинетика нанесения йода-125 (зависимости количества нанесённого йода-125 от его концентрации, времени нанесения, pH среды) на серебряные подложки методом изотопного обмена и электрохимическим методом.

Выбран оптимальный режим работы установки, при котором из раствора извлекается не менее 80 % активной субстанции йода-125.

Подобраны параметры для достижения равномерности распределения активности МИ.

Доработана установка нанесения йода-125 на серебряные подложки [1].

Отработана технология лазерной сварки микроисточников (рис. 1), разработана и передана изготовителю конструкция позиционера на 20 микроисточников для повышения производительности участка сварки МИ. Оптимизирована



Рис. 1. Участок сварки микроисточников

технология проверки МИ на герметичность иммерсионным (радиометрическим) методом. Велась работа оптимизации технологий: сортировки по активности, стерилизации, формирования стрендов и паспортизации МИ.

Разработана методика контроля качества МИ, позволяющая измерять мощность воздушной кермы и «видимую» активность МИ (основные параметры, необходимые для проведения клинических испытаний).

Модернизирована электронная база данных, предназначенная для учета, контроля и движения МИ по технологическим участкам и формирования сопроводительной документации на поставки МИ потребителям, которая будет прослеживать информацию по произведенным в ГНЦ РФ — ФЭИ микроисточникам (данные о сырье; даты изготовления, сварки, герметизации, стерилизации, сортировки, стерилизации, упаковки; номера паспортов; дату отправки заказчикам; информацию по отбракованным МИ и т. д.), а также информацию о потенциальных потребителях МИ.

Оптимизирован режим работы автоматизированной установки измерения и сортировки МИ по активности (рис. 2), подобраны параметры функционирования данной установки для измерения реальных изготовленных МИ.

Разработана процедура дезинфекции отсортированных МИ. Проведен сравнительный анализ дезинфицирующих растворов. После чего процедура дезинфекции была оптимизирована и выпущена соответствующая инструкция для операторов.

Проведен ряд мероприятий по разработке подающего устройства МИ для оплеточной машины (рис. 3). Проведены поисковые мероприятия с целью определения изготовителя данного подающего устройства среди изготовителей современной робототехники.

Проведены переговоры с производителями биосовместимых и биоразлагаемых полимеров, применяемых для отверждения шовного материала (используется для изготовления стрендов). От каждого производителя были получены опытные образцы в виде растворов, которые впоследствии были применены для реально изготовленных стрендов. Исследовались различные типы полимеров и растворителей. Для каждого отвержденного стренда проверялись физикомеханические свойства, совместимость с процедурой стерилизации и полнотой ее проведения (микробиологический анализ на стерильность и пирогенность).

Разработана процедура упаковки стрендов в защитные контейнеры (рис. 4) с последующей упаковкой их в полупроницаемые пакеты для стерилизации. Отработаны оптимальные режимы запаивания пакетов для подготовки к стерилизации.





Рис. 2. Автоматическая сортировка микроисточников по активности



Рис. 3. Оплетка микроисточников биоразлагающейся нитью



Рис. 4. Микроисточник в упаковке

Проведена работа по выбору режимов стерилизации, подбор оптимальной программы стерилизации, определение необходимого количества реагента, температуры стерилизации, времени стерилизации.

Разработан полный комплект технической документации на МИ: стандартные операционные процедуры, паспорт соответствующего образца, технические условия, руководства по эксплуатации на все участки производства МИ.

В связи с отсутствием российской программы планирования операций по брахитерапии, необходимо было подтвердить сходство характеристик микроисточников производства фирмы ONCURA (модель OncoSeed 6711) и AO «ГНЦ РФ – ФЭИ» (модель IPPE SEED), для того чтобы использовать программное обеспечение для МИ OncoSeed 6711 при планирования операций с МИ ГНЦ РФ – ФЭИ. С этой целью были проведены исследования дозиметрических характеристик стандартных микроисточников и по отработанной методике были рассчитаны основные дозиметрические характеристики микроисточников ГНЦ РФ – ФЭИ, результаты которых опубликованы в статье [2] и частично приведены ниже.

При производстве и использовании микроисточников существуют ряд особенностей в тестировании и контроле, обусловленных микроскопичностью размеров микроисточника и существенным вкладом различий дозиметрических характеристик в терапевтическое воздействие. Принятый на сегодняшний день в мировой практике свод рекомендаций и правил для расчета дозиметрических характеристик впервые представлен ААРМ Task Group 43. Также в указанном документе представлены стандартные данные для основных типов микроисточников.

Следуя рекомендациям Task Group 43, посредством кода MCNP были проведены расчетные исследования дозиметрических характеристик микроисточников с радионуклидом I-125. Получены стандартные дозиметрические данные, характеризующие исследуемый тип микроисточников.

Микроисточник «OncoSeed 6711» (модель фирмы ONCURA, рис. 5) представляет собой герметично запаянный в титановую капсулу серебряный стержень, покрытый тонким слоем радиоактивного I-125, период полураспада которого равен 59,43 дня. В процессе распада I-125 превращается в Te-125 в первом возбужденном состоянии. Переход Te-125 в стабильное состояние с вероятностью 93 % происходит с испусканием электронов внутренней конверсии, либо с вероятностью 7 % — с испусканием гамма-излучения с энергией 35,5 кэВ. Захват и внутренняя конверсия электронов сопровождаются характеристическим излучением. Имеется также флуоресцентное рентгеновские излучение с энергией 22,1 и 25,5 кэВ вследствие взаимодействия фотонов йода-125 с серебряным стержнем. Электроны и фотоны предельно низких энергий спектра радиоактивного йода поглощаются титановыми стенками капсулы.

При разработке конструкции МИ ГНЦ РФ – ФЭИ (рис. 6) были учтены достоинства известных микроисточников. Для изготовления корпуса МИ использовалась титановая трубка Ø 0,80×0,05 мм. Вкладыши изготавливались из серебряной проволоки Ø 0,5 мм марки Ср 999,9 ГОСТ 6836. Герметизация корпуса МИ осуществлялась титановыми шариками и сварными швами, образующимися при оплавлении кромок.

Исторически задачу выработки норм в оценке дозовых характеристик для разработки микроисточников каждый производитель решал отдельно, тем самым умножая неопределенность в описании предмета. Поэтому в США, для стандартизации дозовых характеристик «OncoSeed 6711» и других терапевтических микроисточников, была инициирована и проведена работа по анализу и систематизации существующих публикаций, посвященных радиационной терапии. В 1998 году Комитетом радиационной терапии Американской ассоциации физиков в медицине была сформирована Рабочая группа № 43 (TG43) для курирования этой проблемы. Итогом работы являлся формализм описания дозиметрических



*Рис. 5.* Модель микроисточника OncoSeed 6711



Рис. 6. Микроисточник ГНЦ РФ – ФЭИ

характеристик микроисточников, опубликованный в отчете «Дозиметрия внедренных брахитерапевтических источников». Отчет представлен в журнале «Медицинская физика» (США) в феврале 1995 года [3].

Толщина слоя нанесенной активности производимого в ГНЦ РФ – ФЭИ микроисточника, согласно заявлениям разработчика, составила 8,0 ·10<sup>-3</sup> мкм или 80 Å слоя материала AgI, соответствующего значению нанесенной активности в 1 мКи. Для данных условий были рассчитаны дозиметрические характеристики (рис. 7).



В таблице 1 представлены сравнительные данные радиальной функции дозы для линейной и точечной аппроксимации МИ.

В таблице 2 представлены данные по функции анизотропии на различных радиусах для МИ IPPE SEED.

На рисунке 8 представлены линии уровня мощности поглощенной дозы (изодозы) в воде от одиночного микроисточника. Результаты нормированы на нанесенную активность, равную 1 мКи.

В табл. 3 представлена постоянная дозы Л для микроисточников OncoSeed 6711 и микроисточников производства ФЭИ

Показательны также отличия в спектре выходящих фотонов из МИ с экспериментальными данными (таблица 4).

Радиальная функция дозы						
<i>r</i> , см	Микроисточни	сточник OncoSeed 6711 Микроисточник IPPE SEEI				
	$g(r)_l$	$g(r)_p$	$g(r)_l$	$g(r)_p$		
0,10	1,055	0,969	1,042	0,693		
0,15	1,078	0,853	1,056	0,836		
0,25	1,082	0,982	1,063	0,967		
0,50	1,071	1,048	1,049	1,026		
0,75	1,042	1,036	1,026	1,025		
1,00	1,000	1,000	1,000	1,000		
1,50	0,908	0,912	0,908	0,912		
2,00	0,814	0,819	0,846	0,849		
3,00	0,632	0,636	0,683	0,689		
4,00	0,496	0,499	0,536	0,541		
5,00	0,346	0,367	0,413	0,419		
6,00	0,270	0,272	0,329	0,332		
7,00	0,199	0,200	0,241	0,242		
8,00	0,148	0,149	0,185	0,186		
9,00	0,109	0,110	0,138	0,139		
10,0	0,0803	0,0809	0,0968	0,0993		

### Таблица 1.

## Таблица 2.

Значения  $F(r, \theta)$ 

Полярны	<i>r</i> , СМ									
и угол ө, град	0,3	0,5	0,7	1	2	3	4	5	6	7
0	0,154	0,202	0,248	0,304	0,419	0,484	0,550	0,580	0,622	0,636
5	0,219	0,203	0,250	0,307	0,421	0,637	0,559	0,589	0,632	0,643
10	0,398	0,454	0,501	0,549	0,628	0,675	0,728	0,726	0,747	0,724
15	0,608	0,597	0,630	0,660	0,723	0,737	0,783	0,781	0,821	0,793
20	0,782	0,728	0,737	0,750	0,781	0,809	0,828	0,828	0,831	0,877
25	0,881	0,811	0,815	0,818	0,841	0,854	0,881	0,860	0,912	0,884
30	0,939	0,887	0,878	0,875	0,884	0,889	0,905	0,904	0,907	0,898
35	0,973	0,939	0,940	0,921	0,915	0,923	0,926	0,934	0,950	0,900
40	1,001	0,965	0,963	0,963	0,945	0,938	0,962	0,954	0,971	0,971
45	1,012	0,991	0,989	0,982	0,969	0,959	0,981	0,990	0,982	0,996
50	1,028	1,006	1,007	1,006	0,987	0,981	0,999	1,011	1,001	1,009
55	1,048	1,022	1,024	1,020	1,003	0,991	1,003	1,014	1,015	0,980
60	0,968	1,027	1,033	1,031	1,031	1,000	1,019	1,017	1,032	1,000
65	0,971	1,042	1,049	1,036	1,020	1,008	1,017	1,014	1,064	1,025
70	0,982	1,041	1,050	1,039	1,026	1,029	1,016	1,036	1,036	1,023
75	0,985	0,987	1,046	1,048	1,034	1,012	1,028	1,027	1,016	1,002
80	0,988	0,996	0,998	1,039	1,030	1,012	1,028	1,027	1,063	1,028
85	0,997	1,008	1,008	1,009	1,008	1,034	1,011	1,019	1,016	1,010
90	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
$\Phi_{an}(r)$	1,054	0,994	0,986	0,980	0,970	0,967	0,977	0,980	0,991	0,975



*Рис. 8.* Изолинии мощности поглощенной дозы в воде от разрабатываемого в ГНЦ РФ – ФЭИ микроисточника

### Таблица 3.

Источник	$\Lambda - TG-43(1995)$	$\Lambda$ – константы	$\Lambda - MCNP$ модель
		мощности дозы (2004)	
MИ OncoSeed 6711	0,88	0,964	0,941 ( <sup>125</sup> I + 5 мкм Ag), 0,994 (I <sup>125</sup> + 1 мкм AgCl, AgI))
ФЭИ			1,01

### Таблица 4.

Относительный спектр фотонов, выходящих из МИ OncoSeed 6711 на оси, перпендикулярной оси МИ, в зависимости от материала покрытия слоя <sup>125</sup>I в сравнении с данными NIST

	Энергия,	Источник	<sup>125</sup> I +5 мкм	<sup>125</sup> І+1 мкм	ИЄФ	NIST
	кэВ		Ag	(AgCl, AgI)	(80Å AgI)	
Ад (рентге-	21,99		8,89E-02	5,40E-02	5,02E-02	4,82E-02
новское из-	22,163		1,65E-01	9,91E-02	9,17E-02	1,03E-01
лучение)	24,94		5,22E-02	3,15E-02	2,92E-02	3,45E-02
5	25,46		9,68E-03	5,99E-03	5,59E-03	8,90E-03
<sup>125</sup> I	27,202	2,75E-01	1,78E-01	2,19E-01	2,23E-01	2,09E-01
	27,473	5,13E-01	3,36E-01	4,07E-01	4,15E-01	4,01E-01
	30,98	1,37E-01	1,06E-01	1,17E-01	1,18E-01	1,25E-01
	31,7	2,97E-02	2,35E-02	2,57E-02	2,58E-02	2,80E-02
	35,49	4,53E-02	4,07E-02	4,06E-02	4,12E-02	4,19E-02

Основным донором в характеристическое излучение серебра послужили энергетические линии с максимальной долей выхода фотонов 27,202 и 27,473 кэВ. Особенно это выражено для экспериментальных данных, что позволяет в данном случае предположить о более вероятном взаимодействии излучения с серебром или серебросодержащем материалом, т. е. явное наличие подобного верхнего, нерадиоактивного закрепляющего слоя на подложке стандартного микроисточника.

Проведен литературный обзор отчетов об исследованиях дозиметрических характеристик микроисточников, утвержденных NIST (Национальный институт стандартов, США) и Task Group 43 (Рабочей группы Ассоциации медицинских физиков, США). Рассчитаны по отработанной методике основные дозиметрические характеристики микроисточника ГНЦ РФ – ФЭИ:

- радиальная функция дозы для точечной аппроксимации;
- радиальная функция дозы для линейной аппроксимации;
- функция анизотропии на различных радиусах;
- постоянная дозы А.

Учитывая результаты проведенных исследований, сделано заключение о возможности использования для планирования операций по брахитерапии рака предстательной железы с применением МИ IPPE SEED параметров программного обеспечения, полученных для МИ OncoSeed 6711.

В опубликованной статье [4] было изучено влияние неравномерности нанесения радионуклида на распределение поглощенной дозы, создаваемой решеткой микроисточников. На инженерном программном комплексе МАТНСАД разработана программа расчета мощности поглощенной дозы, создаваемой решеткой из микроисточников. Для верификации данного алгоритма создана расчетная модель для кода MCNP, представляющая собой область, состоящую из мягкой биологической ткани или любой другой ткани, в которую введена решетка микроисточников. При помощи разработанной системы было проанализировано значение возможного систематического неравномерного нанесения активности на сердечник микроисточника. В работе моделировалось распределение активности по поверхности микроисточника для создания распределения мощности поглощенной дозы, соответствующей экспериментальным данным радиационного поражения. Полученная модель микроисточника с неравномерным распределением активности сравнивалась по основным дозиметрическим характеристикам со стандартным микроисточником, использующим сердечник с активностью, нанесенной равномерно по всей площади серебряного стержня. Результаты показывают, что даже при очень неравномерном распределении активности, распределение мощности дозы, создаваемое в окрестности опухоли решеткой микроисточников, практически не отличается от поля мощности дозы, полученного для микроисточников с равномерно распределенной активностью. Различия в мощности дозы (до 10 %) в ближайших к центру решетки областях существенно меньше, чем спад ее от центра к периферии решетки. С целью получения пространственного распределения поглощенной энергии для заданной конфигурации набора микроисточников и построения кривых равного уровня по заданным срезам создана программа SEEDPLAN. Разработанная программа достаточно точно отображает пространственное распределение для заданной конфигурации набора микроисточников, используя в качестве исходных данных результаты расчетов поглощенной энергии вокруг одиночного микроисточника, и может быть использована при оптимальном планировании брахитерапии, использующей микроисточники.

В 2018 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» создан новый точный и быстрый метод оптической цифровой дозиметрии. Для измерения разработали и изготовили уникальный (единственный в РФ) специальный стенд СИДХМ-11-111, который обрабатывает поля радиолюминесценции малогабаритных сцинтилляторов, расположенных на определенных расстояниях и под определенными углами по отношению к оси микроисточника и автоматически определяет дозиметрические характеристики микроисточника (рис. 9). По сравнению с традиционным, данный метод позволяет сократить время измерения дозиметрических характеристик микроисточников более чем в 10 раз. Длительность полного цикла измерений всех дозиметрических характеристик для одного микроисточника составляет 1,5 часа. Другие преимущества стенда — компактность, высочайшая точность измерений, простота обслуживания (нужен всего один оператор). Разработана и аттестована методика измерения дозиметрических характеристик микроисточников.

После проведенных исследований, создания полноценного производства отечественных микроисточников и получения необходимых документов, были проведены клинические испытания, в ходе которых было пролечено 36 пациентов. Клинические испытания доказали высокую эффективность лечения онколо-



Рис. 9. Стенд для определения дозиметрических характеристик микроисточников



Рис. 10. Команда победителей от АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

гических больных с использованием разработанных и производимых отечественных радиоактивных источников. В группе больных раком предстательной железы стадии T1-2bN0M0 общая 5-летняя выживаемость составила 96,2 %, безрецидивная 5-летняя выживаемость — 94,3 %, что превышает показатели 5-летней безрецидивной выживаемости при выполнении у аналогичной категории больных других методов лечения: хирургического вмешательства— 89,8 % и дистанционной лучевой терапии — 85,0 %. Отечественные микроисточники производства АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» получили официальное право на применение в медицинской практике. За эту разработку группа специалистов Физико-энергетического института отмечена Генеральным директором Росатома в 2015 году, а трое из них в 2017 году удостоены премии Правительства РФ.

Начиная с 2016 года российские клиники получили отечественное средство для лечения опасного заболевания у мужчин, не уступающее по качеству зарубежным, но в несколько раз дешевле.

Вклад работников АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в развитие отечественной радиомедицины был отмечен дипломом III степени на конкурсе ГК Росатома в номинации «Победа года» в 2016 году.

С 2015 года по настоящее время в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» произведено и поставлено в различные медицинские центры около 40000 микроисточников.

#### Список литературы

- 1. Подсобляев Д.А., Нерозин Н.А., Шаповалов В.В., Яковщиц Ю.А., Болонкин А.С., Дунин А.В., Говердовский А.А. Электрохимическое осаждение <sup>125</sup>I на серебряные подложки микроисточников // Biomedical photonics. 2015. № 4. С. 17–20.
- 2. Нерозин Н.А., Пышко А.П., Шаповалов В.В. Расчётные исследования пространственного распределения мощности поглощённой дозы в опухоли и окружающих её для различных микроисточников // Исследования и практика в медицине. 2015. Т. 2. № 4. С. 41–49.
- R. Nath, L.L. Anderson, G. Luxton, K.A. Weaver, J.F. Williamson, A.S. Meigooni, Dosimetry of Interstitial brachytherapy sources: Recommendations of the AAPM Radiation Therapy Committee Task Group No. 43. Med. Phys, 1995, 22, pp. 209– 233.
- 4. Нерозин Н.А., Пышко А.П., Шаповалов В.В., Говердовский А.А. Исследование влияния неравномерности нанесения на подложку радионуклида на распределение поглощённой дозы, создаваемой решёткой микроисточников // Biomedical photonics. 2015. № 3. С. 10–23.

# СОДЕРЖАНИЕ

### ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

БФС — уникальный инструмент для обоснования нейтронно-физических
характеристик активных зон быстрых реакторов нового поколения
А. В. Гулевич, В. Г. Двухшерстнов, В. А. Елисеев, Д. А. Клинов,
И. П. Матвеенко, Г. М. Михайлов, М. Ю. Семенов5
Особенности активных зон перспективных быстрых реакторов
Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев
Проблемы создания высокотемпературной ядерной энерготехнологии
с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для
производства элетроэнергии, водорода и других инновационных применений
А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Д. А. Клинов, А. В. Гулевич,
А. П. Иванов, В. В. Алексеев, А. В. Морозов
Реакторный исследовательско-испытательный комплекс
А. С. Кириллов, А. А. Романенко, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин
Автономные ядерные энергоисточники субмегаваттного класса
И. А. Денежкин, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, Н. И. Логинов,
А. С. Михеев, А. П. Пышко70
Роль быстрых натриевых реакторов в замыкании ядерного топливного цикла
4 В Гулеени В М Лехусар 4 4 Камаре Л 4 Клиное 4 П Мосеее
$R$ $M$ $V$ Canor $F$ $A$ $R$ $C$ $U$ $R$ $R$ $R$ $R$ $R$ $R$ $R$ $R$ $G$ $\Phi$ $III$ $P$ $R$
$\Psi$ $\Pi$ — научный руководитель Билионнской АЭС
П. Д. Бириниев, Ю. Б. Митвеев, И. Б. Московченко, Г. И. Мухимиоеев, П. М. Папафило А. П. Сугоров В. Ф. Тинофеге Ю. В. Уаризонанов 104
л. т. пирифило, А. п. Суворов, Б. Ф. Тимофеев, Ю. Б. Аиризоменов
Свинцово-висмутовые реакторы: между прошлым и оудущим
1. И. Тошинскии

### ТЕПЛОФИЗИКА

Уточнение и применение схем течения теплоносителя в раздающих коллекторных системах теплообменников и реакторов перспективных ЯЭУ
В. Н. Дельнов
Экспериментальные и расчетные исследования теплофизических аспектов
развития кипения жидкого металла в реакторе на быстрых нейтронах
А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Е. Ф. Иванов197
Опыт ФЭИ в области разработки и применения тепловых труб Ю. В. Аксенов. Т. Н. Верешагина, Н. И. Логинов. А. С. Михеев
Актуальные проблемы теплофизики водоохлаждаемых реакторов нового
поколения
Ю. А. Кузина, А. П. Сорокин, П. Л. Кириллов, Ю. Д. Левченко,
В. М. Лощинин, А. В. Морозов
Комплексные исследования актуальных проблем теплофизики быстрых
реакторов
Ю. А. Кузина, А. П. Сорокин, В. В. Алексеев, В. А. Грабежная,
Ю. И. Загорулько, А. А. Камаев, Ю. И. Орлов
Исследование термического взаимодействия кориума с теплоносителями
(натрий, вода). Проблемы экспериментального моделирования гипотетических
тяжелых аварий на реакторных установках
Ю. И. Загорулько, К. Ф. Раскач, Н. С. Ганичев,
D. 1 . Жмурин, M. А. Коновилов
ФУНЛАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕЛОВАНИЯ
Иногослойные графенополобные структуры интеркалированные цезием
в прикладных задачах плазменной электроэнергетики
В. И. Ярыгин, О. Ф. Кухарчук, С. М. Тулин
Лазерные системы с ядерной и оптической накачкой
П. П. Дьяченко, О. Ф. Кухарчук, А. А. Суворов
Метолы расчетно-экспериментальных исследований и оптимизации
характеристик систем с термоэмиссионным преобразованием энергии
П. А. Алексеев, А. Д. Кротов, О. Ф. Кухарчук, А. П. Пышко, В. И. Ярыгин339
Измерение сечения реакции (n, α) для ряда конструкционных элементов
В. А. Хрячков, Т. А. Хромылёва, И. П. Бондаренко, А. Ф. Гурбич,
В. В. Кетлеров, П. С. Прусаченко
Ядерные данные для расчетов быстрых реакторов — библиотека файлов
РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ
Г. Н. Мантуров, М. Н. Николаев, В. Н. Кощеев
вывод из эксплуатации
Проолемы вывода из эксплуатации оыстрых реакторов и пути их решения

Проблемы вывода из эксплуатации быстрых реакторов и пути их решения	
на базе исследовательского реактора БР-10	
В.Б.Смыков	390

Отмывка аварийных ОТВС от щелочных металлов перед переработкой	
А. И. Ластов, С. А. Артамонов, Р. М. Малов, М. Д. Самсонов,	
С.В. Ткачёв, С.В. Хамьянов	406

## ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА И РАДИОХИМИЯ

Закрытые источники ионизирующего излучения для лечения органов зрения	ĺ
С. А. Артамонов, О. Ю. Второва, С. С. Мосин, Н. А. Нерозин,	
Д. А. Подсобляев, С. В. Ткачев, В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц	416
Создание РФП для лечения злокачественных новообразований печени	
С. А. Артамонов, А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, М. Д. Самсонов,	
Е. А. Соловьёва, Д. В. Степченков, С. В. Ткачёв,	
Н. Р. Тогаева, В. В. Шаповалов	426
Генератор <sup>188</sup> Re ГРЕН-1 для терапии злокачественных новообразований	
А. А. Кузнецов, Н. А. Нерозин, А. А. Семёнова,	
Д. В. Степченков, Е. В. Сулим	436
Производство отечественных микроисточников для брахитерапии	
С. А. Артамонов, М. В. Бурмистров, С. С. Мосин, Ĥ. A. Нерозин,	
Д. А. Подсобляев, А. П. Пышко, С. В. Ткачёв,	
В. В. Шаповалов, Ю. А. Яковщиц	448