

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ



НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

УДК 621.039 ГРНТИ 58.33.01 ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2023 г.) / Под общей редакцией д.т.н., научного руководителя В. М. Троянова. — Обнинск: АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», 2024. — 196 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2023 году исследованиях и результатах работ по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»: расчетные и экспериментальные исследования при разработке ядерных реакторов различных типов и назначений, обоснование ядерной и радиационной безопасности, расчетное моделирование ядерных реакторов в условиях нормальной эксплуатации и авариях, исследования по проблеме замыкания топливного цикла, новые реакторные технологии, ядерная медицина и др.

Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

Утвержден научно-техническим советом Акционерного общества «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского».

ISBN 978-5-907108-59-2

© Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И.Лейпунского» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»), 2024

ОБНИНСК, 2024



АО «ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ — ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ ИМЕНИ А.И.ЛЕЙПУНСКОГО»



СТРАТЕГИЧЕСКИЕ ЦЕЛИ И ОРИЕНТИРЫ ИНСТИТУТА

ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО ГЕНЕРАЛЬНОГО ДИРЕКТОРА



«Быстрые реакторы — это не эпизод в развитии науки и техники, а будущее атомной энергетики».

А. И. Лейпунский

Уважаемые коппеги!

Для Физико-энергетического института 2023 год ознаменован замечательным юбилеем — 120-летием со дня рождения советского физика-ядерщика Александра Ильича Лейпунского, благодаря самоотверженному труду которого атомная отрасль Российской Федерации занимает ведущее место в мире по промышленному внедрению реакторов на быстрых нейтронах и иных связанных с ними технологий.

Быстрые реакторы, обеспечивающие воспроизводство плутония и дожигание минорных актинидов, способны удовлетворить требованиям, предъявляемым к четвёртому поколению ядерных энергетических установок, ключевыми из которых являются:

- эффективное использование топливных ресурсов;
- минимизация собственных РАО и работ по долгосрочному обращению с ними.

На текущий момент в мире только два проекта наиболее полно соответствуют критериям, выработанным на международном форуме «Поколение IV», — БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200М.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», обладая уникальной стендовой базой — комплексом критических сборок быстрых физических стендов, занимается исследованиями в обоснование нейтронно-физических характеристик активных зон перспективных реакторных установок БРЕСТ-ОД-300, БН-1200М, а также ВВЭР-С. В 2023 году был успешно завершён цикл работ по обоснованию нейтронно-физических характеристик активной зоны БРЕСТ-ОД-300, что позволило в этой части сформировать необходимый комплект документов для получения лицензии Ростехнадзора на эксплуатацию данной реакторной установки. Специалистами нашего института в кратчайшие сроки была собрана самая большая модель активной зоны (8700 элементов, содержащих более 2 млн блочков) для обоснования проекта БН-1200М.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», являясь научным руководителем по натриевым технологиям (определён приказом Госкорпорации «Росатом» от 27.09.23 №1/1831-П), детально прорабатывает вопрос создания крупномасштабного теплогидравлического натриевого стенда для обоснования основных элементов реакторной установки БН-1200М. В 2023 году подготовлено ОБИН на сооружение натриевого стенда.

Уделяя значительное внимание в научных исследованиях направлению «физика и теплогидравлика ядерных реакторов», АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в 2023 году также выполнило большой комплекс исследований и по другим важным для атомной отрасли направлениям:

- реакторные константы и коды;
- расчётные и экспериментальные исследования в обоснование безопасности ядерных реакторов;

- замыкание ядерного топливного цикла и обращение с минорными актинидами;
- атомно-водородная энергетика;
- технология тяжелых жидкометаллических теплоносителей;
- реакторное материаловедение, включая технологии имитационных испытаний;
- обращение с РАО:
- жидкостные лазерные системы.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» весьма активно продолжает модернизацию и обновление экспериментальной исследовательской базы с целью обеспечения её соответствия современным нормативным требованиям и потребностям потенциальных заказчиков. В 2023 году введён в эксплуатацию научно-исследовательский и производственный комплекс по исследованию жидкостных лазерных систем с диодной накачкой.

Одним из наиболее важных направлений для АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» было и остаётся развитие кадрового потенциала и эффективная передача накопленных знаний и практического опыта новому поколению учёных и исследователей. С целью расширения возможностей по привлечению высококвалифицированных специалистов, а также поиска направлений выхода на рынок образовательных услуг в 2023 году между АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и ИАТЭ НИЯУ МИФИ было подписано Соглашение о создании совместной научно-исследовательской лаборатории «Математическое моделирование теплофизических и нейтронно-физических процессов».

На сегодняшний день АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является научной организацией, способной не просто генерировать идеи, но и воплощать их в конкретные инновационные технологии и наукоёмкие продукты. Мир вокруг стремительно меняется, и важно воспринимать вызовы, с которыми сталкивается наш институт, как новое окно возможностей, ускоренными темпами выводя на рынки новые технологии и продукты.

Мы гордимся нашей историей, имеем огромный накопленный багаж уникальных знаний и практического опыта, способны эффективно решать сложные задачи, которые перед нами ставит атомная отрасль и наша страна.

А. А. Лебезов, генеральный директор AO «ГНЦ РФ – ФЭИ»



ФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Использование свежевыделенного плутония в БН-800

Общеизвестно, что быстрые реакторы, в принципе, могут работать с плутонием любого изотопного состава. Однако есть ряд физических особенностей, вследствие которых возможность перевода действующего реактора БН-800 на топливо на основе плутония иного изотопного состава (в данном случае — свежевыделенного) должна быть обоснована. Главная особенность быстрого реактора в том, что цепную реакцию деления в нем можно запустить даже на плутонии на основе одних лишь пороговых (неделящихся в тепловом спектре) изотопов, но при этом будут нарушены требования Правил ядерной безопасности*. В то же время такой плутоний (из одних лишь пороговых изотопов) ни в каком реакторе получить невозможно: реакторный плутоний всегда будет содержать делящиеся изотопы в количестве не менее 25 %, чего уже достаточно для удовлетворения требованиям безопасности.

Сейчас БН-800 работает на МОКС-топливе на основе высокофонового плутония из ОЯТ ВВЭР-440 с длительными сроками хранения. Для использования такого плутония (после длительного хранения) в топливе требуется его переочистка от накопленного америция. Это очень дорогая операция, по стоимости сравнимая с переработкой ОЯТ и выделением плутония. Поэтому для снижения затрат на изготовление МОКС-топлива было принято решение использовать свежевыделенный плутоний из ОЯТ ВВЭР-1000, в котором америций еще не накопился.



^{*} Правила ядерной безопасности требуют, чтобы сумма коэффициентов реактивности по температуре топлива и теплоносителя была отрицательна. В то же время с повышением температуры теплоносителя его плотность снижается, спектр нейтронов становится жестче и скорость делений пороговых изотопов (в отличие от делящихся) нарастает.

Особенностью свежевыделенного плутония из ВВЭР-1000 является высокое содержание изотопа 241 — до 10 % и более. Ри-241 — делящийся изотоп, его сечение деления в быстром спектре почти в полтора раза выше, чем у плутония-239. Однако он нестабилен и распадается с периодом полураспада ~14 лет в неделящийся америций-241 — сильный поглотитель нейтронов. В результате топливо на основе такого плутония будет со временем постоянно терять запас реактивности, а длительное его хранение может привести к значительному снижению запаса реактивности и невозможности отработать полную кампанию (или вообще запустить реактор — с такой ситуацией сталкивались японские специалисты на реакторе MONZU). Рассмотрим это в цифрах.

Допустим, свежевыделенный плутоний из ОЯТ ВВЭР-1000 содержит около 10 % изотопа 241. За год 0,45 % этого изотопа будет превращаться в америций, за 2 года, соответственно, — 0,9 %. В результате за каждый год хранения такого плутония (или изготовленного топлива) реактор будет терять $0,4 \% \Delta k/k$ запаса реактивности. Длительность задержки от паспортизации плутония до загрузки топлива в реактор и его пуска составляет около одного года.

Кроме того, изотопный состав свежевыделенного плутония, поступающего на изготовление МОКС-топлива, непостоянен, он может различаться от партии к партии. Поэтому даже в одной ТВС могут быть твэлы с плутонием различных составов. Чтобы в этих условиях реактор мог отработать микрокампанию (МК), он должен, с одной стороны, до конца МК иметь необходимый оперативный запас реактивности, а с другой — соответствовать требованиям ядерной безопасности, т. е. в остановленном состоянии иметь достаточные запасы подкритичности. Чтобы удовлетворять этим требованиям в условиях неопределенного изотопного состава плутония, была разработана методика корректировки массовой доли плутония в МОКС-топливе в зависимости от изотопного состава. В ней учитываются как текущий изотопный состав плутония (и количество уже накопленного америция), так и ожидаемая длительность задержки от момента паспортизации плутония до загрузки топлива в реактор и пуска.

Данная методика позволяет обеспечить оперативный запас реактивности в конце микрокампании при использовании плутония любого (технически возможного) изотопного состава из реакторов ВВЭР или БН и с учетом образующегося при распаде изотопа америция-241. В ней также учтена возможная задержка плутония / топлива в процессе изготовления и логистики, и возможность работы реактора на сниженной мощности. Соответственно, при отсутствии ожидаемых задержек и снижений мощности оперативный запас реактивности будет несколько превышен.

Особенность этой методики в том, что для расчета массовой доли плутония в топливе используется его текущий изотопный состав, но коэффициенты чувствительности запаса реактивности для этих изотопов должны рассчитываться для конца микрокампании реактора. Поэтому изменение режимов работы реактора (например, увеличение длительности кампании, количества перегрузок за кампанию и т. д.) требуют соответствующего пересмотра этой методики. Для реактора, работающего в установившемся режиме равномерно-частичных перегрузок, с отлаженным производством топлива перевод на плутоний такого изотопного состава не приведет к каким-либо проблемам. Но планируемая длительная остановка (например, на капитальный ремонт) обязательно должна соответствующим образом учитываться в производстве топлива.

Поскольку сечение деления изотопа плутония-241 существенно выше, чем у плутония-239, он будет преимущественно сгорать в топливе реактора. Использование свежевыделенного плутония из ОЯТ ВВЭР-1000 с минимально возможной выдержкой (5 лет) и, как следствие, с максимальным содержанием изотопа плутония-241 приведет к

тому, что содержание этого изотопа за кампанию будет снижаться на ~55 %, или на 70 кг в год. Это эквивалентно выжиганию 70 кг америция, причем в этом случае не надо выделять америций, изготавливать топливо с высоким его содержанием и т. д.

Заметим, что использовать такой (свежевыделенный) плутоний для изготовления первой загрузки головного блока реактора следует с осторожностью. Во-первых, изготовление первой загрузки — процесс длительный, поскольку он связан с настройкой и отладкой оборудования, и по своей длительности он будет существенно больше длительности кампании (а длительность кампании только основного массива ТВС БН-1200 на начальном этапе составит 4 года). После этого последует физпуск и освоение мощности, которые займут не менее 1 года. При этом пуск головного блока обычно связан с серьезными задержками как из-за технических проблем с реактором, так и проблем с новым производством топлива. Даже если проблем с запасом реактивности и удастся избежать, может возникнуть проблема с выгрузкой отработавших ТВС, остаточное тепловыделение которых будет существенно превышать проектные ограничения. Поэтому для первых загрузок реакторов следует использовать плутоний после длительной выдержки со сниженным содержанием изотопа 241, и только после его выхода в устойчивый режим эксплуатации переходить на свежевыделенный плутоний с высоким содержанием этого изотопа.

В. М. Троянов, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, Л. В. Коробейникова, И. В. Бурьевский, О. С. Гурская

НИОКР в обоснование нейтронно-физических характеристик перспективных реакторов на ККС БФС в 2023 году

В 2023 году на комплексе критических сборок быстрых физических стендов (ККС БФС) успешно выполнены (или продолжают выполняться) экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов/реакторных материалов:

- БРЕСТ-ОД-300 (БФС-88-1, БФС-88-2);
- БH-1200M (БФС-90-1);
- металлический гафний (БФС-117-2);
- BBЭP-C (БФС-123).
- 1. По проекту БРЕСТ-ОД-300 в 2023 г. (в продолжение работ 2022 года) на критическом стенде БФС-2 выполнены экспериментальные исследования нейтроннофизических характеристик активной зоны со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом на модели в полном объеме.

Выполнены в 2023 году следующие рабочие программы:

- измерений радиальных и аксиальных (высотных) распределений скоростей счета малогабаритными камерами деления в активной зоне и тепловой колонне, а также спектральных индексов;
 - измерения свинцового и водородного эффектов реактивности;

- ٦
- измерения эффектов реактивности от замены различных типов блочков плутония в центре активной зоны;
 - измерения эффективной доли запаздывающих нейтронов;
 - измерения эффективности макетов органов СУЗ методом обратного умножения;
 - измерения эффективности одиночных макетов органов СУЗ методом ОРУК;
- измерения относительных скоростей счета $^{96}Cm_{244}$, $^{96}Cm_{245}$, $^{95}Am_{241}$, $^{95}Am_{243}$, $^{93}Np_{237}$, $^{94}Pu_{239}$ абсолютными камерами деления;
- измерения эффективности стержней макетов органов СУЗ на основе вольфрама методом обратного умножения;
- измерения эффективности макетов органов СУЗ (МКР) и их градуировочных характеристик.

Выполненные в 2023 году экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны БРЕСТ-ОД-300 завершили масштабную работу в обоснование параметров реакторной установки. На заседании научно-технического совета АО «НИКИЭТ» под председательством Е. О. Адамова (Протокол от 13.03.2024 № 2) выполненные работы признаны успешными, достаточными для обоснования РУ БРЕСТ-ОД-300 и приняты в полном объеме.

Завершенные в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» работы по проекту БРЕСТ-ОД-300 являются ключевыми в процессе получения в Ростехнадзоре Лицензии на эксплуатацию реакторной установки.

БРЕСТ-ОД-300 является одним из самых масштабных реализуемым проектом Государственной корпорацией «Росатом», в котором заложены многие инновационные идеи, в том числе:

- использование нового поколения ядерного топлива более плотное смешанное нитридное уран-плутониевое топливо;
- наличие пристанционного завода по переработке отработавшего ядерного (ОЯТ) топлива и фабрикации свежих тепловыделяющих сборок с выделенными из ОЯТ ядерными материалами;
- реализация топливного цикла с KB~1, что исключает необходимость начальной загрузки избыточной критической массы, наличия «тяжелых» органов СУЗ и рассмотрения различных аварийных процессов при введении большой положительной реактивности.
- 2. В 2023 году на критическом стенде БФС-2 была успешно выполнена работа по осуществлению физического пуска критической сборки модели активной зоны РУ БН-1200М. Данная работа была выполнена в сжатые сроки, так как АО «НИКИЭТ» запросил дополнительные экспериментальные исследования на модели БРЕСТ-ОД-300, что сдвинуло график работ по физпуску БН-1200 более чем на месяц, а ОКБМ сократил на месяц сроки физического пуска критсборки с БН-1200М.

Благодаря слаженной работе коллектива ККС БФС, лаборатории 68 и расчетных лабораторий ОЯЭ в крайне сжатые сроки были выполнены работы по формированию модели будущей критической сборки (без ядерных материалов). Готовность систем критстенда и персонала была подтверждена актом комиссии по ядерной безопасности, после чего были начаты работы по набору критической массы.

Для выполнения работ в установленные сроки сменным персоналом ККС БФС выполнялось 1,5—2 нормы комплектования и загрузки топливных стержней, обеспечивалось дополнительное обслуживание оборудования, чтобы исключить его выход из строя при повышенной нагрузке в процессе набора критической массы.

Итогом работ является выход в критическое состояние 04.11.2023.

БН-1200М является логическим продолжением наиболее отработанных и изученных технологий быстрых реакторов в России и мире и является первой коммерческой и серийной реакторной установкой на быстрых нейтронах, что говорит об отработке технологий натриевых быстрых реакторов и их реализации в виде коммерческого продукта.

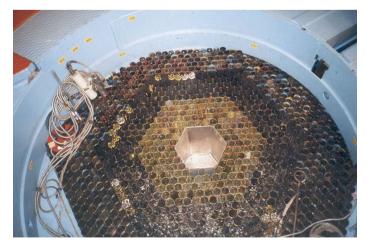
На критическом стенде БФС-2 будут проведены экспериментальные исследования для двух модификаций активной зоны БН-1200М — со смешанным нитридным уранплутониевым топливом и смешанным оксидным уранплутониевым топливом для последующей оценки характеристик активной зоны с различными видами ядерных материалов.

Введение в эксплуатацию БН-1200М позволит закрепить научный и технологический потенциал Российской Федерации на лидирующей позиции в мире в области быстрых реакторов и замыкании топливного цикла.

Замыкание топливного цикла в атомной энергетике является одной из главных задач в мире. Наиболее близко к решению этой задачи подошла Государственная корпорация «Росатом». Данная задача является комплексной и включается в себя: разработку технологий (преимущественно роботизированных) по переработке отработавших тепловыделяющих сборок из реакторных установок и выделению U, Pu, минорных актинидов; технологий очистки выделенных высокоактивных ядерных материалов до требуемых параметров; технологий фабрикации топливных сердечников с требуемым содержанием делящихся материалов, технологий фабрикации твэлов и ТВС; разработки реакторных установок, способных безопасно работать на таком топливе и быть также коммерчески выгодными.

3. В 2023 году на критическом стенде БФС-1 были начаты масштабные экспериментальные исследования нейтронно-физических параметров активной зоны реакторной установки ВВЭР-С со спектральным регулированием. Данная реакторная установка является развитием направления линейки реакторов ВВЭР, но уже с использованием МОКС-топлива и дополнительной системой спектрального регулирования реакции деления в активной зоне.

Работы проводятся в несколько этапов. Первым этапом является критическая сборка, собранная в классическом для ККС БФС трубно-блочковом варианте. На втором этапе планируется установка вставки (бака) (см. рисунок), заполненной водой и установленными во вставке твэлами ВВЭР-С с МОКС-топливом.



Общий вид активной зоны БФС-1 с баком

Работы по ВВЭР-С являются началом работ с линейкой тепловых водо-водяных реакторов с МОКС-топливом. В случае успешного получения разрешения от Ростехнадзора на экспериментальные работы со вставкой, заполненной водой, ожидается заключение новых договоров по реакторным установкам типа ВВЭР-СКД, ВВЭР-600 и другими проектами ВВЭР с МОКС-топливом.

4. В 2023 году завершены работы на критическом стенде БФС-1 по нейтроннофизическим исследованиям экспериментальных макетов поглощающих стержней регулирования на основе металлического гафния в быстром спектре нейтронов, близким к спектру нейтронов БН-800.

Также сотрудниками ККС БФС и лаборатории 68 было восстановлено оборудование и методика выполнения измерений малых образцов (ампулы с порошком гидрида гафния) методом осцилляций.

Выполнены рабочие программы экспериментов:

- измерения эффективности одиночных макетов органов СУЗ методом ОРУК и группы макетов органов СУЗ методом обратного умножения;
- измерения распределений скоростей счета и отношений средних сечений деления различными малогабаритными камерами деления;
- измерения центральных коэффициентов реактивности малых образцов методом медленных осцилляций.

Г. М. Михайлов, А. М. Жуков

Цикл работ по расчетному сопровождению экспериментов, выполненных на комплексе критических стендов БФС

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. Стенд БФС-1 был запущен в 1961 г, БФС-2 — в 1968 г. С 1990 г. ведется электронная база данных экспериментов на БФС, содержащая описание большинства сборок. За время работы стендов на них было собрано более 100 критсборок. 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.

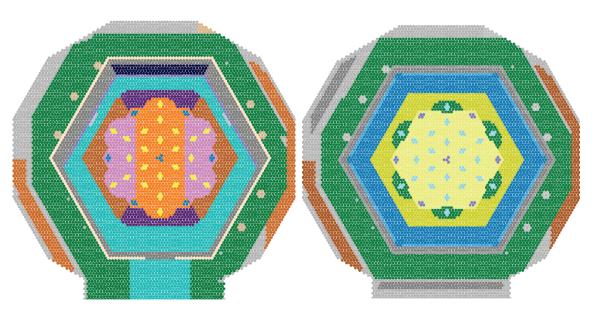
За 2023 год на стендах БФС велись работы по трем основным направлениям развития быстрых реакторов: БРЕСТ-ОД-300, БН-800 и БН-1200М.

РУ БРЕСТ ОД-300

При моделировании активной зоны БРЕСТ-ОД-300 учитывалось реальное количество поступившего на стенд нитрида урана, которого оказалось примерно вполовину меньше требуемого. Исходя из этого факта было решено создать серию из двух сборок БФС-88, в которых собственно нитридное топливо было бы сгруппировано в разных областях. Экспериментальная программа началась со второй конфигурации (БФС-88-2), в которой нитрид урана размещается таким образом, что он занимает часть центральной, а также периферийной зон, образуя так называемый коридор. После серии экспериментов, сделанных на сборке БФС-88-2, была собрана первая конфигурация сборки БФС-88-1. Ее отличительная особенность — симметричное размещение СНУП и МОКС-топлива в виде шестигранной а.з., где центральная часть сформирована стержнями со СНУП-топливом, а периферийная — стержнями с МОКС-топливом.

На этих сборках были измерены:

- 1) параметры критичности состояний;
- 2) эффективности макетов системы пассивной обратной связи (СПОС);
- 3) свинцовый пустотный эффект реактивности (СПЭР);
- 4) водородные эффекты реактивности;
- 5) эффекты реактивности при размещении в активной зоне блочков плутония разных страт;
 - 6) эффективности макетов органа СУЗ;
 - 7) эффективности макетов органа СУЗ с поглотителем в виде вольфрама;
 - 8) радиальные и ряд высотных распределений скоростей реакций деления;
 - 9) основные спектральные индексы.



Расчетная картограмма критической сборки БФС-88-2

Расчетная картограмма критической сборки БФС-88-1

PV 5H-800

На стенде БФС-1 была создана критическая сборка БФС-117-2 для исследования нейтронно-физических характеристик экспериментальных макетов поглощающих стержней регулирования нового поколения с повышенными технико-экономическими

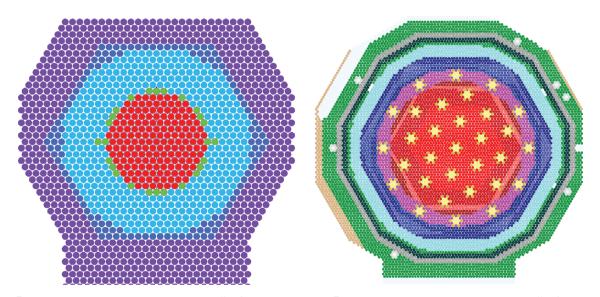
характеристиками для реакторов на быстрых нейтронах. В качестве поглощающего материала был использован металлический гафний и полиэтилен. В совокупности эти материалы имитируют гидрид гафния. Поскольку стержни регулирования на основе гидрида гафния планируется использовать в активной зоне реактора БН-800, принципиальной особенностью критической сборки является соответствие нейтронных спектров.

На сборке БФС-117-2 были измерены:

- 1) параметр критичности состояния;
- 2) эффективность макетов СУЗ на основе металлического гафния;
- 3) эффективность макетов СУЗ на основе металлического гафния с полиэтиленом;
- 4) три серии распределения скоростей реакции деления по радиусу;
- 5) три серии распределения скоростей реакции деления по высоте;
- 6) реактивность, вносимая осцилляцией малых образцов гидрида гафния;
- 7) три серии основных спектральных индексов.

РУ БН-1200

В конце 2023 года на БФС-2 формировалась критическая конфигурация БФС-90-1А со СНУП-топливом. На данной конфигурации в 2024 году планируется большая серия экспериментов по измерению натриевого пустотного эффекта реактивности, эффективности макетов СУЗ, распределения скоростей реакций деления по радиусу и по высоте критической сборки и т. д.



Расчетная картограмма критической сборки БФС-117-2

Расчетная картограмма критической сборки БФС-90-1A

А. А. Зуйков, М. Ю. Семенов, И. В. Тормышев, А. А. Перегудов, С. М. Бедняков, Г. Н. Михайлов, В. В. Изотов

Разработка программы экспериментов на стенде БФС-1 для экспериментального исследования нейтронно-физических особенностей реактора ВВЭР-С с МОКС-топливом

Необходимость экспериментального моделирования реактора ВВЭР-С обусловлена лежащим в основе его работы новым физическим принципом: возможностью воздействовать на реактивность реактора путем изменения водо-топливного отношения и, соответственно, изменением спектра реактора. Ранее экспериментальное моделирование такого реактора не проводилось, хотя, безусловно, именно легководные реакторы опираются на самый широкий круг нейтронно-физических экспериментов, на которых изучались их нейтронно-физические характеристики. Другой особенностью моделируемого реактора является применение в его загрузке уран-плутониевого топлива, которое само по себе обуславливает несколько более жесткий спектр, по сравнению с урановым топливом. Поскольку в топливе реактора ВВЭР-С предполагается использование плутония из ОЯТ реактора ВВЭР-1200, который имеет достаточно сложный изотопный состав, следует отметить, что формирование нейтронного спектра в реакторе происходит путем реализации сложной совокупности физических процессов.

В силу лицензионных ограничений (необходимо иметь лицензию на работу с плутонием) в настоящее время экспериментальное моделирование возможно лишь на критическом стенде БФС-1 в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (Обнинск). Более того, в конце 90-х был прецедент использования именно этого стенда для моделирования легководных реакторов с МОКС-топливом (сборки БФС-57 и БФС-59) для имитации спектральных условий реакторов типа ВВЭР с урановым и МОКС-топливом. При этом полномасштабное моделирование легководного реактора на БФС-1 невозможно, поскольку стенд БФС предназначен для моделирования нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов. Возможно лишь неполномасштабное моделирование [2] с использованием фрагмента активной зоны.

Проведение экспериментов по исследованию нейтронно-физических особенностей реактора ВВЭР-С с МОКС-топливом предполагается осуществить в две стадии:

- на первой стадии экспериментов предполагается использование таблеточной технологии моделирования стандартными средствами стенда БФС, при которой вода имитируется полиэтиленом;
- на второй стадии исследований предполагается вставка фрагмента активной зоны (бака с водой и типовой решеткой активной зоны РУ ВВЭР-С) в центральную часть критической сборки стенда БФС-1.

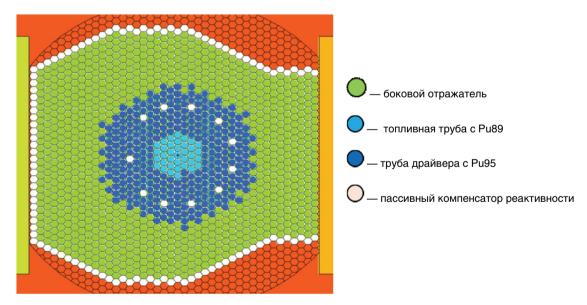
Одной из целей первого этапа экспериментальной программы был выбор метода измерения эффекта реактивности при изменении соотношения топлива и водорода (в составе полиэтилена). Кроме этого, необходимы измерения распределений скоростей реакций делений при различных содержаниях водорода в критической сборке. Однако это возможно лишь в критическом состоянии сборки, т. е. после каждого изменения соотношения ядер водорода и делящегося материала необходима компенсация эффекта реактивности. В реакторе изменение положения вытеснителей (т. е. изменение водотопливного отношения) происходит синхронно с выгоранием топлива, т. е. вклады изменений спектра при перемещении вытеснителей и изотопного состава топлива в

изменение реактивности компенсируют друг друга. В условиях критического стенда выгорание топлива отсутствует, поэтому компенсацию эффекта реактивности от изменения водо-топливного отношения в условиях критического стенда приходится осуществлять пассивными компенсаторами реактивности (ПКР) — трубами стенда БФС с таблетками карбида бора и других материалов. В результате изменение реактивности сборки при изменении водо-топливного отношения во всей критической сборке (или в отдельных ее зонах) достигается изменением составов ПКР. Ключевым моментом при этом является сохранение исходной загрузки делящегося материала в критической сборке, т. е. компенсация реактивности осуществляется без изменения массы топлива.

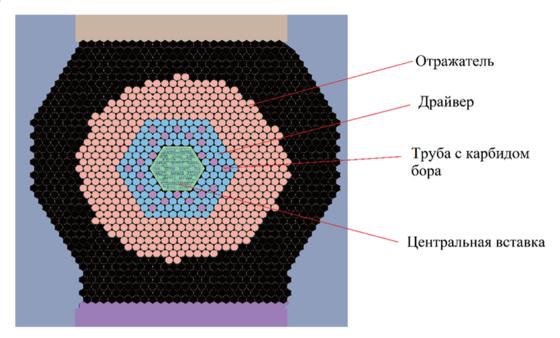
В то же время таблеточная технология моделирования позволяет выполнить ограниченный ряд экспериментов. Например, она не позволит отследить изменение эффективности стержней СУЗ в зависимости от положения вытеснителей. Для полноты экспериментального обоснования необходима вставка с реальным фрагментом активной зоны ВВЭР-С. Неполномасштабное моделирование (со вставкой) обеспечивает большую детальность и подробность моделирования с помощью элементов (воды, твэлов, вытеснителей, пэлов, дистанционирующих решеток и т. д.), подобных тем, которые используются в реакторе ВВЭР-С. Но область моделирования при этом ограничивается размерами бака.

При этом использованная ранее вставка с фрагментом активной зоны BBЭP-1000 для обоснования BBЭP-C со спектральным регулированием непригодна, поскольку:

- в ней отсутствуют каналы для размещения вытеснителей и, следовательно, отсутствует возможность измерения эффекта реактивности при их вводе/выводе;
- более низкое содержание (4,4 %) низкофонового плутония, в то время как в ВВЭР-С предполагается высокофоновый плутоний с более высоким содержанием;
- четыре из шести экспериментальных конфигураций содержали борную кислоту в теплоносителе, что не свойственно ВВЭР-С.



Общий вид сборки, моделирующей BBЭР-С с применением технологий таблеточного моделирования



Общий вид сборки, моделирующей ВВЭР-С со вставкой фрагмента типовой решетки твэлов ВВЭР-С

Таким образом, необходимо создание новой центральной вставки с водой и решеткой твэлов с каналами для размещения вытеснителей, в которой будет обеспечено формирование спектра нейтронов, характерного для решетки реактора ВВЭР-С. Для обеспечения критичности центральная вставка должна быть окружена драйверной зоной с делящимися материалами, состоящей из труб стенда БФС, по возможности близкими по своим спектральным свойствам центральной вставке. В этой зоне располагаются и органы СУЗ стенда БФС, т. е. она отвечает и за ядерную безопасность.

При проведении измерений предполагается осуществление следующего перечня экспериментальных измерений для восполнения недостающих данных:

- интегральная и дифференциальная эффективность единичных органов СУЗ ВВЭР-С (возможно единичных пэлов) и их групп при различных положениях вытеснителей:
- дифференциальная и интегральная эффективность единичных вытеснителей и их групп (эксперименты такого рода в настоящее время отсутствуют);
- радиальные и аксиальные распределения скоростей реакций деления изотопов урана, плутония и нептуния (включая пороговые и непороговые изотопы) при различных положениях органов СУЗ и глубинах погружения, при наличии и отсутствии вытеснителей;
 - получение критических состояний без вытеснителей и с вытеснителями;
- определение спектральных индексов (отношений скоростей реакций деления к скоростям реакций деления других изотопов, а также отношения скоростей реакций поглощения и скоростей деления) в состояниях без вытеснителей и с вытеснителями, а также при наличии или отсутствии кадмиевого чехла.

Полученные результаты измерений необходимы для верификации нейтроннофизических программ, предназначенных для расчетов реактора ВВЭР-С.

Ключевыми задачами создания экспериментальной конфигурации с легководной центральной вставкой на стенде БФС являются:

- ٦
- выбор параметров центральной вставки, обеспечивающих заданный спектр как при наличии вытеснителей, так и без них;
- разработка конструкторской документации на твэлы, вытеснители и пэлы центральной вставки и их изготовление;
- выполнение требования ПБЯ критических стендов НП-008-16 применительно к системе органов СУЗ стенда БФС;
- выполнение требований регламента безопасного выхода сборки в критическое состояние;
- обеспечение возможности выполнения измерений для получения недостающих экспериментальных данных;
- получение в надзорных органах разрешения на проведение экспериментов (изменения условий действия лицензии).

Последняя из приведенных задач может потребовать значительного времени, в течение которого получение экспериментальных данных возможно только при использовании традиционных (таблеточных) средств моделирования стенда БФС.

Ключевой момент предлагаемой программы измерений (причем на обеих стадиях) — формирование серии переходных состояний с изменяющимся отношением топлива и водорода (воды или полиэтилена), от минимального до максимального, включая ряд состояний, когда в сборке одновременно формируются зоны с одинаковым топливом и разным количеством водорода (воды или полиэтилена). В этих зонах должны быть измерены пространственные распределения скоростей реакций основных топливных изотопов (²³⁵U, ²³⁸U, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²³⁸Pu, ²³⁷Np, ²⁴¹Am) и соответствующие им спектральные индексы типа отношений скоростей реакций деления. Кроме них необходимо измерить также ряд индексов типа отношений скорости захвата к делению, добавив проведение измерений с использованием таких материалов, как золото и кадмий. В качестве результата эксперимента в этом случае понимается не само измерение, проведенное в конкретном состоянии, а изменение результата измерения при изменении состояния критической сборки. Также необходимо оценить эффект реактивности при постепенном изменении содержания водорода по пространственным зонам критической сборки. Получение результатов всех этих измерений только в одном состоянии, к сожалению, не будет информативным. В этом смысле полезно отдельно остановиться на задачах первого этапа экспериментального моделирования, на котором предполагается использование традиционных для стенда БФС подходов с имитацией воды таблетками полиэтилена.

В заключение следует отметить, что разработанная двухстадийная экспериментальная программа на стенде БФС-1 с подготовительным (на основе традиционной таблеточной технологии моделирования) и основным (со вставкой с фрагментом типовой решетки реактора ВВЭР-С) этапами для исследования нейтронно-физических характеристик реактора ВВЭР-С с МОКС-топливом при условии ее выполнения в полном объеме позволит в существенной степени сократить дефицит экспериментальных данных. При этом результаты подготовительного этапа служат дополнительным обоснованием программы экспериментов основного этапа.

Авторы выражают глубокую благодарность Пидопригоре Е. В. и Радостину А. Ф. (АО «ТВЭЛ»), а также Внукову Р.А., Кузенковой Д.С., Лапину А.С., Кашириной В.Е., Котову Я.А., Курченкову А.Ю., Мильто Н.В., Невинице В.А., Колесову В.В., Бландинскому В.Ю., Боброву Е.А. Фомиченко П.А., Щуровской М.В., Осипову А.М. и Цыганову С.В. (НИЦ «Курчатовский институт») за участие и помощь в постановке задачи, обсуждении программы экспериментов и проведении расчетов.

Литература

- Kochetkov A., Doulin V., Semenov M., Rozhikhin Ye., Pavlova O. BFS-57 and BFS-59 Assemblies: Experimental Program on Critical Assemblies with Heterogeneous Compositions of Enriched- Uranium Dioxide or Plutonium, Depleted Uranium Dioxide and Polyethylene. NEA/NSC/DOC (2006)1
- 2. Кочетков А. Л., Матвеенко И. П., Рожихин Е. В., Цибуля А. М. Эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. № 3-1. С. 99—108.
- 3. Внуков Р. А., Котов Я. А., Невиница В. А., Колесов В. В., Бландинский В. Ю., Лапин А. С., Кузенкова Д. С., Фомиченко П. А., Михайлов Г. М., Коробейникова Л. В., Бурьевский И. В., Стогов В. Ю., Шагинян Р. А., Елисеев В. А., Гулевич А. В. Оценка возможности получения экспериментальных данных для зон ВВЭР-СКД на стенде БФС // ВАНТ. Сер. «Ядерно-реакторные константы». 2023. Вып. 1. С. 117—129.
- 4. Курченков А. Ю. Выгорание родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000. Методика определения линейного энерговыделения по показаниям ДПЗ // ВАГТ. Сер. «Физика ядерных реакторов» 2010. Вып. 3. С. 16—25.
- 5. Курченков А. Ю., Ковель А. И., Мильто В. А., Мильто Н. В., Скороходов Д. Н., Липин Н. В., Воробьева Д. А, Чапаев В. М., Хватов В. А. Тепловая мощность ВВЭР, измеренная по показаниям ДПЗ // ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов». 2018. Вып. 5. С. 63—73.
- 6. Скороходов Д. Н., Мильто Н. В., Калинушкин А. Е., Семченков Ю. М., Липин Н. В., Курченков А. Ю. Программа Хортица-М. Устойчивость решения уравнения восстановления к возмущению входных данных // ВАНТ. Сер. «Ядерно-реакторные константы». 2020. Вып. 5. С. 30—42.
- 7. Belov S. B, Cherny V. A. Krivitski I. Yu. et al. Experimental and Calculational Study of BN-800 Mock-up Core Characteristics at BFS-2 Facility // Proceedings of the International Conference on the Physics of Reactors "PHYSOR-96". 1996. Vol. 2. Pp. E-29—E-35.
- 8. I.Matveenko, V.Matveev, I.Krivitski et al. Experimental Study of Sodium Void Reactivity Effect at the BFS Facility for Mock-Up of Fast Reactor with Sodium Plenum // Proceedings of the International Conference on Reactor Physics and reactor Computations, Tel-Aviv, Israel, January 23-26, 1994.

Г. М. Михайлов, Р. А. Шагинян, А. М. Жуков, Л. В. Коробейникова, А. В. Гулевич, Г. Н. Мантуров, В. А. Елисеев, В. Ю. Стогов, С. М. Бедняков, В. В. Изотов, В. В. Прищепа

Исследования теплогидравлики быстрых реакторов с жидкометаллическими теплоносителями (достигнутые результаты, проблемы исследований)

В течение более чем шестидесятилетнего опыта освоения жидкометаллических теплоносителей в ГНЦ РФ – ФЭИ были созданы научные основы их применения в ядерной энергетике [1]—[3]. Большое внимание уделялось методам физического моделирования экспериментальных исследований гидродинамики и теплообмена в ЯЭУ с жидкометаллическими теплоносителями [4]. Экспериментально доказана возможность моделирования гидродинамики несжимаемых сред, в том числе жидких металлов, в опытах с воздухом, теплообмена в жидких металлах Na, Na-K, Li, Hg, Pb, Pb-Bi и др. с помощью моделирующих сред. На всех этапах исследований большое внимание уделялось методикам и технике измерений, включая разработку уникальных датчиков скорости, расхода, давления, уровня, температуры и др.

Поля скорости и температуры в турбулентных потоках в каналах и конструкциях ЯЭУ

В результате всесторонних и систематических исследований статистических характеристик полей скорости и температуры в турбулентном потоке воды и жидких металлов в сборках твэлов изучены характеристики пульсаций скорости и температуры, интенсивность пульсаций, корреляционные функции, спектральная плотность и распределение вероятностей [8]. Установлено, что интенсивность пульсаций пропорциональна тепловому потоку и существенно зависит от скорости жидкости. Пространственные коэффициенты корреляции и интегральные масштабы температурных возмущений в стенке существенно различаются по отдельным направлениям. Обнаружено сильное влияние контактного термического сопротивления на характеристики пульсаций температуры в стенке. Так, в условиях неустойчивого контактного сопротивления при умеренных тепловых нагрузках пульсации температуры в стенке каналов достигали десятков градусов. Полученные результаты позволяют глубже понять механизмы процессов теплообмена и наметить пути к построению физически обоснованной теории турбулентного теплообмена.

Несмотря на то что есть масса справочников по гидравлике, многие конструкции, с которыми встретилась ядерная энергетика, не поддаются расчету, поэтому потребовалось проведение модельных экспериментов. Известны случаи в гидравлике контуров, где реальные расходы отличаются от расчетных. В практике расчетов игнорируется взаимное влияние гидравлических сопротивлений, когда рядом находятся два местных сопротивления (например, два поворота или выравнивающая решетка после входа в корпус теплообменного аппарата). Эти исследования позволили создать физически обоснованные методы и коды для расчета гидродинамических характеристик каналов активных зон реакторов с жидкометаллическим охлаждением.

Исследования на гидродинамических моделях показали, что потоки теплоносителя на выходе из каждой циркуляционной петли занимают в активной зоне свою определенную область, слабо перемешиваются. В результате проведенного большого комплекса исследований гидродинамики коллекторов и проточной части реакторов, теплообменников и парогенераторов установлена ранее неизвестная закономерность распределения

жидкости на выходе из проточных частей раздающих коллекторных систем, зарегистрированная в качестве открытия Дельнова В.Н., Габриановича Б.Н. и Юрьева Ю.С., заключающаяся в том, что на выходе жидкости из проточных частей раздающих коллекторных систем образуются осесимметричные зоны, характеристики которых определяются конструктивными и технологическими особенностями коллекторной системы (места подвода жидкости, траектория движения, параметры струи, гидравлическое сопротивление и др.).

Если рассматривать задачи теплообмена по-крупному, то за прошедшие десятилетия для реакторов с охлаждением жидкими металлами решена ключевая проблема фундаментально-прикладного характера в области теплообмена в трубах и пучках стержней. И хотя в основном мы понимаем физику этих процессов, но коэффициенты теплообмена для новых конструкций все-таки приходится получать из опытов для реальных или модельных условий.

Выполненный комплекс расчетно-теоретических работ и обобщение экспериментального материала позволили выявить механизм теплообмена на поверхности теплообмена в жидких металлах. Показано, что основной причиной контактного термического сопротивления является осаждение на поверхности теплообмена взвешенных в потоке жидких металлов твердых частиц.

Поскольку теплообмен осуществляется конвективным переносом тепла, высокая теплопроводность не гарантирует отсутствие больших неравномерностей температуры в конструкциях, охлаждаемых жидкими металлами. Поле температуры определяется степенью подогрева теплоносителя, а не коэффициентами теплообмена, что существенно повышает требования к организации гидродинамики реакторов.

Теплообмен и температурные режимы в ТВС быстрых реакторов

В результате многочисленных экспериментальных и расчетных исследований получены обширные данные по теплоотдаче и полям температуры твэлов для различных неноминальных условий и режимов работы активной зоны при наличии прогибов тепловыделяющих элементов, асимметричных сдвижек и деформаций элементов, перекрытии различных частей активной зоны, наличии встречных потоков, всплесков энерговыделения, статистического распределение параметров.

Экспериментальные исследования показали, что применительно к реактору с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем дистанционирующие решетки приводят к локальному всплеску теплоотдачи, которая оказывается выше, чем для гладких областей имитаторов твэлов (между решетками). Теплоотдача увеличивается по мере движения теплоносителя в решетке. Дистанционирование твэлов поперечными решетками выглядит более предпочтительно с точки зрения характеристик температурных полей и теплоотдачи, чем дистанционирование двухзаходными ребрами по принципу «ребро по ребру».

В результате экспериментальных исследований и расчетно-теоретического анализа межканального обмена массой, импульсом и энергией в пучках гладких и оребренных спиральной дистанционирующей проволочной навивкой твэлов созданы физически обоснованные методы и программы теплогидравлического расчета формоизмененных тепловыделяющих сборок активной зоны реакторов на быстрых нейтронах (МИФ).

Исследовано влияние на температурный режим ТВС геометрии и материалов твэлов, эффектов радиационного распухания и ползучести, выявлены особенности формирования температурного режима активной зоны в процессе эксплуатации (кампании) для реакторов на быстрых нейтронах. Показана эффективность использования

разнонаправленных проволочных навивок, создающих противоположно направленные потоки теплоносителя в поперечных направлениях.

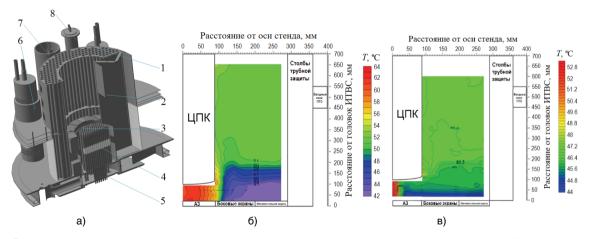
Теплогидравлические исследования крупномодульного парогенератора

Экспериментальные исследования критического теплового потока на однотрубной модели крупномодульного парогенератора РУ на БН на стенде «СПРУТ» показали удовлетворительное согласие с данными скелетных таблиц по расчету критического теплового потока в трубах. Отмечается сильное влияние давления воды как на критическое (граничное) паросодержание, так и на величину плотности теплового потока. С ростом давления отмечается увеличение плотности теплового потока и снижение величины критического (граничного) паросодержания. Во всех режимах имел место нестационарный процесс, характеризующийся смещением зоны кризиса.

Исследования полей скорости и температуры в баке реактора на быстрых нейтронах

Результаты теплогидравлических исследований первого контура быстрого реактора с жидкометаллическим теплоносителем на водяной модели для режимов принудительной циркуляции, перехода к режиму расхолаживания и аварийного расхолаживания естественной конвекцией теплоносителя показали, что под воздействием термогравитационных сил в периферийной зоне верхней (горячей) камеры реактора над боковыми экранами, в холодной и напорной камерах, элеваторной выгородке, системе охлаждения корпуса реактора, на выходе из промежуточных и аварийных теплообменников в различных режимах их работы происходит температурное расслоение с возникновением застойных и рециркуляционных образований, перестройка характера течения и температурного режима.

При этом возникшие на границах раздела стратифицированных и рециркуляционных образований волны вызывают пульсации температуры на стенках реакторного оборудования и в конечном итоге приводят к термической усталости конструкционных материалов и снижению сроков эксплуатации реакторного оборудования. Режим



Экспериментальная водяная модель первого контура быстрого реактора с интегральной компоновкой оборудования (а), усредненная температура теплоносителя в верхней камере при перемещении подвижных термозондов по высоте в номинальном режиме (б) и установившемся режиме расхолаживания естественной конвекцией (в): 1, 6 — промежуточный теплообменник; 2 — элеваторная выгородка; 3 — элементы внутрибаковой защиты; 4 — активная зона (имитаторы ТВС); 5 — напорная камера; 7 — имитатор ГЦН-1; 8 — автономный теплообменник

установившийся естественной конвекции характеризуется значительно меньшими градиентами температуры в вертикальном направлении над боковыми экранами.

Заключение

Дальнейшее развитие атомной энергетики России, реализация стратегии двухкомпонентной атомной энергетики с замыканием топливного цикла с использованием реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, требует продолжения проведения комплекса проблемно-ориентированных исследований по проектам быстрых реакторов.

Формирование технологической платформы ресурсонезависимой энергетики стимулирует расширение применения атомной энергетики в экономике. Это следующий технологический уклад — атомно-водородная энергетика, согласно которому атомные станции будут производить электроэнергию, ядерное топливо и водород.

Литература

- 1. Ефанов А.Д., Козлов Ф.А., Рачков В.И., Сорокин А.П., Черноног В.Л. Научная школа ГНЦ РФ ФЭИ «Тепло- и массоперенос, физическая химия и технология теплоносителей в энергетических системах // Сборник «60-летие создания ТФ отдела ФЭИ». Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ ФЭИ, 2014. 39 с.
- 2. Кузина Ю.А., Сорокин А.П. Теплофизика щелочных жидких металлов. Часть 1: теплогидравлика и безопасность (ретроспективно-перспективный взгляд) // Вопросы Атомной Науки и Техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2019. № 3. С. 210–232. Доступно на: https://vant.ippe.ru/en/year2019/3/thermal-physics-hydrodynamics/1765-19.html (английская версия).
- 3. Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Денисова Н.А. Исследования теплогидравлики быстрых реакторов (достигнутые результаты, проблемы исследований) // Доклад на 24-ой Школе-семинаре молодых ученых и специалистов «Проблемы газодинамики и тепломассообмена в энергетических установках», 22-26 мая 2023 года, г. Казань, 16 с.

А. П. Сорокин, Ю. А. Кузина, Н. А. Денисова



РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ, КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ

РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ, КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ

Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах на основе файлов библиотеки РОСФОНД-2020.2

В связи с переходом БН-800 на полною загрузку смешанным оксидным уранплутониевым топливом и планами по вовлечению в топливный цикл минорных актинидов установленный баланс в константном обеспечении переходит в область повышенной неопределенности, что ведет к увеличению константной составляющей погрешности.

С целью минимизации методических и константных погрешностей на базе файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД-2020.2 была создана унифицированная система групповых констант БНАБ-РФ22, с одинаковой точностью описывающей как урановую загрузку, так и загрузку смешанным оксидным уран-плутониевым топливом. Процесс формирования новой системы групповых констант включил в себя обновление данных таблиц основных нейтронных сечений, факторов самоэкранировки и коэффициентов Доплера, а также данных о спектрах деления для основных топливных нуклидов.

Выбор исходных данных для верификации

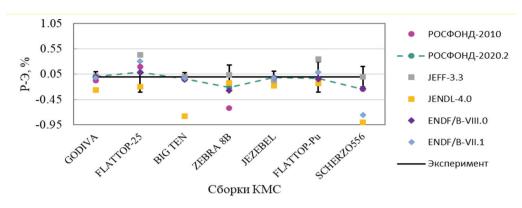
Для формирования унифицированной системы групповых констант, с точки зрения расчета урановых и плутониевых систем, необходимо проанализировать имеющиеся современные библиотеки оцененных ядерных данных. Для проведения верификационных расчетов были использованы следующие версии библиотек оцененных нейтронных данных: ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VIII.0 — в США; JEFF-3.3.1 — в Европе; JENDL-4.0 — в Японии, а также российская библиотека групповых констант БНАБ-93 и файлы российских библиотек оцененных нейтронных данных РОСФОНД-2010 и РОСФОНД-2020.2.

Верификация вышеперечисленных библиотек констант была условно разделена на два этапа, включивших в себя верификацию на наборе бенчмарк-моделей из международного справочника ISCBEP Handbook и тестовых моделей активной зоны БН-800. Модели подбирались с точки зрения соответствия реальным реакторным системам по составу и характеристикам энергетического спектра.

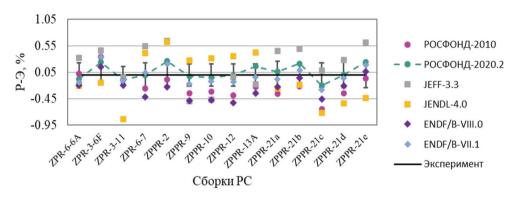
Результаты верификации библиотек нейтронных данных

Для верификации константного обеспечения проведена серия расчетов для бенчмаркмоделей и тестовой модели активной зоны БН-800 на основе библиотек, описанных ранее.

По представленным расчетным данным верификации константного обеспечения для серии бенчмарк-моделей были сделаны следующие выводы:



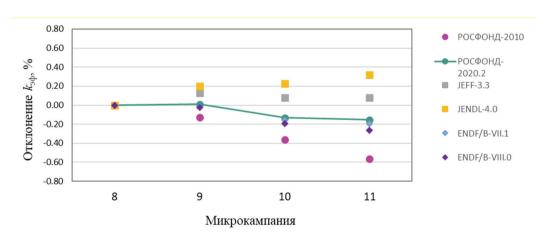
Расхождения результатов расчета критичности для бенчмарк-моделей типа КМС



Расхождения результатов расчета критичности для бенчмарк-моделей типа РС

- 1) отклонение расчетных значений от экспериментальных данных не превышает 1 % для всех библиотек оцененных ядерных данных;
- 2) наиболее точное описание отобранных критических систем показала библиотека РОСФОНД-2020.2: среднее отклонение по КМС-системам составило $-0.06\pm0.10\%$; среднее отклонение по PC-системам составило $0.05\pm0.14\%$.

Для верификации константного обеспечения на наборе тестовых моделей БН-800 проведена серия расчетов на основе вышеупомянутых библиотек.



По результатам расчета нейтронно-физических характеристик реактора сделаны следующие выводы:

- 1) результаты расчетов для БН-800 с использованием системы констант РОСФОНД-2010 и JENDL-4.0 показали тренд к уменьшению / увеличению величины критичности с загрузкой в активную зону смешанного оксидного уран-плутониевого топлива;
- 2) результаты расчетов БН-800, полученные с использованием библиотеки констант РОСФОНД-2020.2 описывают критичность при переходе на смешанное оксидное уранплутониевое топливо с точностью ~0,2 %.

Таким образом, рекомендовано использовать файлы оцененных нейтронных данных библиотеки РОСФОНД-2020.2 для формирования групповой библиотеки констант и последующем ее внедрении в практику расчетного сопровождения блоков Белоярской АЭС.

Формирование новой системы групповых констант

Процесс формирования новой системы групповых констант заключается в создании универсальной по формату библиотеки 28-группповых и 299-групповых констант на основе нейтронных данных РОСФОНД-2020.2.

Данные этой системы констант должны быть представлены в формате с повышенной точностью, который по наполнению аналогичен формату БНАБ-93.

Процесс формирования новой групповой библиотеки нейтронных данных в формате с повышенной точностью был разделен на несколько этапов:

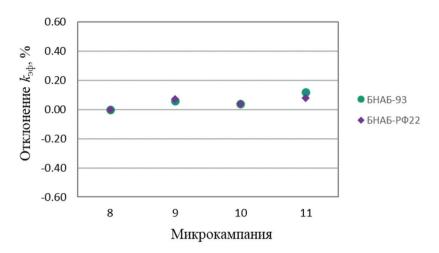
- 1) составление списка нуклидов из файлов библиотеки РОСФОНД-2020.2, необходимых для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах и обоснования безопасности;
 - 2) подготовка основных нейтронных сечений для 28 и 299 групп;
- 3) подготовка факторов самоэкранировки и коэффициентов Доплера для той же групповой разбивки;
 - 4) формирование системы констант в формате с повышенной точностью;
 - 5) перевод библиотеки в бинарный вид.

По результатам выполнения вышеперечисленных этапов на основе списка отобранных нуклидов из библиотеки нейтронных данных РОСФОНД-2020.2 и РОСФОНД-2010 сформирована новая система групповых констант, получившая название БНАБ-РФ22.

На рисунке ниже показаны изменения значений $k_{\text{зф}}$ по отношению к восьмой микрокампании при расчете по проектной библиотеке БНАБ-93 и новой системе групповых констант БНАБ-РФ22. Видно, что результаты, полученные с использованием библиотек констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ22, не противоречат друг другу.

Основным преимуществом созданной библиотеки констант БНАБ-РФ22, по сравнению с ее более ранним аналогом БНАБ-93, является следующее:

- 1) использование современных оценок нейтронных сечений для топливных и конструкционных материалов;
- 2) наличие 299-групповых данных о сечениях для всех представленных нуклидов в библиотеке (в БНАБ-93 только 16 нуклидов представлены в 299-групповом разбиении);
- 3) наличие нейтронных данных как для смесей изотопов, так и для смесей (в БНАБ-93 отсутствуют данные для отдельных изотопов конструкционных материалов);
- 4) ввиду преемственности файлов оцененных нейтронных данных и подготовленных групповых констант появилась возможность корректной оценки методической составляющей погрешности, связанной с групповым представлением нейтронных сечений. В системе констант БНАБ-93 такая возможность отсутствовала вовсе;



Изменения значений $k_{\!\scriptscriptstyle op}$ по отношению к восьмой микрокампании при расчете по проектной библиотеке БНАБ-93 и новой системе групповых констант БНАБ-РФ22

- 5) имеется возможность оперативного пополнения групповой библиотеки констант БНАБ-РФ22 другими оценками нейтронных данных;
 - 6) наличие матричного спектра деления для каждого топливного нуклида.
- В процессе работы была проведена оценка методической составляющей погрешности для тестовых моделей активной зоны БН-800 при расчете с новой системой групповых констант, которая показала следующее:
- 1) изменение методической поправки диффузионного расчета при переходе на смешанное оксидное уран-плутониевое топливо несущественно;
- 2) согласованность вносимых поправок проектной библиотеки констант БНАБ-93 и новой системы групповых констант БНАБ-РФ22;
- 3) с использованием системы групповых констант БНАБ-РФ22 удалось оценить поправку, связанную с 299-групповым расчетом, которая составила 0,3 %. Ранее при использовании библиотеки БНАБ-93 такой возможности не было ввиду отсутствия преемственности файлов оцененных нейтронных данных и используемых групповых констант;
- 4) использование в диффузионном расчете решения с одной точкой на кассету привело к уменьшению методической поправки и составило +0,4 %.
- В дальнейшем планируется обновление других оценок нейтронных данных в оставшихся секциях. Полученную версию системы групповых констант БНАБ-РФ22 планируется внедрить в проектные коды и в состав объединенного унифицированного программного комплекса ГЕФЕСТ-М для расчетного сопровождения БН-600 и БН-800 на Белоярской АЭС.

А. А. Перегудов, Д. В. Панова

Расчеты накопления актинидов в топливе теплового реактора типа ВВЭР с библиотекой РОСФОНД-2020.2

В настоящее время активно рассматриваются вопросы, связанные с выгоранием и трансмутацией минорных актиноидов в рамках двухкомпонентной ядерной энергетики в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ). В процессе работы реактора топливо выгорает, в нем образуются продукты деления и актиноиды. После достижения определенной глубины выгорания использование отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) без какой-либо его дальнейшей переработки становится невозможным. Однако ОЯТ может рециклироваться; тем самым повышается эффективность использования топлива. При этом важным является вопрос неопределенности знания состава топлива и содержания в нем младших актиноидов. Данная тема затрагивалась, в частности, в работах [1]—[3].

Целью данной работы является исследование неопределенности при расчетах выгорания топлива и накопления минорных актиноидов с использованием различных программных комплексов и различных библиотек ядерных констант.

Исследования выполнены на примере расчетов выгорания модели тепловыделяющего элемента (твэла) инновационного реактора с регулируемым спектром нейтронов [4].

Полученные с помощью программных комплексов MCNP5 [5] и WIMS-D5 [6] результаты были проанализированы и сопоставлены между собой. Расчеты по программам MCNP5 и WIMS-D5 проводились с использованием библиотек ядерных констант, сгенерированных на основе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VII. [7] и новой библиотеки РОСФОНД-2020.2 [8]. Для программы WIMS константы были получены в различных энергетических разбивках — в 69 и 172 группах. Для программы MCNP исходные файлы ядерных данных были представлены в формате АСЕ для расчетов с детальной зависимостью сечений от энергии нейтронов.

Расчеты выгорания по программам WIMS и MCNP с библиотекой ENDF/B-VII.1

Для сравнения расчетов выгорания между детерминистической программой WIMS и прецизионной программой MCNP были проведены расчеты тестовой модели твэла с MOKC-топливом для реактора с регулируемым спектром нейтронов, параметры которого были взяты из работы [4]. Плутониевый вектор топлива (%): ²³⁸Pu : ²⁴⁹Pu : ²⁴¹Pu : ²⁴²Pu = = 2:57:23:13:5. Уран обедненный. Содержание урана и плутония в MOKC-топливе 33 %.

Основные характеристики рассчитываемой модели твэла [4]

Характеристика	Значение
Расположение твэл	треугольная решетка
Материал оболочки	сплав Zr + 1 % Nb
Внешний диаметр оболочки (мм)	9,1
Внутренний диаметр оболочки (мм)	7,82
Толщина оболочки (мм)	0,65
Высота топливного столба топлива (мм)	4200
Вес топлива в твэле (кг)	1,7
Наружный диаметр топливной таблетки (мм)	7,6
Внешний диаметр ячейки (мм)	14,19
Водотопливное отношение	1,87

Задание для расчета выгорания твэла включало 93 временных шага (от 0,1 до 2000 дней). Мощность твэла на каждом шаге составляла для WIMS 22,49 МВт/т т.а. Для расчетов по МСNР мощность была пересчитана в МВт с учетом количества тяжелых атомов и объема ячейки.

Значения ядерных концентраций топливных нуклидов на последнем шаге выгорания в размерности а.е.м./(см×барн), рассчитанные по программе WIMS в 69 и 172 группах, и по MCNP с библиотекой ENDF/B-VII.1 в формате ACE, представлены в таблице ниже.

Результаты расчета ядерных концентрации актиноидов на последнем шаге выгорания 2000 дней для исследуемой модели твэла, а.е.м./(см×барн)

Нуклид	WIMS 69 гр.	WIMS 172 гр.	MCNP + CINDER90	WIMS 69 FP MCNP ErpMCNPErp, %	WIMS 172 rp MCNP ¬грМСNРЕгр, %
²³⁴ U	1,118E-06 *	1,110E-06	1,071E-06	4,4	3,6
²³⁵ U	7,850E-05	7,839E-05	7,610E-05	3,1	3,0
²³⁶ U	1,655E-05	1,649E-05	1,618E-05	2,3	1,9
²³⁷ U	4.620E-08	4,403E-08	4,227E-08	9,3	4,2
²³⁸ U	2,074E-02	2,074E-02	2,08E-02	-0,3	-0,3
²³⁷ Np	5,269E-06	4,977E-06	4,76E-06	10,8	4,6
²³⁸ Pu	3,959E-05	3,925E-05	3,51E-05	12,8	11,8
²³⁹ Pu	4,916E-04	4,901E-04	4,29E-04	14,5	14,2
²⁴⁰ Pu	3,448E-04	3,459E-04	3,44E-04	0,34	0,7
²⁴¹ Pu	2,032E-04	2,038E-04	1,94E-04	4,5	4,8
²⁴² Pu	9,868E-05	1,109E-04	1,19E-04	-17,3	-7,1
²⁴¹ Am	2,605E-05	2,598E-05	2,696E-05	-3,4	-3,6
²⁴² Am	7,1826E-07	7,227E-07	2,309E-07	>100	>100
²⁴³ Am	3,507E-05	2,903E-05	3,112E-05	12,7	-6,7

 $^{^*}$ 1,118E-06 и далее следует читать, как 1,118 умноженное на 10 $^{-6}$

Сравнение рассчитанных ядерных концентраций актиноидов показывает, что наибольшие расхождения между расчетами по MCNP и WIMS с константами ENDF/B-VII.1 наблюдаются для изотопов 237 U, 237 Np, 238 Pu, 239 Pu, 242 Pu, 242 Am и 243 Am. Причем для 242 Am отличия составили более 100 % (на диаграммах эти данные не приводятся). Для остальных изотопов отличия в значениях концентраций составляют не более 5 %.

Далее были проведены более детальные сравнительные расчеты изотопной кинетики по программам WIMS и MCNP. Для простоты и наглядности все расчеты выполнены для температуры 300 К для 365, 750, 1100 и 1400 дней выгорания.

На рис. 1а представлены расхождения в расчетах $k_{\rm sf}$. Как видно, результаты расчетов достаточно хорошо согласуются друг с другом, расхождения между расчетами WIMS и MCNP составляют 2,1 % на начальном шаге (отличие обусловлено содержанием 135 Xe), а на последнем шаге — 0,7 % для программы WIMS с библиотекой в 69 группах и 0,15 % для 172 групповой библиотеки.

На рис. 16 представлены расхождения в расчетах концентраций топливных изотопов по программе MCNP с модулем CINDER90 и программе WIMS с константами в 172 группах. Как видно, основные расхождения между WIMS и MCNP наблюдаются по изотопам 237 Np, 239 Pu и 242 Pu (до 10 %).

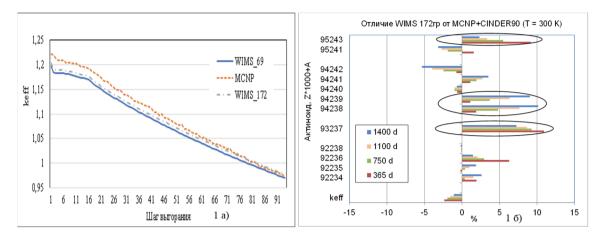


Рис. 1. Сравнение расчетов K_{sr} (a) и концентраций топливных изотопов (б) по программе WIMS в 172 группах и программе MCNP с модулем CINDER90 с константами ENDF/B-VII.1

Расчеты выгорания с библиотекой нейтронных данных РОСФОНД-2020.2

Для расчетов по программам WIMS и MCNP были получены данные с использованием новой отечественной библиотеки нейтронных данных РОСФОНД-2020.2.

На рис. 2а представлены диаграммы, показывающие расхождения в расчетах концентраций топливных нуклидов по программам WIMS и MCNP для модели твэла реактора с регулируемым спектром нейтронов с данными ENDF/B-VII.1 (обозначено как E-71) и РОСФОНД-2020.2 (обозначено как RF22) для шагов выгорания 365, 750, 1100 и 1400 дней.

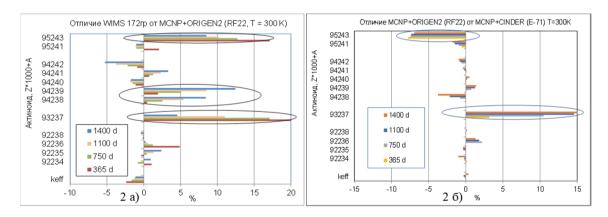


Рис. 2. Сравнение расчетов $k_{e'}$ и концентраций актиноидов: (а) по программам WIMS в 172 группах и MCNP с модулем ORIGEN2 с константами на основе РОСФОНД-2020.2 и (б) по MCNP с использованием модуля ORIGEN2 с константами РОСФОНД-2020.2 и модуля CINDER90 с константами ENDF/B-VII.1

Из приведенных данных (рис. 2a) видно, что, как и в случае с ENDF/B-VII.1 (рис. 1б), наибольшие расхождения между результатами расчётов по WIMS и MCNP, полученными с данными РОСФОНД-2020.2, наблюдаются по изотопам ²³⁷Np, ²³⁸Pu, ²³⁹Pu и ²⁴³Am.

Сравнение расчетов по MCNP концентраций топливных нуклидов с использованием ORIGEN2 с ядерными данными РОСФОНД-2020.2 и CINDER90 с ENDF/B-VII.1 (рис. 26)

показывает, что различия в концентрациях урановых и плутониевых изотопов не превышают нескольких процентов (кроме 237 Np и 243 Am). Для изотопа 243 Am расчет с библиотекой РОСФОНД-2020.2 дает примерно на 8 % меньшее значение концентрации. В то же время для 243 Am расчет по программе WIMS с константами ENDF/B-VII.1 в 172 группах (рис. 1б) находится примерно на 5—8 % выше значения, полученного по MCNP.

Следует отметить, что во всех случаях наблюдаются достаточно большие различия в расчетах концентрации изотопов 237 Np и 243 Am.

В таблице ниже приведено сравнение одногрупповых (усредненных по спектру) сечений деления и захвата для ²³⁵U, ²³⁹Pu и ²⁴²Pu в топливной зоне твэла для «горячего» (900 K) и «холодного» (300 K) состояний, рассчитанных по программам WIMS и MCNP с различными библиотеками ядерных данных: ENDF/B-VII.1 и с новой отечественной библиотекой нейтронных данных РОСФОНД-2020.2. В скобках даны отличия от результатов расчетов с константами ENDF/B-VII.1.

Как видно, для сечений деления и захвата 235 U и 239 Pu отличия данных WIMS от MCNP составляют на уровне 1 % и менее, в то время как для сечения поглощения 242 Pu отличие WIMS от MCNP составляет при температуре 900 К более 35 %. При этом практически все отличия определяются сечениями в резонансной области энергий (в районе \sim 3 эВ).

Сравнение одногрупповых сечений 235 U, 239 Pu и 242 Pu в топливной зоне твэла для «горячего» (MOX_hot) и «холодного» (MOX_cold) состояний

Вариант	ENDF/B-VII.1	РОСФОНД-2020.2	WIMS 69 гр.				
Сечение поглощения ²³⁵ U							
MOX_hot	5,16	5,27 (+2,0%)	5,18 (+0,4%)				
MOX_cold	5,54	5,63 (+1,7%)	5,53 (-0,1%)				
Сечение деления ²³⁵ U							
MOX_hot	16,6	16,9 (+1,7%)	16,5 (-1,1%)				
MOX_cold	18,6	18,9 (+1,4%)	18,4 (-1,0%)				
Сечение поглощения 239 Ри							
MOX_hot	18,0	18,0 (-0,1%)	17,8 (-1,2%)				
MOX_cold	16,9	16,9 (-0,1%)	16,7 (-1,3%)				
Сечение деления ²³⁹ Pu							
MOX_hot	32,6	32,6 (+0%)	32,3 (-0,7%)				
MOX_cold	32,4	32,4 (+0,1%)	32,1 (-0,7%)				
Сечение поглощения 242 Ри							
MOX_hot	16,9	16,9 (+0%)	22,9 (+35%)				
MOX_cold	15,6	15,6 (+0%)	22,5 (+44%)				

Заключение

Проведенные сравнительные расчеты выгорания и накопления актиноидов с использованием детерминистической программы WIMS-D5 с константами в различной групповой разбивке в 69 и 172 группах, и программы метода Монте-Карло MCNP5, на примере модели твэла реактора ВВЭР с МОКС топливом, показали хорошее согласие результатов.

Pасчеты по программе MCNP5 с модулями изотопной кинетики ORIGEN2 и CINDER90 показали свою согласованность.

Расчеты с использованием различных ядерных данных ENDF/B-VII.1 и с новой библиотекой РОСФОНД-2020.2 показали непротиворечивые результаты.

Для программы WIMS-D5 в сравнении с MCNP5 показано, что более надежными являются расчеты в 172 группах.

В дальнейшем данные исследования по выгоранию и накоплению актиноидов с использованием различных программ и ядерных констант будут продолжены.

Литература

- 1. Андрианов А.А., Андрианова О.Н., Ву Д.В., Коровин Ю.А., Купцов И.С., Спиридонова А.А. Особенности тестирования ядерных данных применительно к задачам трансмутации минорных актинидов. // Известия высших учебных заведений. Физика. 2024. Т. 66. № 7. С. 13–24. DOI: 10.17223/00213411/66/7/2.
- 2. Чертовских О.И., Белов А.А., Андрианова О.Н. Оценка неопределенности и анализ чувствительности в задачах моделирования нуклидной кинетики с использованием модуля SUN программы BPSD. // Атомная энергия. 2022. Т. 133. Вып. 5—6. С. 325-331. Элек-тронный ресурс: https://elibrary.ru/contents.asp?id=54109371 (дата доступа 10.03.2024).
- 3. Davide C., Guglielmo L., Guido M. Comparison Among Monte Carlo Based Burnup Codes Ap-plied to the GFR Demonstrator ALLEGRO. // Global Journal of Energy Technology Research Up-dates. 2018.– №5. C. 1–10. DOI: http://dx.doi.org/10.15377/2409-5818.2018.05.1.
- 4. Teplov P., Chibiniaev A., Bobrov E., Alekseev P. The Main Characteristics of the Evolution Pro-ject VVER-S with Spectrum Shift Regulation. Proc. of Intern. Conf. PHYSOR-2014, Kyoto, Ja-pan, Sept. 28 Oct. 3. 2014. Электронный ресурс: https://inis.iaea.org/search/ search.aspx?orig_q=RN:47042783 (дата доступа 10.04.2024).
- 5. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP A General Monte Carlo N Particle Transport Code, Version 5", LA-UR-03-1987, 2003. Электронный ресурс: https://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/ Режим доступа: лицензия на имя соавтора (дата доступа 10.04.2024).
- 6. RSICC Computer Code Collection, "WIMS-D5 A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis", ORNL, NEA-1507/04 (Nov. 1997). Электронный ресурс: https://rsicc.ornl.gov/codes/dlc/dlc-231.html. Режим доступа: программа в свободном доступе (дата доступа 10.04.2024)
- 7. Aldama D.L. "Documentation for WIMSD-formatted libraries based on ENDF/B-VII.1 evaluated nuclear data files with extended actinide burn-up chains and cross section data up to 2000 K for fuel materials", INDC(NDS)-0674, IAEA, Vienna, 2014. Электронный ресурс: http://www-nds.iaea.org/publications (дата доступа 10.04.2024).
- 8. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Кощеев В.Н. Ядерные данные для расчетов быстрых реакторов библиотека файлов РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ // ВАНТ: Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. Вып. 2. С. 5–24. DOI: 10.55176/2414-1038-2021-2-5-24.

Г. О. Егоров, Ю. В. Левченко, Г. Н. Мантуров, Ю. В. Матвеев



СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ И АТОМНО-ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ И АТОМНО-ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Плутоний-241 и америций в двухкомпонентной системе ядерной энергетики

Одной из нерешенных проблем, которые сопутствуют развитию современной ядерной энергетики, является проблема накопления долгоживущих минорных актинидов, и главным образом Am-241 [1]. Подходы к утилизации этого изотопа давно обсуждаются в научно-технической литературе [2]—[7], однако, несмотря на обилие идей и предложений, находятся пока далеко от реального технического и технологического воплощения.

Хорошо известно, что америций в активной зоне быстрого реактора может как образовываться под действием ядерных реакций, так и делиться или трансмутировать в другие минорные актиниды и плутоний [2]. При этом, если его содержание в топливе ниже «равновесного» уровня, он будет накапливаться, а в противном случае — сокращаться. «Равновесное» содержание америция в топливе активной зоны и в топливном цикле определяется главным образом содержанием изотопа Pu-241 в изотопном векторе плутония, который с периодом полураспада ~14,3 года порождает Am-241.

Следовательно, содержание изотопа Pu-241 в топливе быстрого реактора может существенно влиять на количество америция и объемы обращения с ним в ядерноэнергетической системе.

Работа посвящена исследованию влияния стратегии использования выделяемого плутония из ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, а также гомогенного выжигания америция в активной зоне реактора БН на баланс америция в топливном цикле ядерной энергетики (ЯЭ) на протяжении XXI столетия. Оценка проводится путем математического моделирования процессов движения ядерных материалов с учетом изменения их нуклидного состава в ядерной энергетической системе (ЯЭС) с использованием компьютерного кода СҮСLE [8]. При этом рассматривается двухкомпонентная ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, отражающая основные характеристики перспективной ЯЭ России.

Постановка модельной задачи

Варианты замыкания топливного цикла по плутонию, так же как и стратегии обращения с плутонием в двухкомпонентной атомной энергетике, могут быть разные [9]—[11]. Здесь можно выделить два подхода.

Первый подход заключается в использовании для пуска быстрых реакторов плутония из ОЯТ тепловых реакторов с большой выдержкой (30 лет и более). Содержание изотопа Pu-241 в таком плутонии ~2—3%, и его изотопный вектор гораздо ближе к «равновесному» составу плутония, образующемуся в реакторе на быстрых нейтронах, чем у свежевыделенного плутония тепловых реакторов. Это обеспечивает реактору, работающему на таком плутонии, большую безопасность с точки зрения минимизации запаса реактивности на кампанию и уменьшения вероятности реактивностных аварий [9].

С другой стороны, запасы такого плутония весьма ограничены и явно недостаточны для запуска значительного числа быстрых реакторов. При этом данный плутоний требует переочистки от америция, который необходимо далее либо хранить, либо трансмутировать в ядерном реакторе [12]. Такого америция в ОЯТ тепловых реакторов России сейчас накоплено порядка 15—20 тонн [1].

Второй подход заключается в вовлечении в топливный цикл свежевыделенного высокофонового плутония с небольшим содержанием америция. При этом содержание Pu-241 в плутониевом векторе составляет 10—12 %, а содержание Am-241 до 1 %. Такой плутоний можно не переочищать, что улучшит технико-экономические показатели топливного цикла.

Уже за один проход плутония через активную зону быстрого реактора содержание изотопа Pu-241 снижается более чем в два раза до ~ 5 %. Тем самым существенно спадает острота проблем непосредственного обращения с америцием. Однако из-за быстрого «сгорания» изотопа Pu-241 использование свежевыделенного высокофонового плутония не способствует минимизации запаса реактивности и увеличению длительности микрокампании реактора, что может вызывать определенные технико-экономические ограничения.

Оба эти подхода тесно связаны со стратегией переработки отработавшего ядерного топлива быстрых и тепловых реакторов. В конечном итоге задача стратегии сводится к выбору: чему отдать предпочтение при переработке ОЯТ — ОЯТ быстрых реакторов или ОЯТ тепловых. Две эти опции и рассматриваются в дальнейшем.

Модельные сценарии построены из условия роста интегральной установленной мощности ЯЭ РФ на тепловых (типа ВВЭР) и быстрых реакторах (типа БН) с достижением \sim 31 ГВт (эл.) в 2035 году, \sim 45 ГВт (эл.) к 2050 году и \sim 91 ГВт (эл.) к 2100 году.

Граничными условиями для построения сценариев являлись российский запас доступного природного урана — 512 тыс. т [9] и длительность внешнего топливного цикла, которая принималась равной 7 годам для ОЯТ реакторов ВВЭР1000/1200/ТОИ, 6 годам для топлива активной зоны реакторов БН-800 и БН-1200М и 3 годам для воспроизводящего материала боковой зоны воспроизводства. Структура мощностей во всех рассматривавшихся сценариях приведена на рисунке 1 работы [13].

При моделировании рассмотрены: референтный сценарий открытого ЯТЦ только с тепловыми реакторами (сценарий 1) и две группы сценариев замкнутого ЯТЦ с тепловыми и быстрыми реакторами, которые отвечают двум вышеперечисленным вариантам по переработке ОЯТ:

В сценариях 2 и 3 приоритет отдается масштабной переработке ОЯТ тепловых реакторов (ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200/ТОИ) с 2042 г. с отложенным стартом переработки ОЯТ БН-1200М до 2059 г. При этом мощности по переработке ОЯТ определяются из условия баланса выделенного плутония — его интегральное поступление в каждый момент времени не должно быть меньше его убыли без накопления избыточного количества.

В сценариях 4 и 5, наоборот, приоритет отдается переработке ОЯТ БН-1200М начиная с 2038 года с отложенным стартом переработки ОЯТ тепловых реакторов до $2054 \, \mathrm{r.}$, также из условия баланса плутония.

Во всех сценариях америций поступает на свой склад как от переработки ОЯТ, так и от переочистки ранее выделенного плутония. В сценариях 2 и 4 предполагается полная переочистка складского выделенного плутония от америция при изготовлении МОКСтоплива, а сценариях 3 и 5 допускается содержание 1 % америция от массы тяжелого металла, которое приблизительно соответствует его «равновесному» содержанию в

реакторе БН-1200М. Таким образом, в сценариях 2 и 4 в активную зону быстрого реактора всегда загружается «чистое» топливо, а в 3 и 5 в топливе всегда гомогенно присутствует америций на уровне его равновесного содержания [12].

На рисунке 1 показан объем переработки ОЯТ с целью обеспечения быстрых реакторов плутонием, а на рисунке 2 — количество непереработанного ОЯТ в хранилищах до 2100 года.

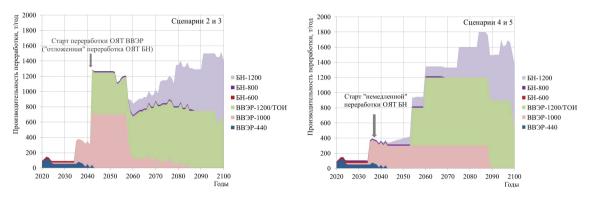


Рис. 1. Производительность переработки ОЯТ для сценариев 2 и 3 и сценариев 4 и 5

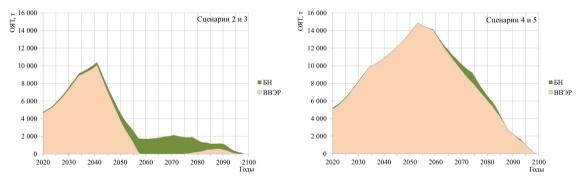


Рис. 2. Количество ОЯТ в хранилищах для сценариев 2 и 3 и сценариев 4 и 5

Как видно из рисунка 2, при приоритете переработки ОЯТ ВВЭР уже к 2040 году его накопление останавливается на уровне, не превышающем 10 тыс. т, а после 2050 года освобожденные хранилища после необходимой модернизации могут использоваться для хранения ОЯТ реакторов БН, объем которого в 5—10 раз меньше. В сценариях же с приоритетной переработкой ОЯТ БН проблема накопления ОЯТ ВВЭР решается в течение всего столетия с обострением к 2055 году до 14 тыс. т.

На рисунке 3 показано полное количество Pu-241, содержащегося во внешнем топливном цикле для рассматриваемых сценариев. Площади фигур под кривыми прямо пропорциональны количеству америция, образующегося при распаде плутония к 2100 году. Сравнение рисунков показывает, что такого америция явно меньше в случае сценария с приоритетной переработкой ОЯТ тепловых реакторов. Никаких дополнительных затрат при этом не требуется, необходим только ряд организационных мероприятий.

В то же время помимо америция, образовавшегося при распаде Pu-241 во время хранения и переработки ОЯТ, а также хранения выделенного плутония, этот актинид образуется и во время облучения топлива в реакторе. На рисунке 4 показано полное накопление америция в топливном цикле для рассмотренных сценариев, включая

сценарии с гомогенным выжиганием америция на уровне его равновесного содержания в активной зоне быстрого реактора БН-1200М.

Дополнительно на этом рисунке для сравнения показана наработка америция в ЯЭ такой же установленной мощности, но состоящей только из тепловых реакторов на природном уране, т. е. без рецикла плутония (референтный сценарий 1).

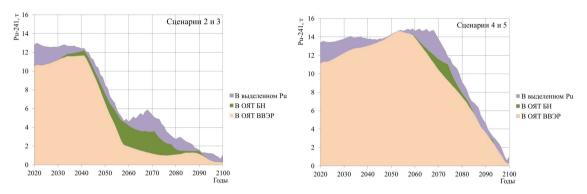


Рис. 3. Pu-241 во внешнем топливном цикле для сценариев 2 и 3 и сценариев 4 и 5

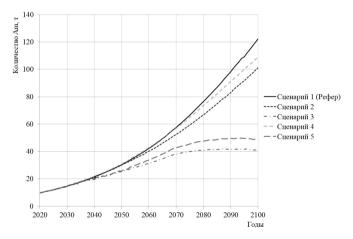


Рис. 4. Наработка америция в топливном цикле ЯЭ для различных сценариев

Расчеты показали следующие результаты. Как и ожидалось, наибольшее накопление америция (122 т к 2100 г.) имеет место в случае ЯЭ с открытым топливным циклом на природном уране с тепловыми реакторами (сценарий 1). Причем, в этом случае накопление америция прямо пропорционально энерговыработке системы ЯЭ.

Замыкание топливного цикла с использованием быстрых реакторов БН-1200М (~62 ГВт в 2100 г.) без специального выжигания америция приводит к снижению его накопления до 109 т в случае приоритетной переработки ОЯТ БН (сценарий 4) и до 101 т в случае приоритетной переработки ОЯТ ВВЭР (сценарий 2). Однако и в этом случае накопление америция растет по мере роста энерговыработки. Отметим, что указанное сокращение наработки америция происходит только за счет вовлечения в топливный цикл плутония, в т. ч. изотопа Рu-241 как основного источника образования америция.

Расчеты показали, что при реализации гомогенного выжигания америция в активной зоне к 2100 г. в случае приоритетной переработки ОЯТ БН (сценарий 5) происходит сокращение накопления америция до ~ 49 т и до ~ 41 т в случае приоритетной переработки ОЯТ ВВЭР (сценарий 3).

Кривые, описывающие накопление америция, во второй половине 21-го столетия выходят на практически стационарный уровень (по сути, быстрые реакторы становятся хранилищами америция). Значение этого уровня определяется уже не только и не сколько энерговыработкой системы, а соотношением установленных мощностей рассматриваемых тепловых и быстрых реакторов. При переходе к ЯЭ, состоящей на 100 % из быстрых реакторов, содержание америция в топливном цикле будет определяться только характеристиками этих реакторов и уровнем мощности такой энергосистемы.

Литература

- 1. Декусар В. М., Зродников А. В., Елисеев В. А., Мосеев А. Л. К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2019. № 1. С. 215—223. DOI: https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223.
- 2. Гулевич А. В., Елисеев В. А., Клинов Д. А. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия. 2020. Т. 128. Вып. 2. С. 82—87.
- 3. Camarcat N., Garzenne C., Mer J. e. a. Industrial research for transmutation scenarios. // Comptes Rendus Mecanique. 2011. V. 339. Iss. 4. P. 209—218. DOI: https://doi.org/10.1016/j.crme.2011.01.006.
- 4. Homogeneous versus Heterogeneous Recycling of Transuranics in Fast Nuclear Reactors // Nuclear Science, ISBN 978-92-64-99177-4, OECD 2012. NEA No. 7077, p. 52.
- 5. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Status and Assessment Report, OECD-NEA 1999. Электронный ресурс: https://www.oecd-nea.org/trw/docs/neastatus99/. Дата доступа 15.03.2024.
- 6. Status of Minor Actinide Fuel Development. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2010, IAEA Nuclear Energy Series Technical Reports No. NF-T-4.6. Электронный ресурс: https://www.iaea.org/publications/8224/status-of-minor-actinide-fuel-development (дата доступа 15.03.2024).
- 7. Rabotnov N. S. Transmutation of transuranics: neutronics, actinides balance, safety and fuel provision aspects // Fourth International Information Exchange meeting, Mito 1996. Электронный ресурс: https://oecd-nea.org/pt/docs/iem/mito96/session-2/RabotnovS2.pdf (дата доступа 15.03.2024).
- 8. Калашников А. Г., Мосеев А. Л., Декусар В. М., Коробейников В. В., Мосеев П. А. Развитие программного комплекса СҮСLЕ для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2016. № 1. С. 91—99. DOI: 10.26583/npe.2016.1.10.
- 9. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами / Под общ. ред. Е. О. Адамова. М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. 496 с.
- 10. Алексеев П. Н., Алексеев С. В., Андрианова Е. А. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. Н. Н. Пономарева-Степного. М.: Техносфера, 2016. 160 с.
- 11. Тузов А. А., Троянов В. М., Гулевич А. В. и др. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ России // Атомная энергия. 2022. Т. 133. Вып. 2. С. 71—76.
- 12. Тузов А. А., Гулевич А. В., Гурская О. С. и др. Особенности выжигания америция в быстром реакторе типа БН-1200М // Атомная энергия. 2023. Т. 134. № 5—6. С. 230—238.
- 13. Троянов В. М., Гулевич А. В., Гурская О. С. и др. Системные возможности быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2024. № 1. С. 5—17. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.01.

В. М. Троянов, А. В. Гулевич, О. С. Гурская, В. М. Декусар, В. А. Елисеев, А. Л. Мосеев

Особенности становления ядерно-водородной энергетики в странах мира и России

В настоящее время более 30 стран объявили о том, что они планируют развитие водородной энергетики [1]. Многочисленные частные компании стремятся использовать предоставляемые перспективами энергетического применения водородных технологий возможности для получения прибыли. Одной из причин технологического реформирования электроэнергетики и выработки водорода является необходимость снижения выбросов парниковых газов [2], [3] в глобальном масштабе, а также снижение концентрации вредных выбросов в густонаселенных районах Земли: в крупных городах и на транспорте, где экономически нерентабельно или технически невозможно использование электрической энергии.

В рамках международного проекта ИНПРО (МАГАТЭ) предполагается оценить перспективы развития ядерно-водородной энергетики для снижения выбросов парниковых газов. В 2024 г. в проекте МАГАТЭ «Исследование совместного проекта INPRO по ядерно-водородным системам: движущие силы и институциональные, экономические и юридические препятствия (INPRO Hydrogen)» приняли участие представители 33 стран. Среди участников проекта следующие страны: Алжир, Армения, Бангладеш, Великобритания, Египет, Индия, Индонезия, Иордания, Канада, Кения, Корея, Малайзия, Монголия, Пакистан, Польша, Россия, Румыния, США, Турция.

Глобальный текущий уровень (за 2022 г.) потребления водорода представлен на рисунке 1 [2].

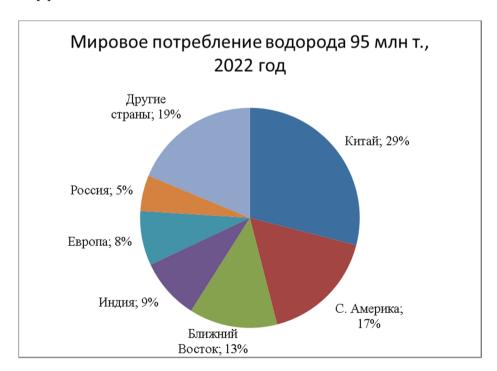


Рис. 1. Производство водорода по регионам мира, 2022

Исходя из текущих данных [1] по уровню потребления, области применения и др., можно сделать заключение, что существующие потребители водорода — это большие промышленные предприятия (химическая промышленность и нефтепереработка), с уже сложившейся цепочкой получения водорода из ископаемого топлива. Перевод указанных предприятий на более экологически приемлемый вариант может произойти либо со временем — после того, как производства получения водорода самортизируются, либо декларативно и вынужденно — через соответствующие налоги и законы, направленные на использование более «чистых» технологий получения водорода.

Важной сферой использования водорода, которая в настоящее время практически отсутствует и о которой сейчас говорят, как о важнейшей для применения водорода, является транспорт. В настоящее время доля автотранспорта в выбросах парниковых газов в среднем составляет около 16 %, при этом в крупнейших мегаполисах существенно больше. Большая их часть ~ 12 % приходится на автотранспорт с двигателями внутреннего сгорания (ДВС). Вклад других видов транспорта существенно меньше.

Исходя из [1], новые потребители водорода — это пока еще непонятные запросы, их структура и масштаб. Технологии, поддерживающие и удовлетворяющие нужды крупного потребителя, будут почти всегда отнимать дефицитные ресурсы у инноваций, так как разрабатываемые проекты нацелены на известные требования основных потребителей.

Среди всех неопределенностей, связанных с развитием инноваций, можно рассчитывать только на один надежный якорь: прогнозы экспертов всегда будут ошибочными и в части потребления водорода. Нельзя точно предсказать, как будут использоваться инновации, какой величины будут рынки. Так как новые рынки не предсказуемы, первоначальные стратегии компаний по выходу на эти рынки обычно оказываются неверными.

На сегодняшний день все значимые мощности (более 99 %) выработки водорода происходят за счет энергии ископаемого топлива. Такие технологии вносят свой губительный вклад в части выбросов парниковых газов и повышения мировой температуры окружающей среды. Поэтому необходим переход с существующих и доминирующих технологий выработки водорода на основе энергии ископаемого топлива на существующие электролизные технологии и технологии на основе паровой конверсии с метаном (ПКМ) с улавливанием СО₂. В случае освоения инноваций на основе ВТГР, пиролиза и др. следует осуществить дополнительные системные исследования по определению баланса структуры сложных систем (в том числе с учетом географии, региональных и международных центров хранения, выработки, транспортировки и др.)

Переходя от методологических вопросов многокритериального анализа развития атомной энергетики, развития технологий к описанию предметной области ядерноводородной энергетики, рассмотрим концептуальную схему выработки водорода с использованием существующих технологий ядерно-водородной энергетики (рис. 2). Схема содержит следующие технологии производства водорода: ПКМ без использования ядерной энергетики, ПКМ с ВТГР и высокотемпературными реакторами на быстрых нейтронах, а также электролиз, и пиролиз.

Кроме того, на схеме расположен блок выработки электроэнергии ЯЭС. На нижней оси «ресурсы» расположены следующие природные ресурсы по степени их доступности на Земле, от большей к меньшей: вода, уран-8, уран-5, природный газ. Средняя шкала температуры показывает относительный порядок температур для названных выше технологий производства водорода. На схеме присутствует шкала «Инновации», которая показывает степень освоенности указанных технологий. В промышленных масштабах широко используется метод паровой конверсии с метаном или природным газом.

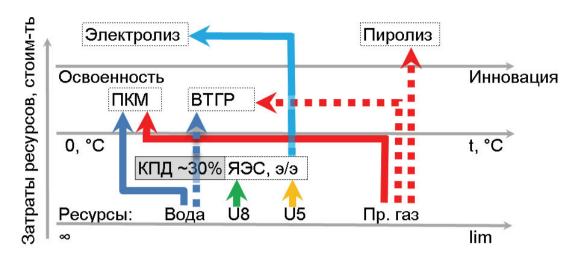


Рис. 2. Базовая структура выработки водорода глобальной ЯЭС

После, с помощью угольных фильтров, достигается концентрация в 99,9 %. Такой подход требует наличия крупных установок, но считается одним из самых эффективных.

В местах с дешевым электричеством может использоваться электролиз — разложение воды на водород и кислород. Технология позволяет получить не только водород, но и кислород, который также имеет большое значение в промышленном производстве. Основной недостаток — большие затраты электроэнергии.

Эффективным по энергетическим затратам и отсутствием выбросов CO₂ методом получения водорода является пиролиз метана. Однако в настоящее время он находится в стадии научных исследований.

Далее, исходя из представленных оцененных запасов ресурсов, на рисунках ниже изображены предельные возможности по производству водорода методом ПКМ по регионам мира (рис. 3). Эти пределы в основном связаны с ограничениями по запасам природного газа и возможностями его ежегодной добычи.

Ресурс воды для производства водорода методом электролиза практически не ограничен в отличие от ресурса газа. Однако энергетические затраты на производство водорода методом электролиза намного выше, чем при производстве методом ПКМ.

На рисунке 4 приведено сравнение рейтингов технологий АВЭ с разными модельными наборами весов — значимостей критериев. Слева приведены результаты сравнения рейтингов для одинаковой значимости критериев оценки, а справа рассматривался вариант с увеличением значимости критерия объема нарабатываемого водорода до 50 %. Показано, что рейтинг ВТГР возрастает, что и понятно. Производство водорода на единицу мощности в ВТГР примерно в десять раз выше, чем ВВЭР и БН.

Выводы:

1) Производство водорода во многих странах мира уже давно освоено в промышленном масштабе без использования ядерных технологий, однако оно обладает рядом недостатков, связанных прежде всего с проблемами экологии и расточительными расходами природного газа. Поэтому использование более экологичной и экономичной атомно-водородной энергетики является актуальным.

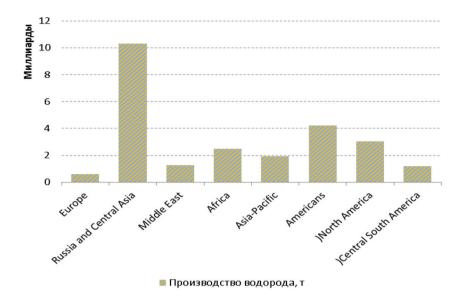


Рис. 3. Предельные возможности по производству водорода методом ПКМ по регионам мира

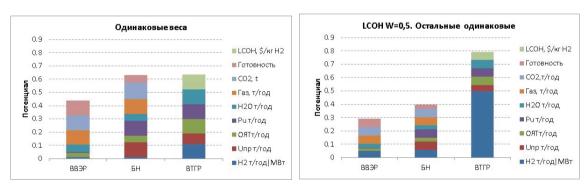


Рис. 4. Рейтинги технологий для АВЭ при различной значимости критериев оценки

- 2) В условиях экономической неопределенности целесообразно рассматривать дополнительные к экономике критерии и сравнивать потенциалы альтернатив на основе многокритериального анализа.
- 3) Переход на крупномасштабную атомно-водородную энергетику возможен при создании налаженной инфраструктуры по хранению и транспортировке. Технологии по генерации водорода (на основе паровой конверсии метана либо электролиза) без инфраструктуры могут обеспечить водородом только особо крупных потребителей с уровнем потребления 200 тыс. т/год и более.
- 4) Особенности водорода как энергоносителя обусловливают необходимость формирования уникальной энергетической инфраструктуры водородной энергетики, которая оказывает значительное влияние на использование, производство, транспортировку и хранение водорода.

Литература

 Global Hydrogen Review 2022, IEA. International Energy Agency Website: www.iea.org https://iea.blob.core.windows.net/assets/c5bc75b1-9e4d-460d-9056-6e8e626a11c4/GlobalHydrogenReview2022.pdf.

- 2. ИЗМЕНЕНИЕ КЛИМАТА, 2013 г. Физическая научная основа Резюме для политиков. Вклад рабочей группы I в пятый доклад об оценке межправительственной группы экспертов по изменению климата МГЭИК, Швейцария. 2013 www.climatechange2013.org.
- 3. INTERGOVERNMENTNAL PANEL ON CLIMATE CHANGE, Special Report on Emissions Scenarios, A Special Report of Working Group III, Cambridge University Press, Cambridge (2000). http://www.ipcc.ch/pdf/special-reports/spm/sres-en.pdf.

А. В. Гулевич, А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников

Исследования замыкания топливного цикла реактора типа ВВЭР-1200 на плутонии из отработавшего ядерного топлива

На данный момент в России и в мире накоплены большие запасы энергетического плутония ОЯТ и плутония высокого качества, количество которого возрастает с каждым годом. Так, по некоторым оценкам в мире накоплено уже порядка 370 тысяч тонн отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), в котором содержится 3 тысячи тонн плутония различного качества. В России накоплено порядка 20 тысяч тонн ОЯТ, в том числе около 300 тонн плутония [1]—[3].

В качестве промежуточного этапа развития ядерной энергетики с возможностью повышения эффективности использования ядерного топлива, сокращения объемов ОЯТ и снижения риска распространения ядерных материалов исследуется метод многократного рециклирования плутония в тепловых реакторах с подпиткой свежим плутонием из ОЯТ.

Большая часть накопленных запасов плутония в российском ОЯТ представляет собой энергетический плутоний из реакторов РБМК и ВВЭР, а также Ри из ОЯТ БН и плутоний высокого качества. В таблице 1 приведены оценки изотопного состава плутония из различных источников [1]—[4].

Таблица 1. Изотопный состав плутония из ОЯТ основных российских реакторов, %

Вид плутония	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
ОЯТ ВВЭР	3	55	24	12	6
ОЯТ РБМК	3	35,5	34,5	12	15
ОЯТ БН	1,5	63	24	5,5	6
Ри высокого качества	0,5	95	4	0,4	0,1

Расчетная модель и алгоритм загрузок. Проведен расчетный анализ возможности многократного рецикла плутония в реакторе на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1200 с частичной загрузкой активной зоны МОКС-топливом, составляющей 1/3 ТВС активной зоны.

В качестве расчетной модели реактора ВВЭР-1200 была выбрана стандартная активная зона с четырехкратными перегрузками. Продолжительность микрокампании составляла 300 эффективных суток. Расчет выгорания проводился при постоянной равновесной концентрации борной кислоты в теплоносителе, составляющей 4 г/кг. На первой итерации в реактор загружались свежие ТВС с МОКС-топливом из разных вариантов ОЯТ (табл. 2). Доля содержания плутония в МОКС подбиралась исходя из требуемого запаса реактивности на реакторную кампанию с неизменным обогащением ТВС подпитки с УОКС-топливом, составляющей 4,55 %. Требуемая масса начальной загрузки урана при использовании любого из видов плутония составляет 575 кг/год [4]—[6].

После первой микрокампании выгружалась четверть ТВС из активной зоны (27 УОКС ТВС и 13—14 МОКС ТВС). Оставшиеся ТВС переставлялись внутри активной зоны, а вместо выгруженной четверти загружались свежие ТВС с соответствующим УОКС- и МОКС-топливом. В конце каждой микрокампании запас реактивности приближался к нулю. После четырех таких микрокампаний (1200 эффективных суток) предполагалось, что отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) МОКС-топлива очищаются от осколков деления и минорных актинидов при времени выдержки четыре года плюс один год на транспортировку, переработку и фабрикацию нового топлива. Оставшийся невыгоревший плутоний ОТВС МОКС-топлива более плохого качества выделялся и смешивался с плутонием соответствующего типа из запасов ОЯТ и возвращался в реактор. Доля подпитки свежим плутонием подбиралась исходя из требуемого запаса реактивности на кампанию. Плутоний, нарабатываемый ТВС с УОКСтопливом, в рецикле не участвовал. Далее снова проводились четыре микрокампании с последующей очисткой, выделением плутония и подпиткой.

Расчет проводился по аттестованному трехмерному коду WIMS-D5, в основе которого лежат вероятность первых столкновений и *S-п*-методы с использованием констант ENDF/ B-VIII.0.

Требуемая доля и масса плутония в топливе определяются качеством начального плутония на первой итерации, а также качеством (типом) плутония подпитки. Ниже (табл. 2) представлены результаты расчета стартовой загрузки плутония разного качества в реакторе типа BBЭP-1200.

Тобрицо О Пора и	масса начальной загрузки	DEVITOURE BEEF KONDOLO R	2 DIADOD DOVEDNIAG
таолица 2. доля и	масса пачальной загрузки	пли гония для каждого и	з видов плутопия

	Вид плутония				
Параметры	ОЯТ ВВЭР	ОЯТ РБМК	ОЯТ БН	Ри высокого качества	
Начальная загрузка Ри, %	9,1	20	9,3	4,5	
Масса начальной загрузки Pu, кг/год	2275	5000	2325	1125	

Как видно из представленных данных, наименьшая доля плутония в топливе требуется при использовании плутония высокого качества, который практически на 95% состоит из делящегося изотопа Pu-239. В плутонии ОЯТ РБМК плутониевый вектор сильно обеднен нечетными изотопами при относительно высокой доле содержания четных изотопов, в частности Pu-240, являющегося сильным поглотителем. Поэтому требуемая доля плутония ОЯТ РБМК выше.

Моделирование многократного рецикла плутония с выводом количества подпитки топлива на стационарный уровень. Вывод системы на стационарный уровень позволит уменьшить требуемое количество топлива подпитки, а также исключить накопление вторичного плутония более худшего качества. Однако возможность выхода на стационарный уровень также определяется качеством плутония начальной загрузки и подпитки.

На рисунке 1 представлена динамика изменения концентрации изотопов плутония Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 и Pu-242 в течение замкнутого топливного цикла для разных типов плутония из ОЯТ.

После каждой топливной кампании проводится подпитка плутонием из ОЯТ соответствующего типа ОТВС с МОКС-топливом. После вывода системы на стационарный уровень доля подпитки равна доле выгоревшего топлива за время топливной кампании.

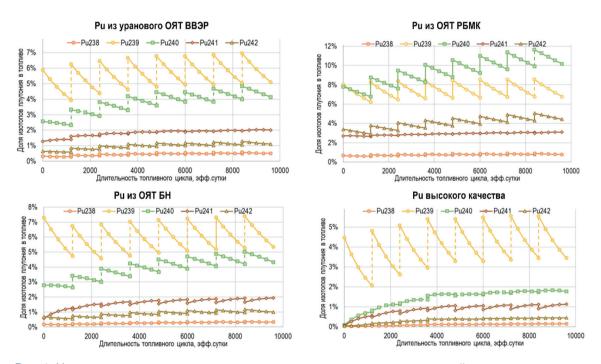


Рис. 1. Нуклидная динамика плутония в течение топливного цикла с подпиткой

На рисунке 2 представлены доли общего плутония в МОКС-топливе и плутония подпитки. Как видно из полученных результатов, с каждой новой кампанией доля плутония подпитки соответствующего типа из запасов ОЯТ уменьшается с ростом номера рецикла, стремясь к своему стационарному состоянию. В конечном итоге после 7—9 топливных кампаний в зависимости от типа плутония подпитки происходил выход системы на стационарный уровень, т. е. доля плутония в ТВС с МОКС-топливом достигала своего асимптотического значения, плутоний выходит в равновесную концентрацию, а доля выгоревшего плутония за топливную кампанию равняется плутонию подпитки. Общая доля плутония, напротив, увеличивается до своего асимптотического значения, обусловленного стационарным равновесным уровнем. Так, после первого рецикла с плутонием подпитки качества ОЯТ ВВЭР требуемая ежегодная подпитка плутонием уменьшается примерно в 2,5 раза, а после вывода системы на стационарный уровень требуемая ежегодная подпитка плутонием уменьшается примерно в 3,5 раза.

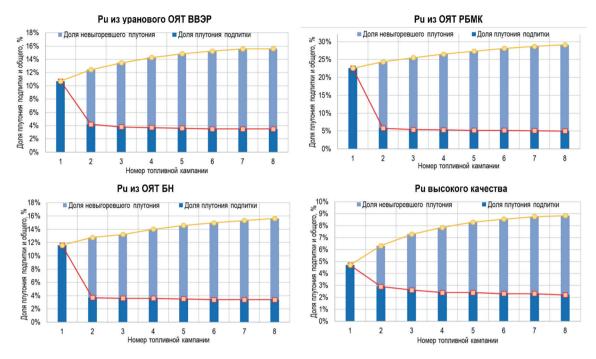


Рис. 2. Доля плутония подпитки и доля невыгоревшего плутония в топливе в зависимости от номера топливной кампании по мере вывода на стационарный уровень с подпиткой Ри

Результаты моделирования и основные параметры и характеристики топливного цикла реактора ВВЭР-1200 с загрузкой 1/3 активной зоны МОКС-топливом на основе плутония из различных источников представлены в таблице 3.

Таблица 3. Основные характеристики топливного цикла до и после вывода на стационарный уровень для разных типов топлива подпитки из ОЯТ

	Вид плутония				
Параметры	ОЯТ ВВЭР	ОЯТ РБМК	ОЯТ БН	Pu высокого качества	
Начальная загрузка Ри, %	10,7	22,6	11,63	4,7	
Масса начальной загрузки Pu, кг/год	675	1450	730	300	
Доля Ри подпитки после выхода на стационар, %	3,5	5	3,4	2,2	
Масса подпитки Ри после выхода на стационар, кг/год	220	315	215	140	
Общая доля Ри в топливе после выхода на стационар, %	15,6	29,1	15,6	8,8	
Общая масса Pu в МОКС-топливе после выхода в стационар, кг/год	985	1840	985	555	
Запасы плутония, тонн	140	110	15	40	
Потенциал использования плутония, реактор-лет	635	350	70	285	

Таблица 4. Изотопный состав плутония после выхода в стационар, %

T	Изотоп плутония				
Тип топлива подпитки	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
	Посл	те выхода в ста	ационар на нач	нало кампании	
ОЯТ ВВЭР	3,7	44,6	31	12,6	8,2
ОЯТ РБМК	3,1	29,4	39,9	10,3	17,3
ОЯТ БН	2,3	47,4	32,1	10,6	7,5
Ри высокого качества	1,8	62,6	20,2	10,3	5,2
УОКС-топливо	_	_	_	_	-
	После выхода в стационар на конец кампании				
ОЯТ ВВЭР	3,9	39,7	32,2	15,6	8,6
ОЯТ РБМК	3,1	26,9	40,2	12,2	17,5
ОЯТ БН	2,6	41,3	33,4	15,0	7,7
Ри высокого качества	2,3	49,5	25,5	16,3	6,4
УОКС-топливо	2,8	56,2	19,5	15,6	5,9

Как видно из представленных в таблицах 3 и 4 данных, накопленные к настоящему времени запасы плутония каждого вида, качество плутония каждого вида, доля плутония подпитки после выхода на стационар для каждого вида формируют потенциал вовлечения плутония, его скорость и темпы выжигания, а также эффект по экономии урана до полного выжигания всех запасов плутония из ОЯТ.

Помимо перевода реакторов типа BBЭР-1200 на 1/3 загрузки МОКС-топливом с целью дожигания плутония из запасов ОЯТ, возможна реализация замкнутого цикла по дожиганию собственного плутония, нарабатываемого в реакторах BBЭР-1200 на урановом топливе.

Таким образом, в работе рассмотрены характеристики смешанного уранплутониевого топлива в варианте частичной загрузки активной зоны реактора типа
ВВЭР-1200 с УОКС- и МОКС-топливом с многократным рециклом плутония. Определена
стартовая загрузка для каждого из видов подгружаемого плутония, а также доля плутония
подпитки после вывода системы на стационарный уровень. Оценена эффективность
плутония из ОЯТ разных источников, и на этой основе выбраны наиболее подходящие
варианты для стартовой загрузки и подпитки ВВЭР-1200 с частичной загрузкой МОКСтопливом. На основании полученных данных были сделаны оценки скорости и
эффективности выжигания плутония из запасов ОЯТ, а также оценка экономии
природного урана.

Литература

- 1. Дынкин А. А., Арбатов А. Г., Барановский В. А. Ежегодник СИПРИ 2018. Вооружения, разоружения и военная безопасность. М.: ИМЭМО РАН, 2019. 752 с. DOI: https://doi.org/10.20542/978-5-9535-0557-4.
- 2. Андрианов А. А., Коробейников В. В., Поплавская Е. В., Рачкова Е. Н., Федорова Е. В. Оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2010. №. 2. С. 156—164. Электронный ресурс: https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2010/02.pdf (дата доступа 15.11.2023).

- 3. Федоров Ю. С., Бибичев Б. А., Зильберман Б. Я., Кудрявцев Е. Г. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах // Атомная энергия. 2005. Т. 99. Вып. 2. С. 136—141. Электронный ресурс: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2440 (дата доступа 19.11.2023).
- 4. Исанов К. А., Колесов В. В., Коробейников В. В., Усанов В. И., Хныкина Е. С. Расчетные исследования замкнутого топливного цикла реактора типа ВВЭР-1200 на плутонии из отработавшего ядерного топлива // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2024. №. 2. С. 185—201. Электронный ресурс: https://static.nuclear-power-engineering.ru/articles/2024/02/15.pdf (дата доступа 29.06.2024).
- 5. Павловичев А. М., Павлов В. И., Семченков Ю. М., Кудрявцев Е. Г., Федоров Ю. С., Бибичев Б. А., Зильберман Б. Я. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-й загрузкой топливом из смеси регенерированного урана, плутония и обогащенного урана // Атомная энергия. 2008. Т. 104. Вып. 4. С. 195—198. Электронный ресурс: https://jatomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1772/1752 (дата доступа 23.11.2023).
- 6. Павловичев А. М., Павлов В. И., Семченков Ю. М., Кудрявцев Е. Г., Федоров Ю. С., Бибичев Б. А. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-й загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония // Атомная энергия. 2006. Т. 101. Вып. 6. С. 407—413. Электронный ресурс: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1941 (дата доступа 23.11.2023).

К. А. Исанов, В. В. Коробейников, В. И. Усанов, Е. С. Хныкина



ТЕХНОЛОГИЯ ТЖМТ

ТЕХНОЛОГИЯ ТЖМТ

Расчетно-экспериментальное обоснование ресурса фильтроматериала для контуров с ТЖМТ

Общие требования к фильтрам

При разработке фильтров для непрерывного удаления взвешенных примесей из контуров с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ) необходимо принимать во внимание комплекс факторов, влияющих на эффективность данного процесса. К числу этих факторов следует отнести [1]:

- интенсивность источника взвешенных примесей в контуре;
- концентрация и спектр улавливаемых частиц;
- эффективность очистки, обеспечиваемая конструкцией фильтра;
- интенсивность конкурентных стоков взвешенных примесей, определяемых выпадением взвесей в осадок на внутренние поверхности контурного оборудования;
 - температурный и гидродинамический режимы эксплуатации фильтра и контура;
 - доля расхода ТЖМТ через фильтр относительно его общего расхода по контуру;
 - конструктивные ограничения;
 - требуемый ресурс фильтра.

Разработка конструкции фильтра, применительно к конкретному стенду или контуру, заключается в поиске баланса, учитывающего перечисленные выше требования. Первым выбирается фильтроматериал, который должен обладать необходимой стойкостью к очищаемой среде и эффективностью очистки.

Так, например, применительно к контурам ТЖМТ, были испытаны три вида фильтроматериалов. Это стеклоткани, иглопробивные полотна из металловолокон, гранулы из оксида алюминия Al_2O_3 (шлифзерно), рисунок 1.

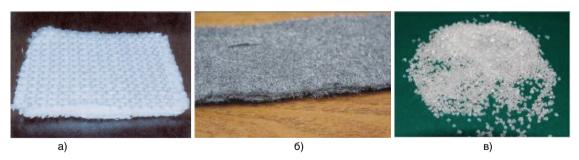


Рис. 1. Фильтрующие материалы для очистки CBT: a) стеклоткань МКТТ-2,2A; б) полотно иглопробивное из металлических волокон; в) электрокорунд (шлифзерно Al_2O_3)

Аналогом стеклоткани МКТТ-2,2А является современный материал EKOWOOL-M2-4. При этом новый материал обладает повышенной термостойкостью 1100 °C вместо 550 °C у МКТТ-2,2А [2].

После выбора материала разрабатывается конструкция фильтра, учитывающая габаритные и присоединительные размеры, гидродинамику и другие требования (процедура замены фильтра/фильтроматериала, ресурс и т. д.).

Эффективность и ресурс фильтроматериала

В общем случае эффективность фильтра (фильтроматериала) E определяется как отношение концентраций взвеси на входе и выходе фильтра ($C_{\text{вх}}$ и $C_{\text{вых}}$)

$$E=1-C_{\text{\tiny Bbix}}/C_{\text{\tiny Ex}}.$$
 (1)

Чем выше показатель E, тем соответственно выше эффективность фильтра. Скорость вывода примесей можно выразить следующим выражением.

$$q_{\Phi} = G \times C \times E, \tag{2}$$

где: $q_{\scriptscriptstyle \Phi}$ — скорость вывода примесей, кг/ч;

G — массовый расход, кг/ч;

C — концентрация примесей на входе, % мас.;

E— эффективность, %.

Рассчитав скорость вывода примесей, можно определить ресурс фильтра.

$$N = q_{\scriptscriptstyle \oplus} / M_{\scriptscriptstyle \oplus}, \tag{3}$$

где: *N*— ресурс фильтра, ч;

 $M_{\!\scriptscriptstyle \oplus}$ — емкость фильтра по примесям, кг.

Таким образом актуальным является вопрос определения концентрации взвеси, а также емкости фильтроматериала.

Результаты испытаний [3]

Испытания макетного образца фильтра с фильтроматериалом на основе иглопробивного полотна из металлических волокон, стеклоткани МКТТ-2,2А и гранул из Al_2O_3 проводились в течение 1000 часов в неизотермическом циркуляционном контуре (t_{op} = 650 °C, t_{con} = 420 °C) при температуре на фильтре t = 420 °C, без поддержания термодинамической активности кислорода на заданном уровне. Значение термодинамической активности кислорода на холодной части контура составляло a = 0,8÷1,0, что не исключало кристаллизацию оксидов PbO в холодной зоне. Как видно из рис. 2, заметного снижения расхода теплоносителя из-за забивания фильтра примесями обнаружено не было. Некоторые колебания расхода теплоносителя через фильтр коррелировали с изменениями основного расхода по контуру.

По завершении испытаний и проведения анализов было обнаружено, что в состав уловленных шлаков входят магнитные и немагнитные фракции и составляющие их частицы различной морфологии. Магнитная фракция содержала смесь Fe_3O_4 , Fe_2O_3 , γ -Fe, PbO, Pb, а немагнитная — γ -Fe, PbO, Pb, α -Al $_2O_3$. Эти данные позволили сделать оценочный расчет эквивалентного улавливания (по массе) железа «натурным» фильтром.

За 1000 часов работы испытанным фильтром в общей сложности было уловлено около 12 г примесей (в пересчете на железо, хром и т. д.). На единицу поверхности фильтроматериала ($S \approx 0.01 \text{ m}^2$) тогда приходится $\sim 1.2 \text{ кг/м}^2$.

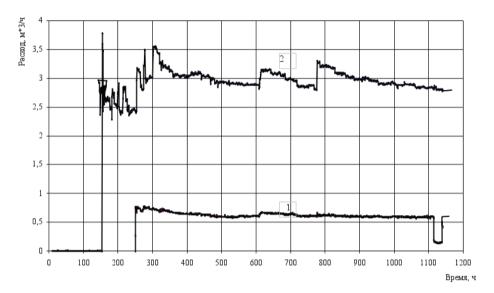


Рис. 2. Динамика изменения расхода теплоносителя через фильтр (1) и общего по контуру (2) в процессе проведения испытания фильтра на стенде ЦУ-1

Заключение

При разработке фильтров необходимо учитывать набор факторов, включающий как эксплуатационные параметры, так и физико-химические процессы в контуре.

Расчетный ресурс фильтра зависит от расхода теплоносителя, эффективности фильтроматериала и концентрации примесей на входе в фильтр.

Проведенные испытания показали, что 1 м² иглопробивного полотна из металлических волокон способен удержать до 1,2 кг примесей.

Список литературы

- 1. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Паповянц А.К., Воронин И.А., Ягодкин И.В., Мельников В.П. Фильтрационная очистка ТЖМТ от примесей // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядернореакторные константы. 2015. № 2. С.120—137.
- 2. Мельников В.П., Посаженников А.М., Зуборева М.В., Воронин И.А., Добони К.А. Расчетноэкспериментальное обоснование характеристик фильтрующего материала для фильтра механической очистки свинцово-висмутового теплоносителя // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2023. — № 4. — С.167—173.
- 3. Паповянц А.К., Орлов Ю.И., Мартынов П.Н., Ягодкин И.В., Мельников В.П., Голубев А.А. Исследования фильтрации свинцового теплоносителя применительно к реактору БРЕСТ-ОД-300 // Сборник докладов конференции «Ядерные реакторы на быстрых нейтронах» («Теплофизика-2003). г. Обнинск 2003 г. С. 147—156.

И. А. Воронин, А. М. Посаженников, М. В. Зуборева

О распределении примеси кислорода в неизотермических циркуляционных контурах с ТЖМТ

Диагностика состояния тяжелых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ) по содержанию (термодинамической активности) растворенного кислорода в различных точках неизотермического контура циркуляции исследовательских и реакторных установок с теплоносителями свинец, свинец-висмут в процессе их эксплуатации является важным инструментом контроля безаварийной работы устройств, инструментом для коррекции мероприятий по технологии теплоносителя. Выбор оптимального диапазона концентраций растворенного кислорода ($(1-4)\cdot 10^{-6}$ % мас.), как показали результаты исследований в обоснование РУ «БРЕСТ-ОД-300» и «СВБР-100» [1]—[3], исключает условия зашлаковки контура циркуляции с ТЖМТ и должен исключать условия для коррозии конструкционных сталей в ТЖМТ, но остаются вопросы о распределении кислорода (изоконцентрационное, неизоконтрационное) по различным участкам таких неизотермических контуров, так как неизоконцентрационное распределение кислорода может вызвать локально в некоторых высокотемпературных участках контура условия для развития коррозионных процессов. В реальном контуре с ТЖМТ все примеси в теплоносителе тем или иным образом взаимодействуют друг с другом. Поэтому распределение термодинамических активностей примесей в расплавах Рb (Рb-Bi), циркулирующих в неизотермическом контуре, не всегда соответствует изоконцентрационному распределению. Влияние металлических и оксидных примесей на распределение кислорода в циркулирующем теплоносителе можно рассмотреть на примере взаимодействия примесей железа и кислорода в жидком свинце

$$4[PbO] + 3[Fe] = \langle Fe_3O_4 \rangle + 4\{Pb\}, \tag{1}$$

где вид скобок соответствует агрегатному состоянию реагентов и продуктов реакции: (...]» — растворенное (жидкое); (...)» — твердое; (...)» — расплав (жидкое).

Константа равновесия данной реакции

$$k_{p} = \frac{a_{\text{Fe}_{3}\text{O}_{4}} \cdot a_{\text{Pb}}^{4}}{a_{\text{Fe}}^{3} \cdot a_{\text{PbO}}^{4}},\tag{2}$$

где a — термодинамическая активность (с соответствующими индексами для реагентов и продуктов реакции (1)).

При наличии защитных оксидных покрытий на конструкционных сталях контура, т.е. при существовании твердой фазы Fe_3O_4 , можно принять $a_{\text{Fe}_3\text{O}_4} = 1$ и $a_{\text{Pb}} \approx 1$. Поэтому выражение для константы равновесия примет вид

$$k_p = \frac{1}{a_{\rm Fe}^3 \cdot a_{\rm PhO}^4}.$$
 (3)

При этом следует заметить, что содержание растворенного [PbO] в свинце (свинцевисмуте) определяет содержание растворенного кислорода в ТЖМТ. Зная термодинамические свойства Fe₃O₄, PbO, растворимости железа и кислорода в свинце, можно (в условиях термодинамического равновесия) каждой концентрации кислорода

сопоставить соответствующую концентрацию растворенного железа. Рассмотрим в общем виде поведение системы «кислород — железо — свинец (свинец-висмут)» в условиях неизотермического контура. В системе, находящейся в термодинамическом равновесии, активности растворенных железа и кислорода связаны уравнением

$$a_{\text{Fe}} = a_{\text{O}}^{-4/3} \cdot \exp\left(-\frac{4 \cdot \Delta G_{\text{PbO}}^0 - \Delta G_{\text{Fe}_3 \text{O}_4}^0}{3RT}\right),\tag{4}$$

где: ΔG° — стандартный изобарно-изотермический потенциал образования вещества; R — универсальная газовая постоянная; T — абсолютная температура.

В соответствии с этим уравнением в свинце (свинце-висмуте) устанавливаются равновесные концентрации растворенного железа и кислорода. Очевидно, что при переходе теплоносителя с одной температуры T_1 на другую T_2 начальные концентрации железа и кислорода в новых условиях будут равны исходным равновесным концентрациям при температуре T_1 . Однако при этом система выйдет из термодинамического равновесия, так как с изменением температуры изменяются термодинамические потенциалы Гиббса оксидов железа и свинца, а также изменяются растворимости насыщения железа и кислорода. Новое термодинамическое равновесие установится после соответствующего обмена кислорода по реакции

$$3[Fe] + 4[O] = [Fe3O4]$$
 (5)

в том или ином направлении, в зависимости от направления изменения температуры.

В результате перехода системы в новое термодинамическое равновесие и соответствующего обмена кислородом концентрация растворенного железа в ТЖМТ (изменится на величину C_{SFe} ($a_{\text{Fe}}^0 - a_{\text{Fe}}$), а концентрация растворенного кислорода в ТЖМТ изменится на величину C_{SO} ($a_{\text{O}}^0 - a_{\text{O}}$). Здесь C_{SFe} и C_{SO} — концентрации насыщения железа и кислорода в ТЖМТ, а a_{Fe}^0 и a_{O}^0 — термодинамические активности железа и кислорода в ТЖМТ при начальном термодинамическом равновесии. Естественно предположить, что отношение этих двух выражений можно определить через стехиометрию реакции (5). Таким образом, для определения двух неизвестных a_{Fe} и a_{O} в новом при T_2 термодинамически равновесном состоянии можно составить систему двух уравнений:

$$\begin{cases} a_{\text{Fe}} = a_{\text{O}}^{-4/3} \cdot \exp\left(-\frac{4 \cdot \Delta G_{\text{PbO}}^{0} - \Delta G_{\text{Fe}_{3}\text{O}_{4}}^{0}}{3RT}\right) \\ \frac{167,54}{64} = \frac{C_{\text{SFe}} \cdot \left(a_{\text{Fe}}^{0} - a_{\text{Fe}}\right)}{C_{\text{SO}} \cdot \left(a_{\text{O}}^{0} - a_{\text{O}}\right)} \end{cases}$$
(6)

Решая ее относительно a_0 , получим:

$$a_0 + b_{a_0}^{-4/3} + c = 0,$$
 (7)

где b, c— константы, вычисляемые по справочным данным [4] в зависимости от начальной температуры T_1 , конечной температуры T_2 и исходной равновесной концентрации кислорода при температуре T_1 .

Рассчитанные с использованием уравнения (7) возможные показания датчиков ТДА кислорода приведены на рис. 1. Из приведенных результатов видно, что по мере

раскисления теплоносителя показания датчиков кислорода переходят от линий изоконцентраций кислорода к линиям параллельным изоконцентрациям железа, равновесным с растворенным кислородом. Уменьшение концентрации кислорода и увеличение концентрации железа в свинце приводят к тому, что примесь железа начинает определять вид распределения примеси кислорода в раскисленном свинце. Аналогичным образом выполняются расчеты для сплава свинец-висмут. Их результаты приведены на рис. 2.

Экспериментальным подтверждением результатов вышеприведенных расчетов служат данные, полученные при проведении исследований на лабораторных контурах и установках ГНЦ РФ – ФЭИ [5], [6]. На рис. З приведены показания ДАК, зафиксированные проведении коррозионных испытаний конструкционных материалов циркуляционном контуре со свинцовым теплоносителем [5]. В процессе испытаний происходило «естественное» раскисление теплоносителя вследствие поступления в теплоноситель металлических примесей (компонентов конструкционных материалов). Из рис. З видно, что распределения показаний ДАК, расположенных в различных температурных зонах контура, отличаются от изоконцентрационного. При этом указанные отличия при $C \equiv 10^{-5} \,\%$ мас. очень малы и увеличиваются по мере уменьшения количества растворенного в теплоносителе кислорода. При этом фиксируемая концентрация кислорода в «холодной» зоне заметно меньше фиксируемой концентрации в «горячей» зоне. На рис. 4 приведены показания ДАК при раскислении теплоносителя после подачи в него заданной дозы кислорода [6]. Здесь также наблюдается распределение кислорода, существенно отличающееся от изоконцентрационного. Наблюдаются также и большие концентрации кислорода в «горячей» зоне.

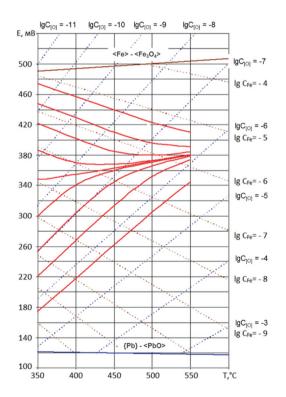


Рис. 1. Расчетные показания датчиков ТДА кислорода (электрод сравнения $Bi-Bi_2O_3$) в свинце

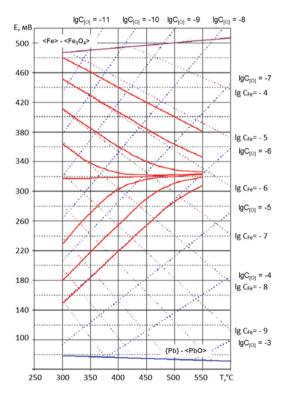


Рис. 2. Расчетные показания ДАК (электрод сравнения $Bi-Bi_2O_3$) в расплаве Pb-Bi

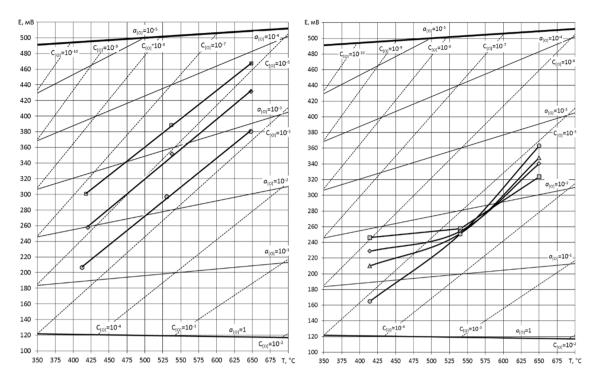


Рис. 3. Показания датчиков ТДА кислорода (электрод сравнения Bi-Bi₂O₃) при коррозионных испытаниях в свинцовом теплоносителе

Рис. 4. Показания датчиков ТДА кислорода (электрод сравнения Bi-Bi₂O₃) при раскислении свинцового теплоносителя

Углубленное изучение влияния различных факторов на распределение кислорода в свинецсодержащих теплоносителях проведено в цикле работ, основные результаты которых представлены в [7]. В результате вышеуказанных исследований экспериментально подтверждена возможность неизоконцентрационного распределения примеси растворенного в теплоносителе кислорода в сравнительно больших контурах различной конструкции и в различных гидродинамических и температурных условиях. Получены данные, касающиеся вопросов форм существования примесей в реальных теплоносителях на основе свинца, взаимодействия примесей между собой, образования и распада продуктов этих взаимодействий в зависимости от температурных условий в циркуляционном контуре. Экспериментально показано, что в реальном теплоносителе кислород всегда находится как в растворенном виде, так и в виде различных оксидных образований (вероятнее всего в растворенном или коллоидном виде).

Основными факторами, влияющими на характер распределения кислорода в теплоносителе, являются: взаимодействие растворенных в теплоносителе кислорода и металлических примесей; распад и образование оксидных фаз; присутствие в контуре источников кислорода (например, оксид PbO) и его стоков (например, окисление диффузионно-выходящих из стали компонентов, окисление поверхностей стали); максимальная и минимальная температуры теплоносителя в контуре и величина их перепада; скорость циркуляции теплоносителя и скорость изменения температуры в контуре в целом и в его отдельных зонах; общее содержание кислорода и металлических примесей в теплоносителе и многое другое.

Выводы

Представленные расчетные и экспериментальные данные опровергают представления об обязательном изоконцентрационном распределении кислорода и возможности контроля этого распределения и процессов массопереноса при помощи одного датчика термодинамической активности кислорода в ТЖМТ. Очевидно, что для проведения исследований в сравнительно больших неизотермических контурах необходимо рекомендовать использовать несколько датчиков активности кислорода. Они должны располагаться в потоке теплоносителя в зонах с минимальной, максимальной и промежуточной температурами.

Список литературы

- 1 Русанов А.Е., Левин О.Э., Гущина А.Г. Исследование коррозионной стойкости оболочек твэлов из стали ЭП823 после испытаний в потоке Pb-Bi теплоносителя // Сб. докладов Международной конференции «ТЖМТ-2013» в 2 т. —Том 1. Обнинск, 2013. С. 287—297.
- 2 Askhadullin R.Sh., Legkikh A.Yu., Simakov A.A., Ivanov K.D., Gulevsky V.A. Methods of controlling concentration of oxygen dissolved in heavy liquid metal coolants (lead and lead-bismuth) of nuclear reactors and test facilities //Proc. of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development. 26-29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation. Electronic publication. IAEA-CN 245-392.
- 3 Асхадуллин Р.Ш., Мартынов П.Н., Легких А.Ю., Симаков А.А. Технология обеспечения заданного кислородного режима в перспективных проектах ЯЭУ с ТЖМТ // Сб. докладов Международной конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-2013) в 2 т. Том 2. Обнинск, 2013. С. 431—435.
- 4 Зефиров А.П. Термодинамические свойства неорганических веществ. М.: Атомиздат, 1965. 233 с.
- 5 Шматко Б.А., Троянов В.М., Русанов А.Е. Комплексная диагностика неизотермических свинцовых циркуляционных стендов методами активометрии // Сб. тезисов докладов конференции «Тепломассоперенос и свойства жидких металлов». Обнинск, 2002. С. 27—29.
- 6 Шматко Б.А., Русанов А.Е. Структура окислительного потенциала в потоке свинца в момент регулирования активности кислорода // Сб. тезисов докладов конференции «Тепломассоперенос и свойства жидких металлов». Обнинск, 2002. С. 176—178.
- 7 Гулевский В.А., Орлов Ю.И., Ефанов А.Д., Мартынов П.Н., Левченко Ю.Д., Ульянов В.В. Гидродинамические проблемы технологии ТЖМТ в РУ петлевой и моноблочной конструкций // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2008. № 4. С. 15—33.

Р. Ш. Асхадуллин, С.-А. С. Ниязов, Р. П. Садовничий, А. Ю. Легких

Источники металлических примесей в эвтектическом сплаве 44,5 % Pb — 55,5 % Bi. Подход к обоснованию технических условий на свинцово-висмутовый теплоноситель для реакторных установок нового поколения

Жидкометаллические теплоносители представляют собой раствор, основным компонентом которого является расплавленный металл-основа, а микрокомпонентами — различные примеси.

Поступление примесей в металл-основу может осуществляться двумя основными путями: генетически-производственным и эксплуатационным.

Первый путь поступления в свинец-висмут (свинец) характерен для примесей, которые находятся в свинце и висмуте по причине природного сопутствия (Ag, Cu, Zn, As, Sb, Sn, Bi, Fe, Tl, Ni, Mn, Co, Au) или попадают в металлы в процессе их производства из исходного сырья. К технологическим примесям, поступающим из реагентов при производстве «металла-сырца» относятся Si, Ca, Fe, C. А к технологическим примесям, поступающим при очистке «металла-сырца», относятся Na, B, F, Cl, Si. Содержание примесей производственного характера в эвтектическом сплаве 44,5 % Pb — 55,5 % Вi (свинце) лимитируется их содержанием в марках свинца и висмута, выпускаемых по соответствующим ГОСТ [1], [2].

Второй путь поступления примесей в теплоносители определяется условиями работы жидкометаллических контуров. К числу металлических примесей эксплуатационного характера в свинцово-висмутовом (свинцовом) теплоносителях относятся: железо, хром, никель (компоненты конструкционных сталей жидкометаллических контуров), кобальт, марганец и другие примеси, являющиеся либо легирующими добавками конструкционных сталей, либо продуктами активации теплоносителя и находящихся в нем примесей, либо продуктами деления ядерного топлива [3].

Примеси присутствуют в жидкометаллических контурах в трех основных физических состояниях: в растворенной форме, в виде избыточной твердой фазы и в виде шлаков на границе раздела жидкого металла с защитной газовой средой и отложениями на внутренних поверхностях трубопроводов. Соотношение содержаний примеси в указанных формах определяется природой примеси и условиями эксплуатации теплоносителя. Кроме того, примеси находятся в контуре в различных химических формах: в элементарной форме и в форме химических соединений [3].

О состоянии растворенной в расплаве жидкого металла примеси существуют различные мнения. Считают, что молекулы, в состав которых входят примеси, при растворении в металлическом расплаве диссоциируют на атомы или ионы. Причем, ионной форме отдается большее предпочтение [4], [5]. Температура и термическая устойчивость молекул примесей определяют степень их диссоциации в расплаве металла. Примеси, находящиеся в диссоциированной форме, как правило, более химически активны.

Если атомы или ионы, находящиеся в расплаве, обладают значительным химическим сродством к другим примесным атомам, то они образуют в расплаве

группировки, в пределах которых на определенный период времени возникают направленные связи.

Существование ассоциационных-диссоциационных процессов в системе «расплав — примесь» приводит к установлению определенной величины термодинамической активности примеси в расплаве.

Примесь, присутствующая в виде твердой фазы, может находиться в элементарном виде и в виде химических соединений. Последние образуются при взаимодействии примеси с основным компонентом расплава (Pb, Bi) или с другими примесями, компонентами конструкционных материалов. Опыт эксплуатации жидкометаллических реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем показал, что все металлические элементы-примеси (в основном являющиеся продуктами коррозии и деления ядерного топлива), сродство которых к кислороду больше, чем у свинца, образуя нерастворимые в расплаве оксиды, высаждаются на конструкционных материалах контура или концентрируются на поверхности раздела «теплоноситель — защитный газ» по причине меньшей плотности по сравнению со свинцом или свинцом-висмутом [3]. Присутствие примесей в отложениях объясняется процессами кристаллизации примесей и их соединений из теплоносителя, адгезионными и гидродинамическими явлениями.

В таблице 1 представлен примесный состав промышленных марок свинца, а в таблице 2 — примесный состав промышленных марок висмута.

Таблица 1. Промышленные марки свинца (Российская Федерация)				
Элемент	C2	C2C	C1	

Элемент	C2	C2C	C1	C0	C00
		Массовая доля, %			
Pb	99,95	99,97	99,985	99,992	99,9985
Ag	0,0015	0,002	0,001	0,0003	0,00001
Cu	0,001	0,002	0,001	0,0005	0,00001
Zn	0,001	0,002	0,001	0,001	0,0001
Bi	0,03	0,02	0,006	0,004	0,0005
As	0,002	0,002	0,0005	0,0005	0,0005
Sn	0,002	0,001	0,0005	0,0005	0,0005
Sb	0,005	0,005	0,001	0,0005	0,0001
Fe	0,002	0,001	0,001	0,001	0,0001
Mg					
Ca	0,015	0,003	0,003	0,002	0,0001
Na					
TI					0,0001
Cd			н/р	н/р	0,0001
Al	н/р	н/р			0,0005
Hg					0,0001
In					0,0001

Таблица 2. Промышленные марки висмута (Российская Федерация)

Элемент	Bi-1	Bi-00	
	Массовая доля, ч	%	
Bi	98	99,98	
Ag	0,12	0,00002	
Cu	0,01	0,0001	
Zn	0,003	0,0005	
Pb	1,8	0.01	
As	0,0002	0,00007	
Sn	н/р	н/р	
Sb	0,005	0,00002	
Fe	0,001	0,001	
Mg			
Ca	н/р	11/12	
Na	n/p	н/р	
TI			
Cd	0,0001	0,00005	
Al			
Hg	н/р	н/р	
ln			

При обосновании Технических условий на свинцово-висмутовый теплоноситель реакторных установок нового поколения следует использовать подход, заключающийся в рассмотрении следующих факторов:

- расчет активации примесей генетическо-производственного характера в теплоносителе с целью определения их влияния на радиационную обстановку в период эксплуатации реакторной установки, на ядерно-физические свойства реакторной установки;
- определение интенсивности наработки Po^{210} из Bi^{209} и Pb^{208} и интенсивности миграции Po^{210} из газового контура реакторной установки;
- оценка минимальных значений таких примесей в загружаемом в реакторную установку теплоносителе;
- оценка минимальных значений эксплуатационных примесей (железа, хрома, никеля) в свинце-висмуте исходя из имеющихся открытых данных по пробам свинцависмута, отобранным со стендов АО «ГНЦ РФ ФЭИ» и др. организаций ранее;
- оценка экономических показателей производства компонентов эвтектики (рассмотрение стоимости получения свинца марок C2, C1, C0, C00 и висмута Bi-00, Bi-1 на конкретных предприятиях);
- возможность реализации входного и эксплуатационного контроля примесного состава теплоносителя в условиях реакторных установок (переаттестация существующих методик химико-спектрального анализа свинца-висмута, оснащение реакторной установки приборами для проведения химического анализа проб теплоносителя и др.).

Оценку влияния примесей в свинцово-висмутовом теплоносителе на реактивность и радиационную обстановку конкретного реактора следует осуществлять по совокупности рассмотрения:

- реакций взаимодействия примесей теплоносителя с нейтронами реактора;
- влияния примесей в теплоносителе и отражателе на ядерно-физические свойства реактора (с построением физической и расчётной моделей реактора, расчётом дополнительной реактивности при внесении примесей, анализом результатов расчётов для всех марок свинца и висмута);
- оценки собственной и примесной радиоактивности свинцово-висмутового теплоносителя.

Определение интенсивности наработки Po^{210} из Bi^{209} и Pb^{208} и интенсивности миграции Po^{210} из газового контура реакторной установки следует осуществлять исходя из рассмотрения вопросов:

- оценки наработки Po²¹⁰ из Bi²⁰⁹ и Pb²⁰⁸ для каждой марки свинца и висмута с использованием ядерных данных библиотек РОСФОНД, БНАБ;
- оценки поступления полония в организм и анализа состояния здоровья персонала реакторной установки;
 - оценки выхода Ро-210 из полонийсодержащих сред.

Радиационную опасность полония при эксплуатации реакторной установки нового поколения с теплоносителем Pb-Bi следует рассмотреть для режима нормальной эксплуатации, при котором возможны незначительные утечки защитного газа из газовой системы первого контура. Содержащиеся в защитном газе паровая, аэрозольная и газообразная фракции полония могут таким образом попадать в реакторное помещение (центральный зал реакторного отделения атомной станции). При этом следует сравнить полученные расчётные уровни загрязнения воздуха реакторного помещения и его поверхностей с допустимой объемной активностью Po-210 в воздухе рабочих помещений (ДОА $_{\text{перс.}} = 2,7$ Бк/м 3) и допустимым загрязнением поверхностей этим радионуклидом (200 α -част./(см 2 -мин) [6].

Рекомендуется выполнить оценку возможности снижения радиационной опасности полония при эксплуатации реакторной установки нового поколения с теплоносителем Рb-Вi в ходе осуществления комплексной очистки воздуха от аэрозолей и газообразных соединений с использованием установок фильтровальных комбинированных, производящихся в России и имеющих коэффициент очистки 10⁴.

Следует также проанализировать минимальные количества примесей эксплуатационного характера (компоненты конструкционных сталей: Fe, Cr, Ni) в пробах теплоносителя Pb-Bi, отобранных в разное время на стендах AO «ГНЦ РФ – ФЭИ» и др. организаций.

Далее необходимо рассмотреть влияние примесных элементов в свинце-висмуте на коррозионную стойкость конструкционных сталей реакторной установки. Речь идет о примесях с большим или меньшим сродством к кислороду, содержание которого в теплоносителе определяет условия нормальной эксплуатации реакторной установки, либо условия возникновения аварийных ситуаций, связанных с зашлаковкой гидравлических трактов, либо с жидкометаллической коррозией конструкционных материалов.

Следует отметить, что для выбора марок свинца и висмута для последующего изготовления эвтектического теплоносителя 44,5 % Pb – 55,5 % Ві важно также выполнить оценку влияния исходной чистоты свинца-висмута на проблемы технологии теплоносителя. Речь идет о количестве шлакообразующих примесей, которые могут в больших количествах концентрироваться на свободных поверхностях первого контура

реакторной установки (ухудшая его работу), а также в фильтре теплоносителя (сокращая ресурс его эксплуатации).

Оценка экономических показателей производства компонентов эвтектики (рассмотрение стоимости получения свинца марок C2, C1, C0, C00 и висмута Bi-00, Bi-1 на конкретных предприятиях) является предпоследней стадией выбора марок свинца и висмута для разработки Технических условий на свинцово-висмутовый теплоноситель.

По совокупности произведённых оценок и делается выбор той или иной марки свинца и висмута для вышеуказанных Технических условий.

Выводы

При выборе промышленной марки свинца и висмута для последующего приготовления загружаемого в реакторную установку теплоносителя 44,5~% Pb -55,5~% Ві используются следующие критерии: влияние примесей в теплоносителе на радиационную обстановку в период эксплуатации реактора; влияние примесей на ядерно-физические свойства реакторной установки; интенсивность наработки Po^{210} из Bi^{209} и Pb^{208} и интенсивность миграции Po^{210} из газового контура реакторной установки; влияние примесей на коррозию конструкционных материалов; влияние примесей в стартовом теплоносителе на процесс шлакообразования.

Выбор исходного примесного состава теплоносителя может оказать существенное влияние на условия последующей многолетней его эксплуатации, включая вывод из эксплуатации.

Литература

- 1. ГОСТ 3778-98. Свинец. Технические условия.
- 2. ГОСТ 10928-90. Висмут. Технические условия.
- 3. Асхадуллин Р.Ш. Сорбционная очистка жидкометаллических теплоносителей ядерных установок (галлий, свинец-висмут, свинец): дис. ... канд. техн. наук, Обнинск, 1997. 161 с.
- 4. Морозов В.А., Шимкевич А.Л., Шматко Б.А. О формах существования примеси кислорода в жидких металлах // Сборник докладов конференции «Термодинамические и молекулярно-кинетические исследования металлических и шлаковых расплавов». Свердловск: УНЦ АН СССР, 1985. С. 77—86.
- 5. Громов Б.Ф., Шматко Б.А. Физико-химические свойства расплавов свинец-висмут // Известия вузов. Ядерная энергетика. 1996. №4. С. 35—41.
- 6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Минздрав России. 1999/2009.

Р. Ш. Асхадуллин, С. Е. Харчук, К. Г. Легких

Подходы к выбору конструкций массообменного аппарата с твердофазным источником растворенного кислорода для установок с ТЖМТ

В настоящее время создаются и эксплуатируются совершенно разные установки с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ), которые имеют разное назначение и отличаются конструкцией, объемом теплоносителя, температурами и др. техническими параметрами. К ним можно отнести экспериментальные стенды для исследования массопереноса в ТЖМТ, испытаний конструкционных материалов, испытаний оборудования (моделей насосов, парогенераторов, имитаторов тепловыделяющих сборок и др.), фундаментальных исследований, в том числе исследований в обоснование использования ТЖМТ в термоядерных установках. Независимо от конструкции и назначения установки с ТЖМТ в ней необходимо обеспечить условия коррозионной стойкости сталей, т. е. поддержание заданного кислородного режима в ТЖМТ в процессе эксплуатации.

Твердофазный метод регулирования окислительного потенциала тяжелого жидкометаллического теплоносителя рекомендуется специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в качестве основного метода поддержания заданного кислородного режима в исследовательских и реакторных установках с ТЖМТ с целью обеспечения условий коррозионной стойкости конструкционных сталей в процессе эксплуатации [1]. Этот метод, в отличие от газофазных методов, обеспечивает [2]: отсутствие образования твердой фазы оксидов теплоносителя в процессе ввода растворенного кислорода; возможность точного управления скоростью ввода растворенного кислорода в теплоноситель кислороду). (производительностью ПО Исполнительным устройством поддержания кислородного режима в ТЖМТ является массообменный аппарат (МА). Твердофазным источником кислорода в МА является засыпка из гранул твердофазного окислителя (например, оксида свинца), изготовленных по специальной технологии. Принцип работы МА и конструкция разрабатывается для каждой установки, учитывая ее технические особенности и режимы работы. Создать универсальную конструкцию МА, которую можно было бы использовать для любой установки, лишь меняя масштаб, не представляется возможным. Для того чтобы обеспечить возможность поддержания кислородного режима как в условиях малогабаритных исследовательских установок, так и в условиях реакторных установок разной мощности, коллективом АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выполнены работы по конструированию и обоснованию следующих видов массообменных аппаратов [3]: с внутренним нагревателем; с внешним нагревателем; с дискретной подачей газовой среды; с непрерывной подачей газовой среды; с встроенным насосом; с регулировочным клапаном.

Подход к выбору исходных данных для разработки конструкции массообменного аппарата

Для того чтобы определить, какой тип MA следует разрабатывать для конкретной установки, в первую очередь необходимо выяснить интегральную скорость потребления растворенного кислорода контуром циркуляции ТЖМТ. Такая оценка выполняется по методике, описанной в работе [4]. Данная методика основывается на массиве экспериментальных данных, отражающем рост толщин оксидных пленок на поверхностях конструкционных сталей выбранных марок. Зная рост толщин оксидной пленки во

времени, определяется скорость потребления кислорода, необходимого для ее формирования. Скорость потребления кислорода каждой конструкционной сталью контура суммируется для получения оценки интегральной скорости потребления кислорода контуром циркуляции с ТЖМТ. Следует отметить, что скорость потребления кислорода значительно зависит от температурного режима работы установки. Если планируется несколько температурных режимов, то для оценки требований к МА целесообразно выбирать режим с максимальной интегральной скоростью потребления кислорода контуром. Со временем интегральная скорость потребления кислорода контуром будет меняться (в большинстве случаев уменьшаться) по мере доформирования защитных оксидных пленок на конструкционных сталях. Таким образом, первичными исходными данными для выбора требований к характеристикам МА является временная зависимость интегральной скорости потребления растворенного кислорода контуром с ТЖМТ (рис. 1). Зона 1 является начальным этапом формирования защитных пленок (пассивацией), зона 2 является этапом доформирования защитных пленок (завершением пассивации), зона 3 является состоянием дальнейшей эксплуатации после пассивации.

В зоне 1 максимальная скорость потребления кислорода. Именно эта зона является определяющей для выбора требований к максимальной производительности устройства ввода растворенного кислорода. Если в зоне 1 производительности МА будет недостаточно, то не будут обеспечены условия для формирования защитных оксидных пленок, т. е. не будет выполнена пассивация конструкционных сталей. В зоне 3 минимальная скорость потребления кислорода, которая в дальнейшем меняется не значительно, при условии успешной пассивации конструкционных сталей. Данная иллюстрация является идеализированной (сглаженной), так как в реальности в процессе эксплуатации потребление кислорода будет несколько меняться при изменении температурных режимов работы установки. Зоны 2 и 3 будут определять требуемый запас кислорода в массообменном аппарате. После того, как определена интегральная скорость потребления кислорода контуром, учитывая прогноз ее изменения во времени, необходимо выбрать потенциальные места для размещения МА. В случае наличия в установке нескольких циркуляционных петель актуально рассмотреть возможность

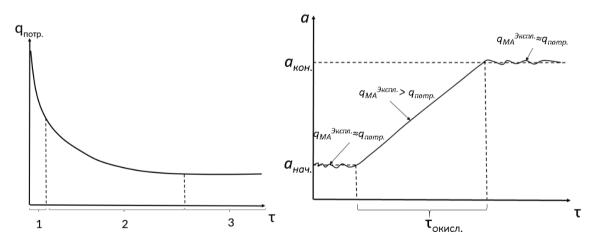


Рис. 1. Качественное изменение интегральной скорости потребления кислорода контуром с ТЖМТ во времени ($q_{\text{потр.}}$ — интегральная скорость потребления кислорода контуром с ТЖМТ; τ — время от начала эксплуатации установки с ТЖМТ)

Рис. 2. Изменение кислородного режима с одной уставки на другую

размещения по одному МА на каждой из них. Это обеспечит равномерный ввод кислорода и позволит точно поддерживать ТДА кислорода в заданных пределах в каждой из петель.

Требование к минимальной производительности каждого из MA выбирается из условия:

$$q_{\rm MA}^{\rm MMH} = q_{\rm note}/n, \tag{1}$$

где: $q_{\scriptscriptstyle{\mathsf{MA}}}^{\scriptscriptstyle{\mathsf{MMH}}}$ — производительность одного MA; $q_{\scriptscriptstyle{\mathsf{потр.}}}$ — интегральная скорость потребления кислорода контуром; n — количество массообменных аппаратов, эксплуатируемых одновременно.

Следует отметить, что по формуле (1) оценивается не номинальная, а именно минимальная производительность МА. Для эффективного регулирования окислительного потенциала ТЖМТ необходимо учитывать требования к скорости изменения кислородного режима в переходных процессах. Например, требуется изменить кислородный режим с одной уставки до другой уставки, большей, чем поддерживалась в предыдущий период эксплуатации. Если МА будут только компенсировать потребление кислорода контуром, то изменить кислородный режим не удастся. Следовательно, МА должен иметь запас по производительности (рис. 2). Такой запас можно оценить из следующих соображений. Если требуется изменить кислородный режим с термодинамической активности кислорода (ТДА) $a_{\text{нач.}}$ до ТДА $a_{\text{кон.}}$ за время $\tau_{\text{окисл.}}$, то для этого потребуется следующая скорость ввода растворенного кислорода в контур (скорость окисления ТЖМТ):

$$q_{\text{окисл.}} = C_s^{[0]} \cdot (a_{\text{кон.}} - a_{\text{нач.}}) \cdot \rho_{\text{ТЖМТ}} \cdot V_{\text{ТЖМТ}} / \tau_{\text{окисл.}}, \tag{2}$$

где $C_s^{[O]}$ — растворимость кислорода в ТЖМТ; $\rho_{\text{ТЖМТ}}$ — плотность ТЖМТ; $V_{\text{ТЖМТ}}$ — объем ТЖМТ в контуре; $\tau_{\text{окисл.}}$ — время окисления ТЖМТ.

Т. е. требование к номинальной производительности каждого МА будет иметь вид:

$$q_{\text{MA}}^{\text{HOM}} = (q_{\text{потр}} + q_{\text{окисл.}}) / n. \tag{3}$$

Для эксплуатации запас производительности МА (превышение производительности над скоростью потребления кислорода) имеет принципиальное значение, так как позволяет системе поддержания кислородного режима оперативно реагировать на команды оператора или автоматические управляющие воздействия. Время изменения кислородного режима также важно и при поддержании постоянной установки для сравнительно быстрого «возвращения» ТДА кислорода к требуемому значению.

Следующим этапом выбора типа МА является оценка запаса кислорода, который должен содержаться в реакционной емкости устройства. Для того, чтобы выполнить первоначальную оценку количества кислорода, которое потратится за время эксплуатации реакционной емкости МА (ресурс реакционной емкости), необходимо вычислить общее количество кислорода, которое потребит контур (интеграл от функции интегральной скорости потребления кислорода, рис. 1):

$$m_{\text{lol}}^{\text{notp}} = \int q_{\text{notp.}}(\tau) d\tau \approx q_{\text{notp}}^{\text{среднее}} \cdot \tau_{\text{экспл.}},$$
 (4)

где: $q_{\text{потр}}^{\text{среднее}}$ — среднее значение интегральной скорости потребления кислорода контуром с ТЖМТ; $\tau_{\text{экспл.}}$ — рассматриваемый период эксплуатации установки, в течение которого МА должны выполнять свою функцию.

Далее вычисляется общее количество твердофазного окислителя, которое содержит вычисленную массу кислорода:

$$m_{\text{\tiny TB.OK.}}^{\text{\tiny MMH}} = m_{[0]}^{\text{\tiny norp.}} / x_0,$$
 (5)

где: $m_{\text{тв.ок}}^{\text{мин}}$ — минимальная масса твердофазного окислителя; x_0 — доля кислорода, содержащаяся в твердофазном окислителе (обогащение по кислороду).

Масса твердофазного окислителя во всех используемых в установке МА не должна быть меньше, чем вычисленное значение: $m_{\text{тв.ок.}}^{\text{MA}} > m_{\text{тв.ок.}}^{\text{мм}}$. В качестве примера рассмотрим твердофазный окислитель — оксид свинца в виде гранул, содержащих 7,17 % кислорода. В этом случае минимальная масса оксида свинца ($m_{\text{тв.ок.}}^{\text{мм}}$) будет вычисляться как:

$$m_{\text{тв.ок.}}^{\text{мин}} = m_{[0]}^{\text{потр.}} / 0,0717 = 13,95 \cdot m_{[0]}^{\text{потр.}}$$
 (6)

Зная вычисленные два параметра $q_{\text{ма}}$ и $m_{\text{тв.ок.}^{\text{мин}}}$, необходимо оценить объем реакционной емкости (V_{PE}), в котором может разместиться полученная масса твердофазного окислителя, и расход теплоносителя (Q_{PE}) через реакционную емкость, который нужен для обеспечения требуемой производительности по кислороду. Минимальный объем реакционной емкости МА оценивается по формуле:

$$V_{\rm PE}^{\rm MWH} = m_{\rm TB.OK.}^{\rm MWH} / (\rho_{\rm TB.OK.} \cdot (1 - \varepsilon) \cdot n), \tag{7}$$

где: $\rho_{\text{тв.ок}}$ — плотность твердофазного окислителя (средняя плотность гранул засыпки); ϵ — пористость засыпки (доля свободного пространства в реакционной емкости); n — количество массообменных аппаратов, эксплуатируемых одновременно.

Расход вычисляется в первом приближении в предположении, что на выходе из MA концентрация кислорода в ТЖМТ достигает растворимости:

$$Q_{\rm PE}^{\rm MuH} = q_{\rm MA}/(\rho_{\rm TWMT} \cdot C_s^{\rm [O]}), \tag{8}$$

где: $Q_{\text{PE}}^{\text{мин}}$ — минимальное значение объемного расхода теплоносителя через реакционную емкость MA; $\rho_{\text{Тжмт}}$ — плотность тяжелого теплоносителя в предполагаемой температурной зоне размещения MA.

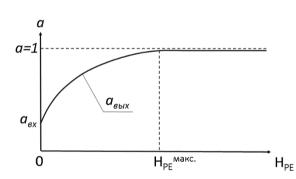
Подход к выбору типа МА и определению технических характеристик

Перед выбором типа МА необходимо выбрать потенциальные места размещения массообменных аппаратов в составе установки с ТЖМТ. Места установки значительно влияют на габаритные размеры и конструкцию МА. Особое внимание необходимо обратить на ограничения диаметра и высоты МА в потенциальных местах их размещения. В целом все имеющиеся конструкции можно разделить на два класса: петлевые массообменные аппараты, размещаемые на трубопроводах; погружные массообменные аппараты, размещаемые в баках, емкостях и т. п. Конструкции и возможные исполнения МА описаны в работах [5], [6]. После выбора потенциальных мест установки МА и ограничений по габаритным размерам МА выбираются несколько подходящих типов конструкций для дальнейшего анализа. Для выбранных типов конструкций МА выполняется физико-химический расчет реакционной емкости, он включает: расчет массы загрузки твердофазного окислителя и массы кислорода, которую он содержит; расчет изменения термодинамической активности кислорода в реакционной емкости (для выбора высоты реакционной емкости и ее внутреннего диаметра); оценку скорости коррозии конструкционной стали в реакционной емкости (в ТЖМТ насыщенным растворенным кислородом до предельной концентрации) для выбора прибавки на коррозию и обоснования толщины стенки за планируемое время эксплуатации; расчет производительности по растворенному кислороду (при выбранных параметрах реакционной емкости); расчет изменения производительности по растворенному кислороду в зависимости от времени эксплуатации.

Важность расчета изменения термодинамической активности кислорода в реакционной емкости поясняется характерной зависимостью ТДА (a) от высоты слоя засыпки твердофазного окислителя (H_{PE}) (рис. 3). По сути указанная зависимость позволяет определить максимальную высоту слоя засыпки твердофазного окислителя в реакционной емкости, выше которой не меняется ТДА на выходе из МА, a, следовательно, и производительность МА (при прочих равных условиях). Данная зависимость является критерием выбора максимальной высоты рабочего слоя засыпки.

При увеличении расхода теплоносителя при заданной высоте рабочего слоя засыпки из твердофазного окислителя нелинейно увеличивается производительность МА. Данное обстоятельство связано с зависимостью ТДА на выходе из МА от расхода теплоносителя. При увеличении расхода теплоносителя уменьшается время взаимодействия теплоносителя с гранулами твердофазного окислителя за один проход теплоносителя через реакционную емкость, и теплоноситель не успевает насытиться кислородом, так как это ограничено кинетикой растворения гранул. Т. е. при меньшем расходе теплоносителя ТДА на выходе МА увеличивается. Характерная зависимость ТДА кислорода на выходе из МА от расхода ТЖМТ через реакционную емкость представлена на рисунке 4.

При расчете максимальной высоты рабочего слоя твердофазного окислителя целесообразно использовать не максимальный расход через реакционную емкость МА, а его номинальный расход. Это позволит оптимизировать высоту устройства. Увеличение расхода будет приводить к увеличению производительности, но при этом ТДА на выходе будет уменьшаться, что необходимо учитывать при оценке эксплуатационных характеристик МА.



 $a_{\text{Bb/X}2}$ $a_{\text{Bb/X}2}$ a_{BX} 0 $100\%Q_{\text{Hom.}}$ Q

Рис. 3. Характерная зависимость ТДА кислорода от высоты рабочего слоя засыпки из твердофазного окислителя в реакционной емкости МА

Рис.4. Характерная зависимость ТДА кислорода от расхода теплоносителя через рабочий слой засыпки из твердофазного окислителя в реакционной емкости МА

Ресурс реакционной емкости МА является одной из важных эксплуатационных характеристик и позволяет оценить, когда нужно планировать работы по замене реакционной емкости или МА в целом. Наиболее простым способом оценки ресурса реакционной емкости МА является использование зависимости ресурса (период времени от начала до окончания эксплуатации без учета простоя) от средней производительности. При максимальной средней производительности $q_{\text{ма}}^{\text{макс}}$ ресурс будет ниже, чем при минимальной средней производительности $q_{\text{ма}}^{\text{мин}}$ (рис. 5).

Для начального периода эксплуатации установки с ТЖМТ, в котором происходит доформирование защитных оксидных пленок на поверхностях конструкционных сталей, характерна повышенная средняя производительность МА. При дальнейшей эксплуатации установки с ТЖМТ средняя производительность МА может снижаться, что продлит ресурс

реакционной емкости. Методики расчетов характеристик МА изложены в работах [7], [8]. После выполнения расчетов рекомендуется сопоставить технические характеристики МА разных типов конструкций. После сопоставления и детального анализа рассчитанных МА принимается решение об используемой конструкции.

Для выбранного типа конструкции МА разрабатывается конструктивное исполнение (или несколько исполнений) с выпуском комплекта конструкторской документации. Изготавливаются образ-

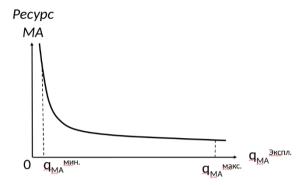


Рис. 5. Характерная зависимость ресурса МА от средней производительности при эксплуатации

цы МА (макетный, опытный) и испытываются для подтверждения их технических характеристик. Испытания образцов МА должны проводиться в условиях, которые моделируют условия их эксплуатации в установке с ТЖМТ. Производительность МА в экспериментальных условиях может быть измерена косвенным способом — по термодинамической активности на входе и на выходе МА. Объемный расход теплоносителя и ТДА кислорода являются измеряемыми параметрами, для их определения используются средства измерения утвержденного типа, имеющие действующие свидетельства о поверке. Плотность теплоносителя и растворимость кислорода в теплоносителе являются справочными величинами.

Заключение

Представлены основные этапы подхода к выбору конструкций МА для установок с ТЖМТ. Исходя из опыта специалистов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по созданию массообменных аппаратов для различных установок с ТЖМТ (как со свинцовым, так и со свинцововисмутовым теплоносителями) от малогабаритных исследовательских установок с объемом теплоносителя в несколько литров до реакторных установок с объемом теплоносителя до тысячи кубометров следует, что для качественной разработки МА ни

один из описанных этапов не следует пропускать или принимать решения без выполнения расчетов и/или экспериментальных исследований.

Список литературы

- 1 Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др. Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкометаллических теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика 2007. № 1. С. 145—151.
- 2 Асхадуллин Р.Ш., Стороженко А.Н., Легких А.Ю. Методы регулирования содержания кислорода в ТЖМТ // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2017. Специальный выпуск. C. 32—43.
- 3 Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю., Садовничий Р.П. и др. Научно-технические достижения в области технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2022. №3 С. 178—196.
- 4 Асхадуллин Р.Ш., Иванов К.Д., Шелеметьев В.М., Садовничий Р.П. Оценка интенсивности процессов окисления конструкционных сталей первого контура ЯЭУ с тяжелыми теплоносителями // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011 № 4. С. 121—128.
- 5 Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю. Разработка и обоснование конструкций массообменных аппаратов для регулирования окислительного потенциала в свинцово-висмутовом

- теплоносителе реакторных установок нового поколения // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2020. N 2. С. 173—183.
- 6 Сысоев Ю.М., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. Способ поддержания коррозионной стойкости стального циркуляционного контура со свинецсодержащим теплоносителем и массообменное устройство для его реализации (варианты). Патент РФ № 2246561, 2005.
- 7 Легких А.Ю., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш. Расчет массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2013. № 1. С. 80—146.
- 8 Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю. Расчетная оценка изменения производительности массообменного аппарата за счет расходования запаса кислорода // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2019. № 1. С. 152—160.

Р. Ш. Асхадуллин, А. Ю. Легких, Е. А. Апальнов, Т. В. Махова



БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Экспериментальное исследование теплофизических свойств растворов борной кислоты применительно к охлаждению реакторных установок ВВЭР

На АЭС с современными реакторными установками ВВЭР в случае возникновения аварийной ситуации, связанной с потерей теплоносителя в результате разрыва главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) и одновременным отказом источников аварийного электропитания, останов реактора и дальнейшее обеспечение его охлаждения возлагается на пассивные системы безопасности. К ним относятся: пассивная часть системы аварийного охлаждения зоны (система ГЕ-1), системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй и третьей ступеней (системы ГЕ-2 и ГЕ-3), система пассивного отвода тепла от парогенераторов.

В случае аварии с большой течью системы ГЕ-1, ГЕ-2 и ГЕ-3 должны обеспечивать подачу теплоносителя в активную зону в течение 72 часов. В качестве охлаждающей жидкости выступает раствор борной кислоты с концентрацией 16—20 г/кг [1]. Общего объема теплоносителя в гидроемкостях первой, второй и третьей ступеней достаточно для расхолаживания активной зоны на протяжении трех суток после начала аварии.

Из-за кипения теплоносителя в результате разгерметизации ГЦТ, длительности аварийного процесса и низкого содержания бора в паре может наступить момент, когда борная кислота начнет кристаллизоваться в активной зоне. Это может привести к блокировке проходных сечений для поступающего теплоносителя.

В литературе имеется информация об экспериментальных исследованиях теплофизических свойств водных растворов H_3BO_3 [2]—[6]. Однако ее анализ показал, что существующие данные не полностью охватывают диапазон параметров (температура и концентрация кислоты), характерный для аварийной ситуации на российских АЭС с ВВЭР. В большинстве публикаций представлены результаты исследований свойств водных растворов с достаточно низкой концентрацией борной кислоты. Поэтому для определения теплофизических свойств борной кислоты, ее растворимости в паре и величины капельного уноса в диапазоне параметров, характерном для аварийной ситуации на АЭС с ВВЭР в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были выполнены следующие экспериментальные исследования:

- изучение процесса массопереноса борной кислоты при ее растворимости в паре при параметрах характерных для аварийного режима BBЭP;
- исследование процесса кристаллизации Н₃ВО₃ на семистержневой модели тепловыделяющей сборки при аварийном расхолаживании (визуальные наблюдения);
- определение теплофизических свойств (плотности и кинематической вязкости) водных растворов борной кислоты в диапазоне давлений 0,1—0,3 МПа и концентрации 2,5—400 г/кг H_2O ;
- измерение водородного показателя H_3BO_3 в диапазоне концентраций 2,5—100 г/кг H_2O ;
- измерение поверхностного натяжения водных растворов H_3BO_3 в диапазоне концентраций 2,5—150 г/кг H_2O ;

– исследование процессов капельного уноса борной кислоты при аварийном охлаждении реактора ВВЭР.

Следующим этапом работы стало исследование влияния щелочи — гидроксида калия (КОН), добавляемого в теплоноситель ВВЭР в качестве корректирующей добавки для поддержания необходимой величины водородного показателя среды первого контура, — на теплофизические свойства борной кислоты.

Экспериментальное оборудование

Экспериментальные исследования теплофизических свойств (плотность, вязкость и поверхностное натяжение) водных растворов борной кислоты с щелочной добавкой были проведены в AO «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Измерения плотности растворов борной кислоты с добавлением КОН выполнялись при давлении P=0,1 МПа в диапазоне температуры 25—90 °C с использованием стеклянных пикнометров. Предел допускаемой относительной погрешности измерения плотности пикнометрическим методом составляет 0,7 %. При выполнении опытов придерживались методики, подробно описанной в работе [7], с тем лишь отличием, что в пикнометры заливался предварительно подготовленный раствор H_3BO_3 с гидроксидом калия, имеющего концентрацию 8 г/кг H_2O .

Для измерения кинематической вязкости исследуемых растворов согласно методике, описанной в [7], применялись капиллярные вискозиметры для прозрачных жидкостей ВПЖ-1. Предел допускаемой относительной погрешности измерения вязкости составляет 0,3 %.

Исследования поверхностного натяжения растворов борной кислоты в диапазоне концентраций 2,5—150 г/кг H_2 О и температуры 26—86 °C с корректирующей щелочной добавкой гидроксида калия проводилось методом кольца Дю Нуи с использованием цифрового тензиометра Surface Electro Optics DST 30. Предел допускаемой относительной погрешности измерения поверхностного натяжения составляет 1 %. Методика проведения экспериментов подробно описана в [8].

Во всех экспериментах в качестве растворителя применялась деионизированная вода с удельной электропроводностью 5 мкСм/см, полученная путем прогонки дистиллированной воды через деионизатор Simplicity UV.

Результаты экспериментального исследования

В рамках исследований было проведено измерение свойств растворов борной кислоты с добавкой гидроксида калия, используемого для соответствия среды показателям водно-химического режима ВВЭР.

Эксперименты с добавлением КОН выполнялись в две серии. Первая серия проводилась с использованием растворов борной кислоты различной концентрации, смешанной с постоянной массой раствора гидроксида калия с концентрацией 8 г/кг H_2O , принятой в предположении, что на момент начала аварии в теплоносителе первого контура поддерживается нейтральная среда со значением водородного показателя pH, близким к семи. Необходимая масса щелочи была предварительно определена эмпирически при нейтрализации 100 г раствора борной кислоты ($C = 8 \text{ г/кг } H_2O$) 1,33 г щелочи при температуре 25 °C.

Во второй серии экспериментов раствор КОН добавлялся к борной кислоте в количестве, необходимом для нейтрализации кислотных свойств растворов различных концентраций H_3BO_3 , тем самым обеспечивая поддержание pH=7.

На рис. 1 и 2 представлены результаты измерения плотности и кинематической вязкости исследуемых растворов при увеличении концентрации борной кислоты в них.

Из рис. 1а и 2а видно, что добавление фиксированной массы КОН к растворам борной кислоты различных концентраций приводит лишь к незначительному изменению плотности и вязкости исследуемых жидкостей (меньше 1 %) по сравнению с результатами из [7], полученными при исследовании растворов чистой борной кислоты. Однако если концентрация кислоты в растворе ниже 8 г/кг Н₂О, то возникает некоторое (до 10 %) отличие кинематической вязкости борной кислоты от раствора с добавкой гидроксида калия.

Поддержание постоянного pH раствора показало (рис. 16), что его плотность увеличивается при повышении концентрации кислоты и, соответственно, щелочи. При этом, как видно из рис. 26, кинематическая вязкость таких растворов изменяется незначительно.

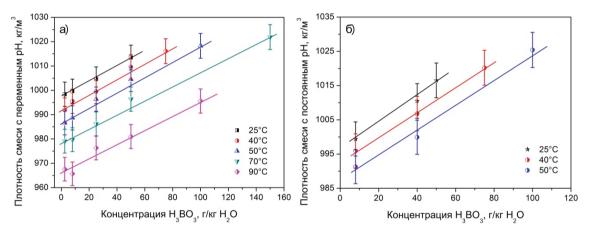


Рис. 1. Зависимость изменения плотности исследуемых растворов от концентрации борной кислоты. а) H_3BO_3 с фиксированной добавкой КОН; б) H_3BO_3 с добавкой КОН, необходимой для поддержания постоянного pH

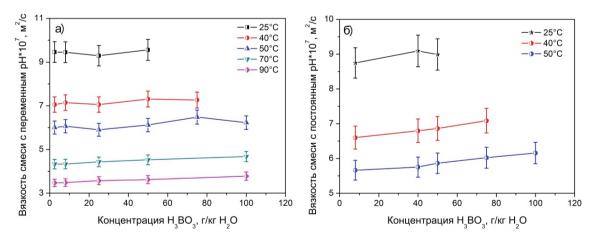


Рис. 2. Зависимость изменения кинематической вязкости исследуемых растворов от концентрации борной кислоты. а) H_3BO_3 с фиксированной добавкой КОН; б) H_3BO_3 с добавкой КОН, необходимой для поддержания постоянного pH

Изменение плотности смеси (ρ_{mix} , кг/м³) с постоянной добавкой КОН в зависимости от концентрации кислоты в ней (рис. 1а) можно описать следующей эмпирической формулой:

$$\begin{split} \rho_{mix} = & \left(1130904 \cdot 10^{-3} - 44612 \cdot 10^{-5} \cdot \textit{T}_{mix}\right) - \\ & - \left(8997 - 7591 \cdot 10^{-2} \cdot \textit{T}_{mix} + 199049 \cdot 10^{-6} \cdot \textit{T}_{mix}^2 - 165256 \cdot 10^{-9} \cdot \textit{T}_{mix}^3\right) \cdot \textit{C}_{H_3BO_3} \,, \end{split} \tag{1}$$

где $T_{\rm mix}$ — температура исследуемого раствора, К; $G_{\rm H_3BO_3}$ — концентрация кислоты, кг/кг ${\rm H_2O}$. Данная зависимость удовлетворительно описывает экспериментальные данные в диапазоне изменения температуры 25—90 °C и концентрации кислоты 2,5—150 г/кг ${\rm H_2O}$. Максимальное рассогласование расчетных и экспериментальных данных не превышает 1 %. Коэффициент детерминации R^2 = 0,992.

Экспериментальные данные по изменению кинематической вязкости (v_{mix} , m^2/c) (раствора борной кислоты с фиксированной добавкой КОН, представленные на рис. 2а, описываются эмпирической зависимостью следующего вида:

$$v_{\text{mix}} = 233093 \cdot (T_{\text{mix}})^{-4,605} \cdot (C_{\text{H}_3\text{BO}_3})^X,$$
 (2)

степень которой имеет вид: $X = -553155 \cdot 10^{-11} \cdot 7_{mix}^2 + 4 \cdot 10^{-3} \cdot 7_{mix} - 70023 \cdot 10^{-5}$.

где T_{mix} — температура исследуемого раствора, K; $G_{\text{H}_3\text{BO}_3}$ — концентрация кислоты, кг/кг H_2O . Максимальное рассогласование расчетных и экспериментальных данных не превышает 6 %. Коэффициент детерминации R^2 = 0,856. Зависимость применима в диапазоне изменения температуры 25—90 °C и концентрации кислоты 2,5—100 г/кг H_2O .

На рис. 3 представлены результаты измерения поверхностного натяжения исследуемых растворов при увеличении концентрации борной кислоты в них.

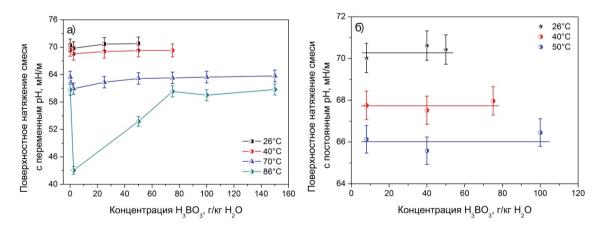


Рис. 3. Зависимость изменения поверхностного натяжения исследуемых растворов от концентрации борной кислоты. a) H_3BO_3 с фиксированной добавкой КОН; б) H_3BO_3 с добавкой КОН, необходимой для поддержания постоянного pH

Из рис. З видно, что повышение концентрации Н₃ВО₃ в растворах приводит к увеличению коэффициента поверхностного натяжения. В тоже время, добавление фиксированного количества КОН к растворам с низкими концентрациями кислоты уменьшает поверхностное натяжение смеси, что вызвано щелочными свойствами образующегося

раствора. Данный эффект наглядно виден на рис. За и выражается в резком снижении значения поверхностного натяжения в диапазоне концентрации борной кислоты 2,5—50 г/кг H_2O при температуре раствора 86 °C. Далее, по мере увеличения концентрации кислоты, наблюдается рост поверхностного натяжения, градиент которого не столь заметный как в экспериментах без добавления КОН, результаты которых представлены в работе [8]. У смесей с постоянным pH (рис. 36), с увеличением концентраций H_3BO_3 и КОН, поверхностное натяжение изменяется в пределах погрешности прибора. Во всех случаях наблюдается явная температурная зависимость величины поверхностного натяжения, которая хорошо коррелирует с литературными данными.

На рис. 4 представлены результаты измерения поверхностного натяжения водных растворов борной кислоты H_3BO_3 с концентрациями 2,5—150 г/кг H_2O с корректирующей добавкой гидроксида калия и раствора чистой щелочи КОН с концентрацией 8 г/кг в диапазоне температур 26—86 °C.

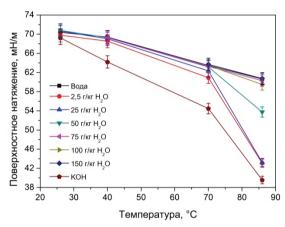


Рис. 4. Зависимость поверхностного натяжения водных растворов борной кислоты от температуры: смесь H_3BO_3 и КОН, pH = var и КОН с C = 8 г/кг H_2O

Как видно из рис. 4, поверхностное натяжение чистого гидроксида калия достаточно сильно снижается при росте температуры. В связи с этим, при малых концентрациях борной кислоты добавка щелочи в раствор оказывает ярко выраженное влияние. Но по мере роста концентрации кислоты растворе влияние КОН снижается и в конечном практически исчезает. Этим объясняется резкое снижение поверхностного натяжения (рис. 3а), которое наблюдается при повышении температуры раствора и низкой концентрации борной кислоты в нем.

Заключение

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» было проведено экспериментальное исследование теплофизических свойств водных растворов борной кислоты с корректирующей добавкой гидроксида калия, используемого для поддержания водно-химического режима ВВЭР.

Плотность растворов H_3BO_3 была измерена в диапазоне концентраций 2,5—150 г/кг H_2O , вязкость — 2,5—100 г/кг H_2O , поверхностное натяжение — 2,5—150 г/кг H_2O . На основании обработки экспериментальных данных получены зависимости для определения плотности и кинематической вязкости водных растворов борной кислоты с постоянной корректирующей добавкой гидроксида калия (8 г/кг H_2O).

Результаты исследований позволяют расширить диапазон известных параметров водных растворов борной кислоты. Полученные экспериментальные данные имеют важное прикладное значение для АЭС с ВВЭР нового поколения и могут быть использованы для уточнения результатов расчетов аварийных процессов в реакторной установке ВВЭР при работе комплекса пассивных систем безопасности.

Литература

- 1. Лебезов А.А., Кузина Ю.А., Морозов А.В. Применение борной кислоты в водоохлаждаемых реакторах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2023. Вып. 2. С. 146—165.
- Alavia W., Lovera J.A., Cortez B.A., Graber T.A. Solubility, Density, Refractive Index, Viscosity, and Electrical Conductivity of Boric Acid + Lithium Sulfate + Water System at (293.15, 298.15, 303.15, 308.15 and 313.15) K // Journal of Chemical and Engineering Data. — 2013. — Vol. 58. — Iss. 6. — Pp. 1668— 1674; DOI: https://doi.org/10.1021/je400086a.
- Santarao K., Prasad C.L.V.R.S.V., Swami Naidu G. Experimental investigation to study the viscosity and dispersion of conductive and non-conductive nanopowders' blended dielectrics // Advances in Science and Technology Research Journal. — 2017. — Vol. 11. — Iss. 1. — Pp. 154—160; DOI: 10.12913/22998624/68463.
- Hassan Y.A., Osturk S., Lee S. Rheological characterization of buffered boric acid aqueous solutions in light water reactors // Progress in Nuclear Energy. — 2015. — Vol. 85. — Pp. 239—253; DOI: https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2015.06.025.
- 5. Arias F.J. Boron dilution effect on boiling heat transfer with special reference to nuclear reactors technology // Annals of Nuclear Energy. 2009. Vol. 36. Iss. 9. Pp. 1382—1385; DOI: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2009.06.018.
- Nakath R., Schuster Ch., Hurtado A. Bubble size distribution in flow boiling of aqueous boric acid under high pressure // Nuclear Engineering and Design. — 2013. — Vol. 262. — Pp. 562—570; DOI: https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.06.006.
- 7. Морозов А.В., Питык А.В., Сахипгареев А.Р., Шлепкин А.С. Теплофизические свойства водных растворов борной кислоты в широком диапазоне концентраций // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2018. Вып. 3. С. 102—114.
- 8. Sakhipgareev A.R., Shlepkin A.S., Morozov A.V. Experimental study of the surface tension of highly concentrated boric acid solutions applicable to VVER emergency cooling // Journal of Physics: Conference Series. 2020. Vol. 1675. 012097; DOI: 10.1088/1742-6596/1675/1/ 012097.

А. А. Лебезов, А. В. Морозов, А. Р. Сахипгареев, А. С. Сошкина, А. С. Шлёпкин

Обоснование безопасности ИЯУ МБИР

Многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах МБИР — крупнейший из сооружаемых исследовательских реакторов, который обеспечит атомную отрасль современной и технологически совершенной исследовательской инфраструктурой на ближайшие 50 лет. АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является головной научной организацией исследовательской ядерной установки (ИЯУ) МБИР.

Для обеспечения надежной и безопасной эксплуатации реактора МБИР, а также для расширения его экспериментальных возможностей необходимы, с одной стороны, НИОКР и внедрение новых устройств и методов для проведения исследований, а с другой — максимально возможное использование уже проверенных референтных решений.

На площадке АО «ГНЦ НИИАР» в г. Димитровграде продолжается строительство исследовательской ядерной установки на базе многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР. Строительство идет с опережением графика. На рисунке представлена площадка сооружения ИЯУ МБИР.



Площадка сооружения ИЯУ МБИР

В 2016 году АО «ГНЦ НИИАР» была получена лицензия на право сооружения ядерной установки: многоцелевой исследовательский ядерный реактор на быстрых нейтронах МБИР. Срок действия лицензии — до 8 мая 2025 года. Срок ввода в эксплуатацию МБИР запланирован на 2027 год. В 2025 году необходимо продление лицензии на сооружение, а в 2027 году — получение лицензии на эксплуатацию.

В комплект документов на продление лицензии на право сооружения входит промежуточный отчет по обоснованию безопасности (ПООБ), составленный в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок» НП-049-2017. Требуется корректировка в ПООБ, подготовленного в 2014 году для получения лицензии, поскольку он готовился в соответствии с требованиями в НП-049-03, которые поменялись в 2018 году. Важным отличием НП-049-2017 является существенное расширение перечня исходных событий для анализа проектных аварий на ИЯУ и групп запроектных аварий на ИЯУ. Объем информации, представленной в ПООБ ИЯУ на этапе сооружения, должен быть достаточным для оценки обоснования того, что на этапах сооружения и эксплуатации используемые технические решения обеспечат соблюдение требований безопасности.

За период с 2014 по 2023 год в технический проект РУ МБИР были внесены корректировки и дополнения. С 2020 года начались работы по приведению в соответствие с действующими нормами и правилами перечня ННЭ на исследовательской ядерной установке МБИР, разработке сценариев протекания событий и их расчетный анализ. Перечень возможных исходных событий на ИЯУ МБИР насчитывает более 90 аварий.

В 2023 году подготовлены исходные данные для анализа исходных событий и проведен анализ 37 исходных событий. Рассмотренные исходные события связаны с горением натрия, водородной безопасностью и плавлением топлива в РУ МБИР. Безопасность установки при этих исходных событий обеспечена.

В 2024 году будут продолжены работы по расчетному анализу возможных исходных событий на ИЯУ МБИР.

Д. А. Клинов, В. П. Долгих

Использование кода КУПОЛ-БР для анализа водородной безопасности реакторных установок с жидкометаллическими теплоносителями

В России начато строительство опытно-демонстрационного быстрого реактора (БР) со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 мощностью 300 МВт и строительство ИЯУ МБИР. Новые реакторные технологии требуют для обоснования безопасности разработки программных продуктов, позволяющих учитывать использование новых технических решений. Для быстрых реакторов в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» разработана программа КУПОЛ-БР [1], предназначенная для расчета параметров среды (давление, температура, концентрации компонентов газовой среды) в помещениях РУ с натриевым и свинцовым теплоносителями.

Для анализа водородной взрывозащиты водо-водяных и кипящих реакторов PWR BWR разработан код CONTAIN (Containment transient analysis tool for PWRs or BWRs) (США) [2] и код COCOSYS (Containment code system) (Германия) [3]. В ГНЦ-РФ – ФЭИ практически в то же время для реакторов с водяным теплоносителем разработан код КУПОЛ-М [4], для транспортных реакторных установок и АЭС малой мощности создан код КУПОЛ-МТ [5]. Для РУ с ЖМТ разработан код КУПОЛ-БР [1]. Его аналог — код CONTAIN-LMR разработки NRC (Nuclear Regulatory Commission) (США), написан на базе кода CONTAIN [6].

В следующих нормативных документах постулируются правила обеспечения водородной взрывобезопасности и определяются проверяемые режимы работы АЭС: «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15) [7], «Правила устройства и эксплуатации локализующих систем безопасности атомных станций» (НП-010-16) [8], «Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции» (НП-040-02) [9]. Для ИЯУ МБИР нормативными документами являются «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11) [10] и «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-049-17) [11].

При обосновании водородной взрывобезопасности выполняются следующие работы:

- определение источников водорода;
- анализ накопления и распространения водородсодержащих смесей;
- оценка образования взрывоопасных смесей и концентраций компонент;
- оценка воздействия на оборудование и конструкции;
- методы контроля и управления.

Характеристики горючих смесей водород — воздух — флегматизаторы

Концентрационные пределы дефлаграции и детонации водородосодержащей смеси иллюстрируются треугольной диаграммой Шапиро — Моффетти [11] для смеси водорода с воздухом и паром.

Дефлаграция и/или детонация водорода приводит к повышению давления и температуры среды в помещениях. При дефлаграции пламя распространяется с дозвуковой, а при детонации — со сверхзвуковой скоростью. Скорость распространения

пламени определяет величину роста давления: при дефлаграции давление растет в 6—8 раз, а при детонации — в 30 раз и более от начального значения.

В соответствии с требованиями нормативного документа НП-040-02 [9] при проектных авариях не допускается дефлаграция, даже локальная. При запроектных авариях не допускается детонация, даже локальная, но допускается локальная дефлаграция при условии, что системы безопасности выполняют свои функции.

Флегматизаторами реакции горения водорода могут быть: водяной пар (H_2O) , азот (N_2) , гелий (He), аргон (Ar), углекислый газ (CO_2) . Аргон и азот, являющиеся флегматизаторами, используются в качестве изолирующих газов для быстрых реакторов с натриевым или свинцовым теплоносителями. Смесь азота и аргона тоже является флегматизатором.

Код КУПОЛ-БР

Расчетный анализ водородной взрывобезопасности РУ БРЕСТ-ОД-300 и ИЯУ МБИР проведен с использованием аттестованного кода КУПОЛ-БР [1]. Код выполняет расчеты параметров среды и транспорта продуктов деления в ГО установок с ЖМТ и ТЖМТ.

Код КУПОЛ-БР рассчитывает изменение во времени следующих параметров:

- давления газовой среды в помещениях и перепадов давления между помещениями;
 - температуры газовой среды в каждом помещении;
 - распределение температуры в строительных конструкциях и оборудовании;
 - концентраций компонент газовой среды и аэрозолей в каждом помещении.

КУПОЛ-БР использует математическую модель с сосредоточенными параметрами.

Объемы помещений представляются рядом взаимосвязанных расчетных объемов, каждый из которых может иметь произвольное количество связей с другими расчетными объемами. Топология связанных расчетных объемов произвольна. Считается, что газовая среда в расчетном объеме идеально перемешана, определяются средние термодинамические характеристики атмосферы в каждом расчетном объеме. Через связи между расчетными объемами осуществляется перенос среды. Между собой расчетные объемы могут быть разграничены стенами. Оборудование моделируется тепловыми структурами.

Аварии с выходом водорода на РУ БРЕСТ-ОД-300

Для РУ БРЕСТ-ОД-300 рассмотрены аварии, связанные с выходом водорода в помещения, ограниченные ГО (герметичной оболочкой), а также аварии, произошедшие при проведении водородной очистки.

При нарушениях условий нормальной эксплуатации появление водорода в помещениях ГО возможно при поступлении или образовании водорода в газовой полости над реактором и при проведении процедуры водородной очистки. Основным источником появления водорода является водород, добавляемый при проведении процедуры водородной очистки. Процедура очистки использует концентрацию 9 % об. водорода в составе защитного газа.

Для РУ БРЕСТ-ОД-300 рассмотрены следующие аварийные режимы эксплуатации РУ, связанные с выходом водорода в помещения, расположенные в объеме ГО энергоблока:

- разгерметизация трубы парогенератора;
- разгерметизация труб парогенератора;
- разгерметизация трубопровода подачи водорода;

- разгерметизация трубопровода подачи защитного газа;
- разгерметизация ресивера выдержки защитного газа.

Анализ проведенных расчетных исследований показывает, что при нарушениях условий проведения водородной очистки свинцового теплоносителя, проектных и запроектных авариях, связанных с выходом водорода в помещения ГО, максимальная концентрация водорода в помещениях энергоблока ниже минимальной концентрации водорода, необходимой для его воспламенения, которая в смеси с воздухом не должна превышать 4,1 % об.

Аварии с образованием водорода на ИЯУ МБИР

Для ИЯУ МБИР определен перечень помещений, в которые может поступать водородсодержащая смесь при исходном событии ННЭ и при наложении на исходное событие единичного отказа. К таким помещениям отнесены:

- помещения гнезд пароводяной отмывки и отмывки захвата P3M-C;
- помещения ванны мойки теплотехнического оборудования и шахты мойки длинномерного оборудования;
 - помещение центрального зала;
- помещения трубопроводов натрия второго контура, бокса ПГ петель трубопровода, аварийных емкостей САС-1, трубопровода САС-1;
 - помещение над бассейном выдержки с отсеками хранения ОТВС.

Для каждого помещения разработаны сценарии поступления водородсодержащей газовой смеси для НЭ, ННЭ и наложения на ННЭ единичного отказа. Для рассмотренных сценариев определены характеристики процесса поступления водородсодержащей газовой смеси и рассчитаны параметры газовой среды в помещениях в процессе поступления водорода.

Заключение

Для РУ БРЕСТ-ОД-300 проведено расчетное моделирование распространения водорода в помещениях системы локализации течи парогенератора (СЛТП) и газовой системы в условиях нарушения нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий. Показано, что для всех помещений и рассмотренных режимов эксплуатации выполняется критерий отсутствия условий воспламенения водородовоздушных смесей и образования взрывоопасных водородосодержащих смесей.

Для ИЯУ МБИР проведено расчетное моделирование распространения водорода в помещениях, в которых возможно появление водорода при нарушениях нормальной эксплуатации с наложением дополнительного отказа. Показано что водородная взрывобезопасность обеспечивается при рассмотренных условиях эксплуатации установки.

Список литературы

- 1. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Код для моделирования процессов переноса продуктов деления и тепломассообмена в помещениях АЭС. Версия 1.0 (КУПОЛ-БР)», ФБУ «НТЦ ЯРБ» № 504 от 14.12.2020.
- 2. Code manual for CONTAIN 2.0 A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis NUREG/CR-6533 SANDR97-1735 Доступен на: https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc695856/m2/1/high-res-d/569132.pdf (дата обращения 25.03.2024).

- 3. Reinke, N.; et al.: Development, Validation, and Application of the Containment Code System COCOSYS. The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-11), Gyeongju (Korea), 9–13 October, 2016.
- 4. Аттестационный паспорт программного средства «КУПОЛ-М версия 1.10а», ФБУ «НТЦ ЯРБ» № 397 от 08.12.2016.
- 5. Аттестационный паспорт программного средства «КУПОЛ-МТ версия 1.0», ФБУ «НТЦ ЯРБ» № 410 от 14 декабря 2020 г.
- 6. K.K. Murata Resent Developments in the CONTAIN-LMR code, SAND—89-3029C (дата обращения 25.03.2024).
- 7. НП-001-15 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций.
- 8. НП-010-16 Правила устройства и эксплуатации локализующих систем безопасности атомных станций.
- 9. НП-040-02 Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции.
- 10. НП-033-11 Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок.
- 11. НП-049-17 Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок.

Е. А. Иванова, А. А. Казанцев, С. А. Мосеева, О. В. Супотницкая



РАБОТОСПОСОБНОСТЬ ТВЭЛОВ

РАБОТОСПОСОБНОСТЬ ТВЭЛОВ

Расчетные исследования температурного и напряженнодеформированного состояния твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом

Параметрические расчетные исследования по обоснованию работоспособности экспериментальных твэлов со СНУП-топливом ОС-5 реактора БН-600 с использованием кода ДРАКОН и рекомендации по выбору их конструкции

Намеченные реакторные испытания облучательной сборки ОС-5 с твэлами со СНУПтопливом и жидкометаллическим подслоем в реакторе БН-600 проводятся с целью подтверждения возможности достижения глубокого выгорания СНУП-топлива в реакторе БРЕСТ. Для расчетного обоснования работоспособности твэлов со СНУП-топливом Ростехнадзором рекомендовано проведение верификационных (параллельных) расчетов по различным кодам.

Для проведения расчетов твэлов со СНУП-топливом в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» используется термомеханический код ДРАКОН-М 2.0. Квазитрехмерный термомеханический код ДРАКОН-М 2.0 предназначен для численного моделирования и расчета полей температур и напряженно-деформированного состояния (НДС) твэлов реакторов на быстрых нейтронах с плотным СНУП-топливом в условиях штатной эксплуатации при квазистационарном режиме нагружения.

В рамках данной работы проведены параметрические расчетные исследования для обоснования работоспособности твэлов ОС-5 с использованием кода ДРАКОН-М 2.0 и подготовлены рекомендации по выбору конструкции твэлов. В параметрических расчетах варьировалась величина исходного зазора между топливом и оболочкой и скорость распухания СНУП-топлива.

Полученные результаты будут использованы при подготовке технического проекта твэла облучательной сборки ОС-5 реактора БН-600.

Исследование путей улучшения работоспособности твэлов со СНУП топливом и оболочкой из стали ЭП823 по результатам анализа ПРИ ЭТВС БН-600

Результаты послереакторных исследований показывают, что в процессе облучения происходит растрескивание таблеток из нитридного топлива. Для учета растрескивания в коде ДРАКОН-М 2.0 реализована эмпирическая модель растрескивания, аналогично модели для оксидного топлива.

В рамках данной работы проведены дополнительные расчеты температурного и напряженно-деформированного состояния твэлов экспериментальных сборок ЭТВС-17 и ЭТВС-18 реактора БН-600 с использованием кода ДРАКОН-М 2.0 с учетом модели растрескивания топливных таблеток при первом выходе реактора на мощность.

Проведен сравнительный анализ полученных результатов расчетов твэлов ЭТВС 17 и ЭТВС-18 реактора БН-600 с учетом модели растрескивания топливных таблеток с данными послереакторных исследований.

Результаты этой работы будут использоваться при подготовке технических проектов твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 и твэлов экспериментальных сборок со СНУП-топливом.

Е. Е. Мариненко

Моделирование перестройки структуры оксидного топлива в первые часы после выхода реактора на мощность

Существует массив экспериментальных данных, подтверждающих особенность поведения оксидного топлива в первые часы после выхода реактора на мощность. При первом выходе реактора на мощность и возрастании температуры таблетки оксидного топлива растрескиваются из-за значительного температурного градиента. Фрагменты топлива перемещаются, частично заполняя зазор между топливом и оболочкой, образуются трещины. После выхода реактора на мощность и установления эксплуатационных температур в топливных таблетках происходит массоперенос топлива в направлении против градиента температуры как результат миграции пор и протекания термически активируемых процессов испарения-конденсации, объемной и поверхностной диффузии. Эти процессы приводят к залечиванию трещин, образованию центрального отверстия в топливе (либо увеличению его диаметра, в случае наличия отверстия в исходном состоянии), к заметному уменьшению зазора между топливом и оболочкой (в зависимости от величины линейной мощности и, соответственно, от температуры топлива может происходить полный выбор зазора между топливом и оболочкой). Образуются зоны, которые различаются микроструктурой, плотностью, теплопроводностью топлива.

Влияние выгорания и рабочей температуры на микроструктуру топлива и размеры внутреннего радиуса таблетки анализируется по мере получения новых данных в результате послереакторных исследований [1], [2], [3]. Перестройка оксидного топлива приводит также к изменению теплопроводности, поэтому в исследованиях уделяется большое внимание уточнению зависимостей, описывающих теплопроводность свежего и облученного оксидного топлива [4], [5].

На основании обзора литературы выбрана достаточно простая методика, позволяющая рассчитать изменение пористости и диаметра центрального отверстия топливного столба. Используются следующие допущения: все поры имеют один и тот же размер, их объем не зависит от радиального положения и времени; столкновения между мигрирующими порами и их слияние не учитывается; поры мигрируют лишь в радиальном направлении.

Уравнение сохранения пор

Уравнение сохранения пор [6]:

$$\frac{dp}{dt} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left[r \cdot V_{\rho} \cdot \rho \right]. \tag{1}$$

Начальные и граничные условия:

$$\rho(r, 0) = \rho_0; \quad \rho(\infty, t) = \rho_0.$$
 (2)

Здесь p — текущее значение пористости, p_0 — исходная пористость,

 V_{o} — скорость перемещения пор, r — радиус, t — время.

Так как $p(\infty, t) = p_0$, мы можем искать значение пористости на границах расчетных ячеек, начиная от внешней границы топлива.

Скорость движения пор

Представленные далее результаты расчетов получены с использованием формулы для описания скорости движения пор из работы [6]:

$$V_{p} = \frac{A \cdot \Omega}{R \cdot T} \cdot D_{g} \cdot \frac{\Delta H_{vap}}{R \cdot T} \cdot \exp \frac{\Delta S_{vap}}{R} \exp \left(-\frac{\Delta H_{vap}}{R \cdot T}\right) \cdot \frac{1}{T} \cdot \frac{dT}{dr}, \tag{3}$$

де V_p — скорость пор, в мм/с; A — константа ($A = 3,3914 \times 10^{19}$);

R — газовая постоянная ($R = 8,314 \, \text{Дж/(моль × K)}$);

W— объем молекулы топлива (Ω = 41 ų для UO₂), в формуле используется величина (Ω = 41 · 10 $^{-21}$ мм³ ;

 $D_{\!\scriptscriptstyle g}$ — коэффициент диффузии молекул топлива в газе, может быть представлен в виде:

$$D_g = D_g^* \cdot \left(\frac{T}{2000}\right)^{3/2} \cdot \frac{1}{P_g}, \tag{4}$$

где $D_a^* = 1100 \text{ мм}^2/\text{с}$ (для He); T— температура, K;

 P_{g} — полное давление газа в поре, атм:

$$P_{q} = T / T_{sint}; (5)$$

 $T_{\text{sint}} = 1800$ —1900 К – температура спекания топливной таблетки;

 $\Delta H_{\!\scriptscriptstyle V\!ap}$, Дж/моль; $\Delta \mathcal{S}_{\!\scriptscriptstyle V\!ap}$, Дж/(моль·К) — теплота испарения и энтропия испарения твердого тепа

При выполнении расчетов задано: $\Delta H_{vap} = 600 \times 10^3 \, \text{Дж/моль}; \ \Delta S_{vap} = 145 \, \text{Дж/(моль} \times \text{K}).$

При расчете скоростей движения пор используется дополнительный параметр Param, который позволяет фиксировать скорость движения пор на участке Δ (с малым температурным градиентом) со стороны границы внутреннего отверстия. При значении расчетной величины радиуса $r_i < r_0 + \Delta$ ($\Delta = (r_N - r_0) \cdot Param$) полагаем скорость движения пор $V_{p_i} = V_{p_{i+1}}$. При выполнении представленных расчетов задано Param = 0,1.

 r_i — значение радиуса на границе расчетной ячейки в текущий момент времени (i= 0, Nf);

 r_0 — значение внутреннего радиуса топливной таблетки в текущий момент времени.

Расчет изменения положения границ сетки по радиусу топлива

Запишем уравнения для каждого сечения по радиусу, опираясь на закон сохранения массы:

$$\left(\tilde{r}_{i+1/2}^2 - \tilde{r}_{i-1/2}^2\right) \cdot \left(1 - \tilde{\rho}_i\right) = \left(r_{i+1/2}^2 - r_{i-1/2}^2\right) \cdot \left(1 - \rho_i\right). \tag{6}$$

Здесь $l_{i-1/2}^2$, p_i — значение радиуса на границах расчетных ячеек и пористости в центре расчетной ячейки в исходном состоянии топливной таблетки;

 $ilde{m{eta}}_{i\!-\!1\!/2}^2,\; ilde{m{
ho}}_i$ — значение радиуса и пористости в текущий момент времени.

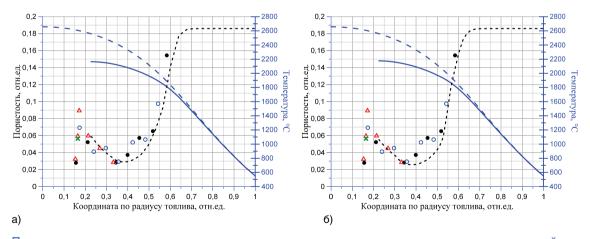
Положение внешней границы (внешний радиус топлива) зафиксировано в текущий момент времени, поэтому искать новое положение радиусов будем от внешней границы топлива. Уравнение (6) имеет силу лишь при $r > r_0$, где r_0 — радиус центрального отверстия, образующегося вследствие миграции пор.

Тестовая задача и результаты расчетов

Для тестирования предложенной модели расчета изменения пористости и внутреннего радиуса топлива рассмотрим задачу, основанную на данных, представленных авторами работы [7]. Экспериментальные значения пористости были получены для виброуплотненного (насыпного) твэла с высокой исходной пористостью топлива $U_{0.85}$ Pu_{0.15}O_{2.0}, облученного в течение 28 эффективных суток: линейное энерговыделение составляло 44,62 Вт/мм, выгорание — 0,7 % т. ат. Исходная пористость необлученного топлива $p_0 = 0.186$ отн. ед., внешний радиус топлива $r_2 = 3.2$ мм, температура на внешней поверхности $T_2 = 550$ °C.

В работе [7] отмечено, что могут быть использованы два подхода к оценке давления в порах: первый — предположить, что все поры открыты и давление в них равно давлению под оболочкой; второй — поры в областях с пористостью больше 0,1 отн. ед. (в работе [8] предполагается 0,07 отн. ед.) являются закрытыми, давление в них зависит от температуры в данной области и давления в поре при их закрытии. Отмечается, что результаты расчетов эксперимента с использованием разных подходов различаются незначительно [7].

На рисунке представлены результаты расчетов в предположении, что только часть пор являются закрытыми (при пористости меньше 0,1 отн. ед.), то есть в уравнениях для скорости перемещения пор указано выражение для давления (5); для открытых пор используемое в формулах давление $P_{\rm g}$ будет соответствовать давлению под оболочкой.



Положение расчетных кривых распределения пористости и температуры по радиусу топливной таблетки в предположении наличия открытых и закрытых пор при давлении под оболочкой: а) 1 атм, б) 2,4 атм

Для описания теплопроводности оксидного топлива при выполнении расчетов использовалась зависимость (7), предложенная в работе [9], с учетом данных, полученных для свежего (2001, 2013, 2017 гг.) и облученного топлива (1993, 2017 гг.):

$$\lambda = 1,755 + (\lambda_0 - 1,755) \cdot e^{\frac{Bu}{128,75}}, \tag{7}$$

$$\lambda_{0} = \left(\frac{1}{0,01926 + 1,06 \cdot 10^{-6} \cdot x + 2,63 \cdot 10^{-8} \cdot \text{Pu} + \left(2,39 \cdot 10^{-4} + 1,37 \cdot 10^{-13} \cdot \text{Pu}\right) \cdot 7} + \frac{5,27 \cdot 10^{9}}{7^{2}} \cdot e^{-\frac{17109,5}{7}}\right) \times (1 - \rho)^{25}.$$
(8)

Здесь /— коэффициент теплопроводности, $Bt/(M\times K)$; Bu — выгорание, ($MBt\times cyt/kr$ т. ат.);

Pu — доля Pu в топливной композиции, отн. ед.; T — температура, K;

x — отклонение от стехиометрии, (2 - O/M), если (2 - O/M) < 0, то x = 0.

На рисунке показано положение расчетных кривых распределения пористости и температуры по радиусу топливной таблетки (исходное разбиение радиуса на 50 интервалов). Пунктирной линией показано распределение температуры при постоянной пористости материала таблетки $p_0 = 0,186$ отн. ед. В работе [7] не указано исходное и конечное давление в твэле, предполагаем, что давление под оболочкой 1 атм (а); 2.4 атм (б) (с учетом роста температуры и температурного расширения материалов твэла).

Заключение

Алгоритм, состоящий из последовательного решения задачи теплопроводности с учетом пористости в расчетной ячейке, определения скорости движения пор и далее расчета пористости, определения новых границ расчетных ячеек, позволяет получить распределение пористости и температуры по радиусу топлива во времени.

Литература

- Parrish Riley J., Cappia Fabiola, Aitkaliyeva Assel. Comparison of radial effects of burnup on fast reactor MOX fuel microstructure and solid fission products. Journal of Nuclear Materials V531, pp.1-8, (2020). DOI: https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152003
- Cappia F., Tanaka K., Kato M., McClellan K., Harp J. Post-irradiation examinations of annular mixed oxide fuels with average burnup 4 and 5%FIMA. Journal of Nuclear Materials V533, pp.1-14, (2023). DOI: https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152076
- 3. Venkiteswaran C.N., Jayaraj V.V., Ojha B.K., Anandaraj V., Padalakshmi M., Vinodkumar S., Karthik V., Vijaykumar Ran, Vijayaraghavan A., Divakar R., Johny T., Joseph Jojo, Thirunavakkarasu S., Saravanan T., Philip John, Rao B.P.C., Kasiviswanathan K.V., Jayakumar T. Irradiation performance of PFBR MOX fuel after 112GWD/t burn-up. Journal of Nuclear Materials V449 (2014), pp. 31-38. DOI: https://dx.doi.org/10.1016/j.inucmat.2014.01.045
- Magni A., Barani T., Del Nevo A., Pizzocri D., Staicu D., Van Uffelen P., Luzzi L. Modelling and assessment of thermal conductivity and melting behaviour of MOX fuel for fast reactor applications. Journal of Nuclear Materials V541, pp.1-13, (2020). DOI: https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152410
- 5. Bonev P., Chauvin N., Staicu D., Dahms E., Montagnier G., Papaioannou D., Dumas J-C., Boukhris I., Viallard I., Lainet M., Lamontagne J., Hanifi K. New recommendation for the thermal conductivity of irradiated (U,Pu)O₂ fuels under fast reactor conditions/ Comparison with recent experimental data. Journal of Nuclear Materials V577, (2023). DOI: https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2023.154326

- 6. Olander Donald R. Fundamental aspects of nuclear reactor fuel elements. Published by Technical Information Center, Office of Public Affairs Energy Research and Development Administration. The United States of America. April 1976. DOI: https://doi.org/10.2172/7343826
- 7. Lackey W.J., Homan F.J., Olsen A.R. Porosity and actinide redistribution during irradiation of (U, Pu)O₂. Nuclear Technology V16, p.120-142, (1972). DOI: https://doi.org/10.13182/NT72-A31181
- 8. *Дегальцев Ю.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Кузнецов В.Ф.* Поведение высокотемпературного ядерного топлива при облучении. М.: Энергоиздат, 1987. 208 с.

В. И. Фоломеев, С. М. Ганина, Н. Э. Астахова

Математическая модель и метод расчета напряженнодеформированного состояния твэла быстрого реактора при аппроксимации скоростей изменения радиальных напряжений и перемещений квадратичными функциями радиуса

Предложен метод решения задачи напряженно-деформированного состояния (НДС) цилиндра в двумерной RZ постановке, основанный на аппроксимации скоростей изменения радиальных напряжений и перемещений квадратичными функциями в пределах слоя по радиусу.

Постановка задачи

В основу расчета НДС твэла быстрого реактора положена математическая модель, описанная в работе [1]. Рассматривается радиальное сечение сплошного цилиндрического сердечника в условиях плоской деформации: достаточная удаленность от торцов и, соответственно, малые осевые градиенты температуры и нейтронного потока. Расчетная схема представляет собой сечение, состоящее из тонких коаксиальных слоев (рис. 1). В пределах каждого слоя, в силу его тонкости, полагаются равномерными температура, распухание, ползучесть и физико-механические свойства материала. Предполагается осесимметричное нагружение в главных осях цилиндрических координат.

В пределах каждого слоя сплошного цилиндрического сердечника полагаются квадратичными функциями радиуса скорости изменения радиальных напряжений и перемещений:

$$\dot{\sigma}_{rk} = a_k r^2 + b_k r + g_k, \tag{1}$$

$$\dot{U}_{rk} = c_k r^2 + d_k r + e_k \,, \tag{2}$$

где k = 1, ..., n; $r_k \le r \le r_{k+1}, a_k, b_k, g_k, d_k$, — константы, подлежащие определению.

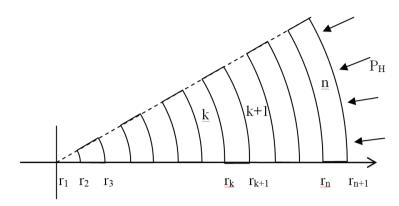


Рис. 1. Расчетная схема. Часть радиального сечения с разбивкой на слои

Уравнения состояния отдельного слоя в главных осях цилиндрической системы координат для k-го слоя:

$$\dot{\varepsilon}_{rk} = c_{rrk}\dot{\sigma}_{rk} + c_{r\theta k}\dot{\sigma}_{\theta k} + c_{rxk}\dot{\sigma}_{xk} + \dot{\varepsilon}_{rk}^{cr} + \dot{\varepsilon}_{vk} / 3, (x, r, \theta), \tag{3}$$

где c_{rrk} , $c_{r\theta k}$ — «упругие» коэффициенты: $c_{rrk} = 1/E(T_k)$, $c_{r\theta k} = -\mu_k/E(T_k)$, (x, r, θ) ; $\mu(T_k)$ — коэффициент Пуассона, $E(T_k)$ — модуль упругости, T_k — температура k-го слоя.

Из уравнения состояния для компоненты $\dot{\epsilon}_{xk}$, учитывая, что она не зависит от r, получаем выражение для $\dot{\sigma}_{xk}$:

$$\dot{\sigma}_{xk} = \left[\dot{\epsilon}_{x} - c_{xrk}\dot{\sigma}_{rk} - c_{x\theta k}\dot{\sigma}_{\theta k} - \psi_{xk}\right]/c_{xxk},\tag{4}$$

где $\psi_{X\!K} = \dot{\epsilon}_X^{\sigma} + \dot{\epsilon}_{V\!K}/3$.

Компоненты скорости деформации ползучести в рамках теории течения имеют вид:

$$\dot{\varepsilon}_{rk}^{cr} = \frac{2\sigma_{rk} - \sigma_{\theta k} - \sigma_{xk}}{2\sigma_{i}} \xi_{ik}^{cr}, (x, r, \theta);$$
 (5)

$$\xi_{ik}^{cr} = B(T_k) \cdot \sigma_{ik}^{\nu}, \tag{6}$$

где $B(T_k)$, V_k — эмпирические параметры,

 $\dot{\epsilon}_{\nu\!k} = 3\alpha_{\!k}\dot{\mathcal{T}}_{\!k} + \dot{\mathcal{S}}_{\!k}$ — скорость изотропной деформации,

 $\dot{\mathcal{S}}_{\!\! k}$ — скорость локального радиационного распухания материала в слое,

 $3\alpha_{\!\scriptscriptstyle K}\dot{\mathcal{T}}_{\!\scriptscriptstyle K}$ — скорость объемного температурного расширения слоя.

В главных осях цилиндрической системы координат справедливы следующие соотношения между скоростями деформаций и радиальных перемещений:

$$\dot{\varepsilon}_{rk} = \frac{dU_{rk}}{dr} , \ \dot{\varepsilon}_{\theta k} = \frac{\dot{U}_{rk}}{r} , \ \frac{d\dot{\varepsilon}_{xk}}{dr} = 0 . \tag{7}$$

Уравнение равновесия элемента объема k-го слоя:

$$\frac{d\dot{\sigma}_{rk}}{dr} + \frac{\dot{\sigma}_{rk} - \dot{\sigma}_{\theta k}}{r} = 0 , k = 1, ..., n.$$
 (8)

(В точке R = 0: $\dot{\sigma}_{r1}(0) = \dot{\sigma}_{\theta 1}(0)$.)

Интегральное осевое равновесие радиального сечения:

$$\sum_{k=1}^{n} \int_{r_{k}}^{r_{k+1}} r \cdot \dot{\sigma}_{xk}(r) dr + g_{0} = 0, \quad g_{0} = 0, \quad 5 \cdot \left(\dot{p}_{H} \cdot r_{n+1}^{2} - \dot{p}_{B} \cdot r_{1}^{2} \right). \tag{9}$$

Из условия совместности скоростей напряжений и деформаций между расчетными слоями можно записать условие сшивки слоев:

$$\begin{cases} \dot{\sigma}_{rk}(r_{k+1}) = \dot{\sigma}_{rk+1}(r_{k+1}) \\ \dot{U}_{rk}(r_{k+1}) = \dot{U}_{rk+1}(r_{k+1}) \end{cases}, \quad k = 1, ..., n-1$$
 (10)

$$\begin{cases}
\frac{\partial \dot{\sigma}_{rk}(r_{k+1})}{\partial r} = \frac{\partial \dot{\sigma}_{rk+1}(r_{k+1})}{\partial r} \\
\frac{\partial \dot{U}_{rk}(r_{k+1})}{\partial r} = \frac{\partial \dot{U}_{rk+1}(r_{k+1})}{\partial r}, & k = 1, ..., n-1
\end{cases}$$
(11)

Граничные условия для сплошного цилиндра и цилиндра с центральным отверстием

Без центрального отверстия С центральным отверстием $(r_1 \neq 0)$ $\begin{cases} \dot{U}_{r=0}(0) = 0\\ \frac{\partial \dot{\sigma}_{r=0}(0)}{\partial r} = 0 \end{cases}$ $\dot{\sigma}_{r1}(r_1) = -\dot{p}_{int}$ При $r = r_1$ (12)При $r = r_{n+1}$ $\dot{\sigma}_r(r_{n+1}) = -\dot{p}_H$ $\dot{\sigma}_r(r_{n+1}) = -\dot{p}_H$ (13)Из условия (12) Дополнительное уравнение: $e_1 = 0$ при $r = r_1$ $b_1 = 0$ $a_1 r_1^2 + b_1 r_1 + g_1 = -\dot{p}_{int}$ (14) e_{1}, b_{1} — искомые величины Из условия (13) $a_{r_{n+1}}^2 + b_{r_{n+1}}^2 + g_n = -\dot{p}_H$ $a_{r_{n+1}}^2 + b_{r_{n+1}}^2 + g_n = -\dot{p}_H$ (15)

Из условий сшивки слоев и с учетом граничных условий получим универсальные формулы для коэффициентов e_i , d_i , g_i , b_i (i = 1, n).

Используя соотношения между скоростями деформаций и перемещений (7), уравнение равновесия элемента объема расчётного слоя по радиусу (8), уравнение интегрального осевого равновесия радиального сечения (9) путём преобразований и подстановок в итоге получим замкнутую систему уравнений, которые полностью определяют при заданных начальных условиях кинетику параметров НДС цилиндра: для сплошного цилиндра для определения неизвестных констант a_k , c_k , g_1 , $\dot{\epsilon}_x$, d_1 (k=1,...,n) в каждый момент времени имеем 2n+3 линейных алгебраических уравнений; для цилиндра с центральным отверстием в каждый момент времени имеем

при $r = r_{n+1}$

2n + 5 линейных алгебраических уравнений для определения неизвестных констант a_k , c_k , g_1 , $\dot{\varepsilon}_x$, d_1 , b_1 , e_1 (k = 1, ..., n).

Представим систему уравнений в матричном виде:

$$\mathbf{A}\vec{\mathbf{x}} = \vec{\mathbf{p}} \,, \tag{16}$$

$$\vec{x}^T = [c_1, ..., c_n, a_1, ..., a_n, x_1, x_2, x_3, x_4, x_5],$$

$$\vec{p}^T = \left[P_{c_1}, \dots, P_{c_n}, P_{a_1}, \dots, P_{a_n}, P_{x_1}, P_{x_2}, P_{x_3}, P_{x_4}, P_{x_5} \right].$$

Набор [X_1 , X_2 , X_3 , X_4 , X_5] соответствует [g_1 , $\dot{\epsilon}_x$, d_1 , b_1 , e_1].

A — матрица размером $(2n+m) \times (2n+m)$ (m=5) в случае расчета НДС цилиндра с центральным отверстием, m=3 — сплошного цилиндра) состоит из блоков:

 H_1 , H_2 , H_4 , H_5 размером $n \times n$ (выше главной диагонали в блоках стоят нули),

 H_3 , H_6 размером $n \times m$; H_7 , H_8 размером $m \times n$; H_9 размером $m \times m$.

$$\mathbf{A} = \begin{bmatrix} H_1 & H_2 & H_3 \\ H_4 & H_5 & H_6 \\ H_7 & H_8 & H_9 \end{bmatrix}. \tag{17}$$

Представим значения коэффициентов c_i системы уравнений (16) в следующем виде:

$$\vec{c} = H_1^{-1} \vec{p}_c - H_1^{-1} H_2 \vec{a} - H_1^{-1} H_3 \begin{pmatrix} x_1 \\ \vdots \\ x_m \end{pmatrix}.$$
 (18)

Исключая \vec{c} из оставшихся уравнений системы, получим систему уравнений (19):

$$\begin{cases}
\left(H_{5} - H_{4} H_{1}^{-1} H_{2}\right) \vec{a} + \left(H_{6} - H_{4} H_{1}^{-1} H_{3}\right) \begin{pmatrix} x_{1} \\ \vdots \\ x_{m} \end{pmatrix} = \vec{p}_{a} - H_{4} H_{1}^{-1} \vec{p}_{c} \\
\left(H_{8} - H_{7} H_{1}^{-1} H_{2}\right) \vec{a} + \left(H_{9} - H_{7} H_{1}^{-1} H_{3}\right) \begin{pmatrix} x_{1} \\ \vdots \\ x_{5} \end{pmatrix} = \vec{p}_{x} - H_{7} H_{1}^{-1} \vec{p}_{c}
\end{cases} \tag{19}$$

В случае сердечника с центральным отверстием, H_7 — не нулевая. Систему уравнений (19) можно переписать в виде (20):

$$\begin{cases}
\vec{a} = -(H_5^*)^{-1} H_6^* \begin{pmatrix} X_1 \\ \vdots \\ X_m \end{pmatrix} + (H_5^*)^{-1} \vec{p}_a^* = (H_5^*)^{-1} (\vec{p}_a^* - H_6^* \begin{pmatrix} X_1 \\ \vdots \\ X_m \end{pmatrix}) \\
H_8^* \vec{a} + H_9^* \begin{pmatrix} X_1 \\ \vdots \\ X_m \end{pmatrix} = \vec{p}_x - H_7 H_1^{-1} \vec{p}_c
\end{cases} \tag{20}$$

Далее решаем систему:

$$\left(H_{9}^{\dagger} - H_{8}^{\dagger} (H_{5}^{\dagger})^{-1} H_{6}^{\dagger} \right) \begin{pmatrix} x_{1} \\ \vdots \\ x_{m} \end{pmatrix} = \vec{p}_{\chi} - H_{7} H_{1}^{-1} \vec{p}_{c} - H_{8}^{\dagger} (H_{5}^{\dagger})^{-1} \vec{p}_{a}^{\dagger},$$
 (21)

 $H_8^* = H_8 - H_7 H_1^{-1} H_2$, $H_9^* = H_9 - H_7 H_1^{-1} H_3$,

H_◦ — матрица с нулевыми членами выше главной диагонали,

 $H_5^{\star} = H_5 - H_4 \, H_1^{-1} \, H_2 \,$ — прямоугольная матрица, $H_6^{\star} = H_6 - H_4 \, H_1^{-1} \, H_3 \, .$

Вектор правой части: $\vec{p}_{a}^{*} = \vec{p}_{a} - H_{4} H_{1}^{-1} \vec{p}_{c}$.

В случае расчета НДС сплошного цилиндра система уравнений (21) будет иметь вид:

$$(H_9 - H_8(H_5^*)^{-1} H_6^*) \begin{pmatrix} g_1 \\ \dot{\varepsilon}_X \\ g_1 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} p_{g_1} \\ p_{\dot{\varepsilon}_X} \\ p_{g_1} \end{pmatrix} - H_8(H_5^*)^{-1} \vec{p}_{\boldsymbol{\theta}}^*.$$
 (22)

Выводы

Метод может быть использован в программах расчета НДС твэла. Использованная дискретная аппроксимация позволяет упростить формальные вычисления при получении результирующих систем уравнений, описывающих напряженно-деформированное состояние толстостенного цилиндра, сократить время расчета при сохранении высокой точности вычисления параметров.

Литература

- 1. Лихачёв Ю.И., Пупко В.Я. Прочность тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. Москва: ATOM/I3ДAT, 1975.
- 2. Тимошенко С.П. Сопротивление материалов. Том 2. Более сложные вопросы теории и задачи. М.: «Наука», 1965.
- 3. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ ДРАКОН-М 2.0 №509 от 14 декабря 2020 г., ФБУ «НТЦ ЯРБ».
- 4. Грачев А.Ф., Жеребцов А.А, Забудько Л.М. и др. Результаты исследования твэлов типа БРЕСТ со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, облученных в БОР-60 и БН-600 // Атомная энергия. 2018. Т. 125. Вып 5. С. 278—284.
- 5. Zabudko L.M., Grachev A.F., Zherebtsov A.A. et al. Status on performance study of mixed nitride fuel pins of BREST reactor type. Nuclear Engineering and Design, Volume 384 (2021) 111430, https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111430.

С. М. Ганина, Л. М. Забудько, Е. Е. Мариненко, В. И. Фоломеев



РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ

РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ

Получение высокотемпературного никелевого припоя методом газовой атомизации расплава

В настоящее время порошки высокотемпературных припоев для пайки соединений элементов активных зон ядерных энергетических установок изготавливают, разливая расплав припоя на охлаждаемые вращающиеся диски и затем размалывая получающиеся ленты припоя. Альтернативным методом получения порошков припоя может быть метод газовой атомизации расплава металла, при котором расплав, полученный в плавильной камере, сливают через распылитель, где под высоким давлением поток жидкого металла распыляется струей инертного газа на микрокапли, затвердевающие при пролете камеры [2].

Применение метода атомизации расплава позволяет уменьшить число технологических операций при производстве порошков припоя, а также исключить присутствие шлака (сложных оксидов продуктов износа размольных тел и футеровок мельниц) в готовом порошке. Быстрое охлаждение частиц, образующихся при диспергировании расплава, предотвращает ликвацию. Вследствие этого образующиеся частицы порошка имеют одинаковый элементный состав, соответствующий элементному составу расплава. Высокая химическая однородность таких припоев обеспечивает узкий интервал плавления, равномерность расплавления по объему, хорошее смачивание паяемой поверхности.

Частицы порошков, изготовленных способом газовой атомизации, имеют сферическую форму, что делает их пригодными для технологий аддитивного производства. Фракционный состав получаемых порошков можно изменять путем соответствующего изменения рабочих параметров процесса атомизации расплава.

Для пайки энергонапряженных узлов атомной техники, в частности при изготовлении дистанционирующих решеток и оребрении стальных тонкостенных труб, широко используются эвтектические припои системы Fe-Cr-Ge-Ni, температура кристаллизации эвтектики в которой (>1120 °C) близка к температурам термической обработки конструкционных сталей [1]. В структуре сплавов этой системы присутствуют α -фаза твердого раствора германия и хрома в железе и γ -фаза твердого раствора никеля в железе. Легирование хромом используют для повышения стойкости к атмосферной коррозии. Добавка никеля значительно уменьшает ширину диффузионной зоны между припоем и основным материалом. Легирование системы кремнием резко повышает коррозионную стойкость в жидкометаллическом теплоносителе и придает припою самофлюсующие свойства.

Дальнейший поиск состава припоя с оптимальным комплексом свойств, удовлетворяющих требованиям к паяным соединениям, привел к разработке припоев многокомпонентных систем Ni-Fe-Ge-Cr-Si и Ni-Fe-Ge-Cr-Si-Mn. Разработанные паяные соединения прошли полный комплекс предреакторных и реакторных испытаний в виде образцов и в составе макетов элементов активных зон ядерных реакторов, показали положительные результаты и были рекомендованы к использованию в производстве активных зон ядерных энергетических установок [1].

Материалы и методы

Для изготовления порошка припоя была использована установка газовой атомизации с вакуумно-индукционной плавкой металла, состоявшая из следующих основных компонентов:

- системы откачки (роторный и бустерный насосы);
- плавильной камеры;
- камеры распыления с распылительной форсункой;
- камеры сбора металлического порошка;
- системы подачи аргона высокой частоты;
- замкнутой системы охлаждения.

В плавильной камере установки был размещен тигельный блок, включающий индукционную печь с варьируемыми мощностью и рабочей частотой, керамический тигель с донным сливом из стабилизированного оксида алюминия и нагреватель направляющей трубки.

Процесс получения порошка припоя включал следующие операции:

- установка керамического тигля из оксида алюминия в плавильную камеру и загрузка шихтовых материалов;
- откачка воздуха из плавильной камеры, промывка камеры аргоном и повторная откачка:
- предварительный нагрев и выдержка керамического тигля в вакууме при 500 $^{\circ}$ С в течение 20—30 минут;
- заполнение камеры аргоном до давления 10³ мбар и нагрев до температуры распыления;
 - выдержка расплава при температуре распыления;
 - распыление расплава;
- сбор порошка и его просев на фракции через набор сит с размерами ячеек до 40,
 63, 100 и 200 мкм.
- В качестве исходного материала были использованы слитки, полученные при вакуумно-индукционной выплавке с использованием следующих шихтовых материалов:
 - сталь сортовая электротехническая нелегированная «АРМКО»;
 - германий поликристаллический зонно-очищенный ГПЗ-1;
 - никель полуфабрикатный анодный НПА-1;
 - хром электролитический рафинированный ЭРХ-1;
 - марганец электролитический Мн998;
 - кремний поликристаллический КП-1.

В ходе выполнения работ была проведена серия экспериментов по поиску режимов атомизации расплава припоя, обеспечивающих оптимальный фракционный состав порошка с размером частиц до 100 мкм. При проведении экспериментов варьировали температуру расплава припоя и давление газа на входе сопла форсунки, поскольку эти параметры процесса атомизации расплава припоя определяют фракционный состав получаемого порошка припоя, влияя, соответственно, на вязкость жидкого металла и скорость потока распыляющего газа [3].

Результаты и обсуждение

Были получены партии порошка припоя системы Ni-Fe-Ge-Cr-Si-Mn при рабочих параметрах атомизации расплава, указанных в таблице 1. Фракционный состав полученных порошков припоя представлен таблице 2.

Таблица 1. Рабочие параметры атомизации расплава припоя

Температура расплава, °С	1300—1360
Давление в форсунках, бар	40—46
Давление в камере плавления, бар	1,2—1,3

Таблица 2. Фракционный состав порошка припоя, % мас.

Размер частиц, мкм	Партия 1	Партия 2	Партия 3
<40	65	45	47
40—63	35	46	33
63—100	_	6	16
100—200	-	3	4

Различие фракционных составов полученных порошков припоя связано с изменением температуры расплава и давления в форсунках. При увеличении температуры расплава средний размер частиц порошка уменьшается и увеличиваются невозвратные потери материала. При уменьшении давления в форсунках средний размер частиц порошка увеличивается.

Микроструктуру полученных порошков припоя исследовали в сканирующем электронном микроскопе (рис. 1 и 2). Порошки припоя всех партий состояли из частиц сферической формы (рис. 1).

На поверхности крупных частиц присутствуют сателлиты (прилипшие мелкие частицы сферической формы). Поверхность многих частиц не является гладкой — наблюдаются поверхностные структуры (рис. 16), появившиеся в результате формирования дендритной структуры в объеме частиц порошка припоя (рис. 2) при затвердевании.

Методом рентгеновской дифракции было обнаружено отличие фазового состава полученных порошков припоя от фазового состава лент припоя, изготовленных путем разлива расплава припоя на вращающиеся диски.

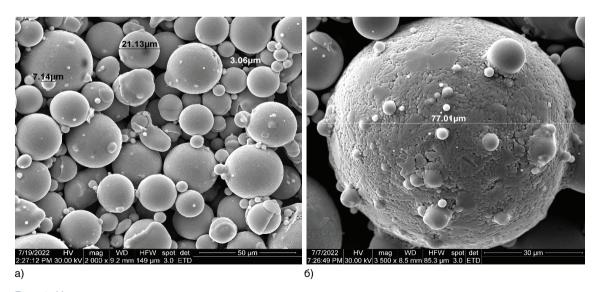


Рис. 1. Частицы порошка припоя

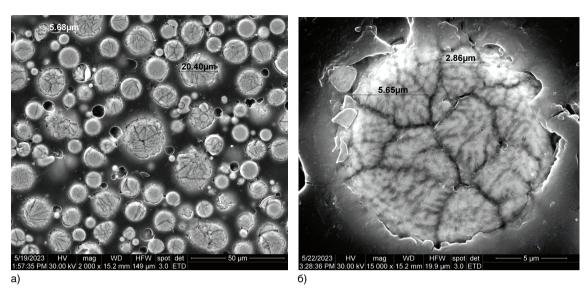


Рис. 2. Микроструктура частиц припоя в поперечном сечении

На рентгенограммах лент припоя были зафиксированы пики рентгеновской дифракции, соответствующие γ -фазе (твердому раствору никеля, железа и хрома с ГЦК кристаллической структурой), а также, предположительно, еще трем фазам (фазе GeMn_{3,4}, фазе германия с решеткой типа алмаза и твердому раствору (Cr, Ni)). На рентгенограммах порошков припоя, полученных методом атомизации расплава, пики рентгеновской дифракции, соответствующие γ -фазе не обнаружены. Обнаружены пики, соответствующие α -фазе (твердому раствору с ОЦК кристаллической решеткой) и, предположительно, фаза GeMn_{3,4}.

Элементный состав порошков припоя определяли методом атомно-эмиссионной спектроскопии. Элементный состав полученных порошков, почти соответствовал составу исходных слитков припоя (табл. 3).

Таблица 3. Элементный состав порошка припоя

	Содержание химических элементов, % мас.							
	Ni	Cr	Fe	Ge	Mn	Si		
Слитки	основа	6,3—6,6	10,1—11,0	15,2—16,2	15,1—15,9	3,7—3,9		
Порошок	ОСПОВа	6,7	10,3	16,5	15,2	4,0		

Исследование микроструктуры паяного соединения прямого ребра и подложки, изготовленных из аустенитной стали, проведено с помощью оптического микроскопа на шлифах после травления (рис. 3). Припой равномерно распределен в зоне ребер и хорошо смачивает поверхности ребер и оболочки. Дефекты паяных соединений отсутствовали.

Механические испытания паяных соединений прямого ребра и подложки на отрыв были проведены на цилиндрических оболочках с напаянными ребрами длиной около 600 мм при нагрузке на ребро, приложенной по касательной к поверхности цилиндрической оболочки (табл. 4).

Механические свойства полученных паяных соединений не уступают свойствам паяных соединений, получаемых с использованием порошка припоя, изготовленного путем размола слитков припоя.

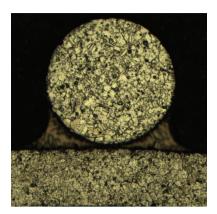


Рис. 3. Микроструктура паяного соединения прямого ребра и оболочки

Таблица 4. Результаты механических испытаний паянных соединений

Метод получения припоя	Усилие отрыва, Н
Атомизация расплава	135—206
Размол лент припоя	140—201

Заключение

Опробовано изготовление порошков высокотемпературного припоя системы Ni-Fe-Ge-Cr-Si-Mn методом газовой атомизации расплава, получены экспериментальные партии порошка. Исследование влияния условий газового распыления в процессе атомизации показало, что повышение давления в форсунке атомайзера является превалирующим фактором, увеличивающим выход деловых фракций. Разницы в структуре порошков разных партий не обнаружено. При использовании порошка припоя, изготовленного методом атомизации расплава, взамен порошка, изготовленного путем размола лент припоя, отсутствует необходимость изменения существующих технологических операций пайки соединений цилиндрических оболочек с дистанционирующими ребрами. По качеству структуры и механическим свойствам паянные соединения, созданные с применением порошка припоя, изготовленного методом атомизации расплава, не уступают, аналогичным изделиям, созданным с использованием порошка, полученного путем размола слитков припоя.

Список литературы

- 1. Понимаш И.Д., Орлов А.В., Рыбкин Б.В. Вакуумная пайка реакторных материалов. М.: Энергоатомиздат, 1995. 192 с.
- 2. Грацианов Ю.А., Путимцев Б.Н., Силаев А.Ф. Металлические порошки из расплавов. М.: Металлургия, 1970. 248 с.
- 3. Калинин К.В., Оглезнева С.А., Нагаев М.С. Влияние параметров газовой атомизации сплава XH60M на характеристики порошка для лазерной наплавки // Известия вузов. Порошковая металлургия и функциональные покрытия. 2019. №1. С. 14—21.

Ю. А. Орлов, А. Н. Пазюк, О. А. Плаксин, А. М. Дворяшин

Исследование взаимодействия сплава ВН-2АЭ с сурьмой до и после реакторного облучения

Радиоактивные изотопы сурьмы ¹²⁴Sb и ¹²⁵Sb находят своё основное применение в источниках γ-излучения и нейтронов [1], [2]. Другой возможностью внутриреакторного использования сурьмы (с низкой температурой плавления 630,8 °С и аномальным увеличением объема при кристаллизации) является изготовление чувствительных элементов пассивных устройств аварийного останова при запроектных авариях [3]. В обоих случаях высокая хрупкость сурьмяного полуметалла приводит к необходимости использовать металлические оболочки для заполнения расплавом сурьмы на стадии изготовления. Очевидно, что в зоне контакта разных по своей природе материалов возможно коррозионное взаимодействие, в том числе его развитие в период эксплуатации.

В аспекте применения сурьмы в качестве компонента фотонейтронного источника нейтронов [1], [4] актуально изучение характера ее контактного взаимодействия с ниобиевым сплавом марки ВН2АЭ [5].

Материал и методики исследования

Исследовали физико-химическое взаимодействие сурьмяного сердечника (чистота 99,99 % Sb по [6]) и оболочки сурьмяного элемента источника нейтронов, изготовленной из сплава BH2AЭ (табл. 1).

Таблица 1. Элементный состав сплава марки ВН-2АЭ, % масс [5]

Nb Mo	Mo	Mo Zr		Примеси, не более							
IND	IVIO		Н	С	0	N	Si	Ti	Fe	Ni	Ta
основа	3,5—4,7	0,5—0,9	0,008	0,08	0,02	0,03	0,03	0,2	0,1	0,1	0,4

В качестве образцов исследовали полированные шлифы цилиндрических фрагментов, вырезанных методом водоохлаждаемой абразивной резки, из двух сурьмяных элементов в исходном состоянии (после кристаллизации расплава сурьмы внутри оболочки на стадии производства) и после длительного реакторного облучения при температурах в интервале от 390 до 550 °C до набора максимальных флюенсов $1,2 \times 10^{23}$ (4 элемента) и $2,4 \times 10^{23}$ нейтр./см² (E > 0 МэВ) в составе трех элементов.

Исследования в поперечном сечении элементов выполнялись методами:

- оптической микроскопии (инверторный микроскоп *MICN* (Франция) с функцией микротвердомера) без принудительного удаления сердечника;
 - измерения микротвердости в полированном состоянии по шкалам HV0,02 и HV0,1;
- выявления границ зерен сплава ВН-2АЭ химическим травлением в смеси соляной, азотной и плавиковой кислот с водой в объемном соотношении 1:2:1:2 в течение 60 с;
- сканирующей электронной микроскопии и рентгеноспектрального микроанализа (растровый микроскоп *TESCAN Mira 3LM*, Чехия) полномасштабных сечений и кольцевых образцов оболочки, подвергнутых механическим испытаниям.

Результаты и обсуждение

В результате металлографических исследований установлено, что внутренняя поверхность ниобиевой оболочки подверглась фронтальному воздействию со стороны сурьмяного сердечника уже на стадии изготовления. Характер взаимодействия соответствует металлургическому, которое проявляется фрагментацией и выносом в расплав сурьмы мелких (до 5 мкм в диаметре) частиц ниобиевого сплава (рис. 1а). После кристаллизации сердечника на его периферии обнаружен пояс глобулярных металлических частиц шириной 10—35 мкм. Статистически показано, что ширина пояса непостоянна по периметру и не имеет тенденции увеличения в направлении от нижней части оболочки (на участке ускоренного охлаждения залитого в трубу расплава) к ее верху (рис. 16), где формируются признаки усадочной полости, а кристаллизация сурьмы завершается в последнюю очередь.

Непосредственно на внутренней поверхности оболочки имеют место язвенные дефекты глубиной до 20 и шириной не более 25 мкм (рис. 1а, в). Расположение дефектов такого рода по периметру зоны взаимодействия и высоте является случайным. Однако с учетом того, что средний условный диаметр зерна труб из ниобиевого сплава составил 10 и 18 мкм, есть основание полагать, что растворение металла по границам зерен предпочтительно (рис. 1в, г).

Тем не менее, без предварительного исследования исходных толщин и качества внутренней поверхности труб из сплава ВН-2АЭ до заливки расплава сурьмы, природу локальных дефектов и степень фронтального утонения оболочки установить однозначно не представляется возможным. По литературным данным [7], технология трубного

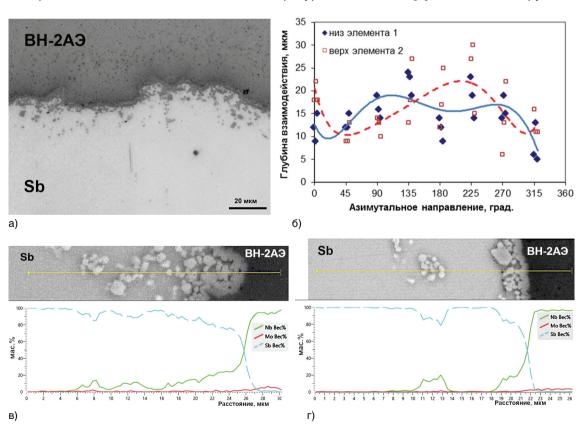


Рис. 1. Слой взаимодействия в исходном состоянии: общий вид (а), ширина (б), элементный состав (в. г)

производства допускает глубину внутренней дефектности до 80 мкм. Фактическое утонение исследованных в настоящей работе оболочек за счет металлургического взаимодействия не превысило 2,5 %, азимутальная разнотолщинность сохранялась в диапазоне 0.02—0.07 мм.

Типичный элементный состав (Nb, Sb, Mo) образцов и характер его изменения по сечению зоны взаимодействия с глобулярными вкраплениями представлен на рис. 1в, г. Сурьма не растворяется в металле, а вкрапления имеют состав, типичный для оболочки.

При эксплуатации сурьмяный сердечник и оболочка находятся в поле температур, не превышающих точку плавления сурьмы, что препятствует развитию металлургического взаимодействия. Также материалы подвергаются воздействию гамма-излучения и нейтронного потока. В этих условиях соотношение температурных коэффициентов линейного расширения сурьмы $(10,4\times10^{-6}~^{\circ}\text{C}^{-1})$ и ниобия $(7\times10^{-6}~^{\circ}\text{C}^{-1})$ исключает образование зазора между контактирующими материалами, но способно создавать растягивающие напряжения в оболочке. Дополнительным агентом взаимодействия может явиться образование легкоплавкого теллура при распаде радиогенных изотопов ¹²²Sb, ¹²⁴Sb и ¹²⁵Sb.

Вид зоны взаимодействия сурьмяного сердечника и ниобиевой оболочки после облучения максимальным флюенсом $1,2\times10^{23}$ нейтр./см² в сечении с температурой 500 °C представлен на рис. 2а. Аналогично исходному состоянию наблюдается полоса вкраплений сплава ВН2АЭ в тело сердечника. Ширина зоны непостоянна, но в массиве не превышает 32 мкм (локально 38 и 46 мкм). Внутренняя поверхность оболочки имеет шероховатость и язвы глубиной от 4 до 30 мкм. Наиболее крупные язвы по размерам

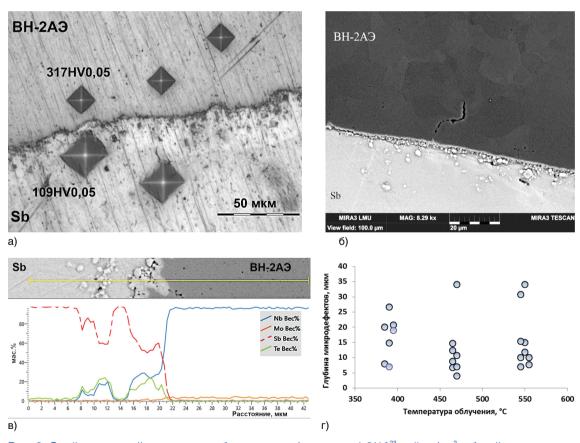


Рис. 2. Слой взаимодействия после облучения до флюенсов $1,2'10^{23}$ нейтр./см 2 : общий вид и микротвердость (а), микрорастрескивание (б), элементный состав (в), глубина дефектов внутренней поверхности оболочки (г)

сопоставимы с величиной зерна. Химическое травление металлографической структуры (образцы полномасштабного сечения элементов) и растровая электронная микроскопия (фрагменты кольцевых образцов после испытаний) позволяют дополнительно обнаружить редкие микротрещины глубиной 10—35 мкм вдоль границ ниобиевого зерна (рис. 26). Непосредственно в сердечнике и полосе зоны взаимодействия обнаруживается твердорастворный теллур (рис. 2в). Отслаивание сердечника от оболочки на всех образцах носит случайный локальный характер. В других сечениях исследованных элементов взаимодействие материалов и глубина микродефектов при достигнутом флюенсе и температурах 470 и 550 °C оказываются идентичными (рис. 2г).

С увеличением времени облучения и флюенса до $2,4\times10^{23}$ нейтр./см² общий характер металлургического воздействия сурьмы на оболочку, реализовавшийся ещё на стадии производства, не претерпевает изменений (рис. 3а). Ширина зоны выноса содержащей ниобий фракции также не превышает 30 мкм. Поверхность сплава ВН-2АЭ, контактирующая с твердой сурьмой, сохраняет плотность, форму и глубину микродефектов, заданных условиями трубного передела и производственных режимов кристаллизации сурьмяного расплава. В процессе химического травления структуры оболочки слой взаимодействия подвержен повышенной травимости (рис. 3б), что может быть связано с увеличенной концентрацией радиогенного теллура (рис. 3в). Отдельно следует отметить, что статистически значимого увеличения количества/глубины

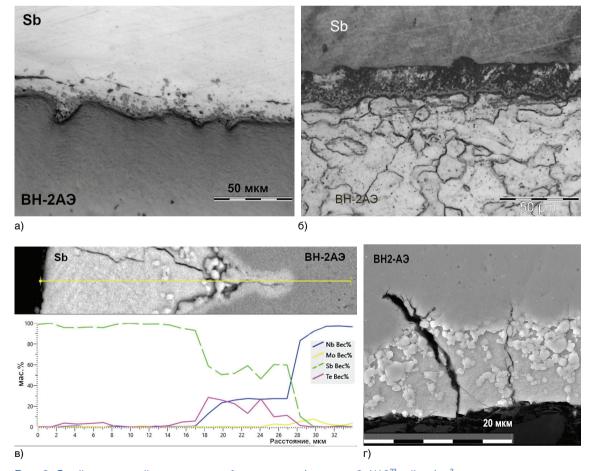


Рис. 3. Слой взаимодействия после облучения до флюенса 2,4′10²³нейтр./см²: структура в полированном (а) и травленом состоянии (б), элементный состав в зоне контакта (в), микрорастрескивание (г)

зернограничных микротрещин оболочки, по сравнению с их количеством после меньшего флюенса нейтронов, не обнаружено (рис. 3г). Это можно объяснить особенностями пробоподготовки исследованного материала для структурных исследований, связанными с абразивной резкой, принудительным выдавливанием сердечника, предварительными механическими испытаниями. Очевидно, что облучение влияет на механические свойства сплава ВН2-АЭ и может негативно сказываться на его трещиностойкости. Косвенным подтверждением двукратного упрочнения являются сравнительные результаты измерений микротвердости (рис. 4). В исходном состоянии вероятность образования микротрещин в устьях язвенных дефектов оболочки минимальна. Двукратный прирост микротвердости материала оболочки при облучении (рис. 4б) сопряжен с потерей его пластичности и увеличением опасного влияния концентраторов напряжений в зоне контакта с сурьмой. Однако, когда характер пробоподготовки идентичен для всех образцов, их склонность к трещиноватости после обоих набранных флюенсов может изменяться незначительно, что и подтвердил анализ.

Подводя итоги результатов структурных исследований, следует констатировать, что сплав марки ВН-2АЭ в контакте с кристаллической сурьмой сохраняет удовлетворительную совместимость при температурах (390—550) °C и флюенсах до 2,4×10²³ нейтр./см².

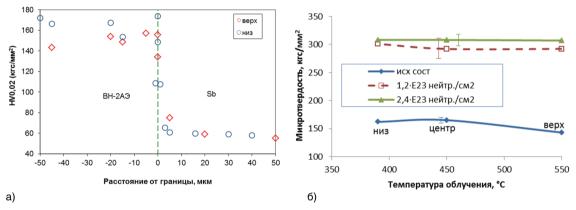


Рис.4. Микротвердость оболочки около зоны взаимодействия в исходном состоянии (а) и после облучения (б)

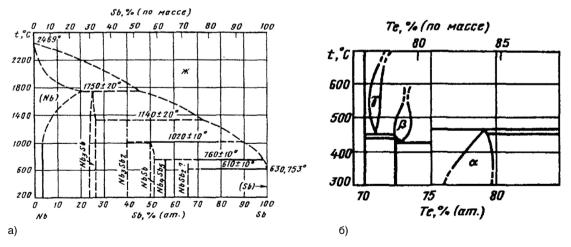


Рис. 5. Диаграммы состояния двойных металлических систем Nb-Sb (a) и Nb-Te (б) [8]

Определяющим типом взаимодействия материалов является металлургическое, которое имеет место лишь на стадии производства элементов нейтронного источника. В соответствии с диаграммами состояния металлических систем (рис. 5а), расплав сурьмы оказывает кратковременное эвтектическое воздействие на оболочку: ее локальное и фронтальное растворение. Жидкая фракция радиогенного теллура в зоне взаимодействия, в соответствии с диаграммой системы Nb-Te (рис. 5б), способна провоцировать эвтектическое растворение участков оболочки выше 450 °C, однако фактическим состоянием исследованных образцов это не подтверждается. Микротрещины в устьях концентраторов напряжений металлургического происхождения не развиваются в процессе облучения и могут быть связаны с технологией изготовления труб и артефактами механической пробоподготовки.

С учетом суммарного воздействия концентрических дефектов и микротрещин на глубину до 50 мкм сокращение живого сечения исследованных оболочек из сплава ВН-2АЭ в составе сурьмяных элементов не превышает 6 %, что не вызывает повода для беспокойства в реализованных условиях облучения.

Выводы

Взаимодействие сплава ВН-2АЭ с литым сурьмяным сердечником в исходном состоянии носит металлургический характер, сопровождаемый локальным растворением и утонением металлической оболочки на глубину не более 30 мкм.

В процессе облучения до флюенса 2,4×10²³ нейтр./см² при температурах ниже 550 °C характер взаимодействия ниобиевого сплава и сурьмы не претерпевают серьезных изменений, независимо от наличия в зоне взаимодействия радиогенного теллура, находящегося в твердом растворе.

Редкие признаки микрорастрескивания оболочки из сплава ВН-2АЭ в местах концентрических дефектов и границ зерен не превышают в глубину 35 мкм и могут являться артефактами пробоподготовки, но не исключают вероятность их появления и развития при внешних механических нагрузках на конструкцию сурьмяных элементов.

Список литературы

- 1. Русанов А.Е., Литвинов В.В., Попов В.В., Скурихина Л.В., Карпин А.Д. Рабочий источник нейтронов: Патент RU 2602899 C2, G21G 400, Россия,подан 19.12.2014, опубликован 20.11.2016.
- 2. Бритвич Г.И., Семенов В.П., Серков В.В., Трыков Л.А. Моноэнергетический источник нейтронов : Патент RU 1762667 C, G21G 4/00, Россия, подан 14.08.1989, опубликован 30.08.1994.
- 3. Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П., Егоров В.С., Мальцев В.Г. Разработка и изучение характеристик пассивного останова быстрого реактора // Атомная энергия. 1999. Т. 86. Вып. 1. С. 77—81.
- 4. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. М.: Наука, 2013, 239 с.
- 5. Оспенникова О.Г., Подъячев В.Н., Столянков В.Н. Тугоплавкие сплавы для новой техники // Труды ВИАМ. 2016. №10 (46). С. 55—64.
- 6. ГОСТ 1089-82. Сурьма. Технические условия. Введ. 1983-01-01. М.: Изд-во стандартов, 1983. 5 с.
- 7. Крутякова М.В., Морденко О.В. Разработка и исследование операций зенкерования и шлифования при обработке особо тонкостенных труб из сплава ВН-2АЭ, с целью обеспечения качества внутренней поверхности // Russian Internet Journal of Industrial Engineering. 2022. Vol. 9, no. 3. Pp. 16—21.
- 8. Диаграммы состояния двойных металлических систем : Справочник в 3 т.: Т.3, кн. 1 / Под общ. ред. Н.П. Лякишева. М.: Машиностроение, 2001, 872 с.

Е. А. Кинёв, В. И. Пастухов, В. Ю. Ярков, О. А. Плаксин, Е. А. Чесноков

Паяные соединения элементов из стали ЭП823-Ш в свинцово-висмутовом теплоносителе

Высокотемпературная пайка является методом соединения конструкционных материалов, применяемых при изготовлении элементов активных зон и контуров ядерных энергетических установок (ЯЭУ). Пайка позволяет соединять материалы без их расплавления, сохраняя геометрические размеры конструкций, что обеспечивает качество протекания теплофизических процессов в активной зоне ЯЭУ. Например, при изготовлении дистанционирующих решеток одновременно может выполняться групповая пайка швов с получением большого количества соединений на ограниченной площади с жесткими допусками. При этом соответствующий выбор материалов и технологии пайки позволяет выполнить требования к надежности и работоспособности паяных соединений, обеспечивая высокий уровень механических свойств и стойкость к облучению в условиях эксплуатации [1].

Важным требованием, определяющим работоспособность ЯЭУ с тяжелыми металлическими теплоносителями на основе свинца (ТЖМТ), является коррозионная стойкость используемых конструкционных сталей и их паяных соединений. Обычно защита изделий из конструкционных сталей обеспечивается образованием на контактирующих с теплоносителем поверхностях устойчивых оксидных пленок, препятствующих взаимодействию сталей с теплоносителем. Защитные пленки формируются на поверхности сталей при соответствующей активности кислорода в ТЖМТ, которая во многом определяет кинетику взаимодействия ТЖМТ со сталями. Снижение активности кислорода в ТЖМТ приводит к развитию жидкометаллической коррозии (растворению металла в ТЖМТ) [2]. Повышение активности кислорода способствует увеличению скорости окисления стали и развитию кислородной коррозии.

К настоящему времени накоплен большой массив экспериментальных данных по кинетике окисления аустенитных и ферритно-мартенситных сталей в ТЖМТ. Однако данные о коррозионной стойкости паяных соединений элементов ЯЭУ в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителе отсутствуют почти во всем диапазоне условий эксплуатации, что не позволяет прогнозировать работоспособность изделий.

Настоящая работа посвящена получению экспериментальных данных о механических свойствах паяных соединений элементов из стали ЭП823-Ш после коррозионных испытаний в свинцово-висмутовом теплоносителе эвтектического состава при температуре $620\ ^{\circ}C$.

Материалы и методы

Образцы паяных соединений изготавливали из стали ЭП823-Ш с использованием трех марок припоев (табл. 1):

- припой ВПр7 в виде полос и листов толщиной от 0,1 до 1,0 мм, температурой плавления в диапазоне 1100—1120 °С и температурой пайки в диапазоне 1170—1180 °С;
- припой ПГ-17H в виде металлического порошка с размером частиц менее 0,4 мм, температурой плавления припоя в диапазоне 1030—1060 °C и температурой пайки в диапазоне 1060—1090 °C;
- припой ПЖГ-20 в виде металлического порошка с размером частиц менее 0,4 мм, температурой плавления припоя в диапазоне 1150—1170 °C и температурой пайки в диапазоне 1180—1200 °C.

Таблица 1. Элементные составы припоев, % мас.

Марка припоя	Fe	Ni	Si	Mn	Ge	Cr	Со	Nb
ВПр7	0,01—0,8	основа	0,8—1,2	32—35	-	_	10—11	2,0—2,5
ПГ-17Н	< 20	основа	< 10	< 20	< 20	< 10	-	-
ПЖГ-20	основа	< 25	< 10	_	< 20	< 15	-	-

Пайку проводили в вакуумной высокотемпературной печи при остаточном давлении $6.7 \cdot 10^{-3}$ Па и температуре в диапазоне 1060 - 1200 °C, устанавливаемой в зависимости от марки припоя. По окончании пайки образцы паяных соединений перемещали в холодную часть печи, где происходило остывание образцов.

С использованием каждой из указанных марок припоя было изготовлено одинаковое количество образцов. Всего было изготовлено 60 образцов для проведения механи-

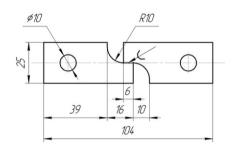


Рис. 1. Образец паянного соединения для механических испытаний



Рис. 2. Сборка образцов паяных соединений

ческих испытаний и 9 образцов для металлографических исследований.

Механические испытания паянных соединений на срез выполняли на образцах, форма и размеры которых (типа V, согласно [3]) представлены на рис. 1. Толщина образцов составляла 3 мм. Тридцать образцов предварительно подвергали коррозионным испытаниям и остальные тридцать испытывали на прочность непосредственно после пайки.

Образец для металлографических исследований представлял собой две прямоугольные пластины из стали ЭП823-Ш толщиной 3 мм, спаянные внахлест, с площадью контакта 18 мм².

Образцы для механических испытаний в количестве 30 штук и 6 образцов для металлографических исследований подвергали коррозионным испытаниям. Сборку образцов (рис. 2) помещали в емкость, изготовленную из стали ЭП823-Ш, в которой находился расплав свинец-висмут эвтектического состава. Температуру расплава измеряли с помощью термопары и поддерживали равной 620±5 °С в течение 1000 часов.

Концентрацию кислорода в расплаве измеряли датчиком кислорода. С целью поддержания концентрации кислорода в диапазоне термодинамической устойчивости защитных оксидных пленок на поверхности стали (1·10⁻⁴—1·10⁻⁷ % мас.), во время испытаний периодически проводили откачку газовой среды из емкости, затем в емкость подавали атмосферный воздух и проводили напуск аргона до давления 400 кгс/см².

По истечении 1000 часов сборка с образцами паяных соединений была извлечена из стакана и

погружена на 10 минут в 5 %-й раствор ацетата аммония в глицерине при температуре (140±5) °С для удаления остатков сплава свинец-висмут согласно рекомендациям.

Определение прочности на срез паяных соединений проводили на воздухе при температуре 20 и 620 °C в соответствии с [3] на машине для испытания конструкционных материалов УТС 111.2-50-23. При каждой температуре было испытано по пять образцов паяных соединений, изготовленных с использованием припоев ВПр7, ПГ-17Н и ПЖГ-20. Перед испытаниями при 620 °C к образцу крепили нихросил-нисиловую термопару. Погрешность измерения температуры составляла ±2 °C, продолжительность нагрева до заданной температуры — 1 час, время выдержки — 30 минут. В ходе испытания измеряли максимальное усилие, предшествующее разрушению. Предел прочности паяного соединения вычисляли путем деления этого максимального усилия, на площадь паяного шва.

Изучение микроструктуры проводили на шлифах поперечных сечений паяных соединений с помощью микроскопа OLIMPUS GX 51.

Рентгенофазовый анализ (РФА) был проведен на образцах исходных припоев ВПр7 (в виде пластин), ПГ-17Н и ПЖГ-20 (оба в виде порошков), а также в областях разрушения паяных швов, образовавшихся при механических испытаниях на срез образцов паяных соединений, изготовленных с применением указанных припоев. Измерение рентгеновской дифракции проводили с помощью дифрактометра ДРОН-7 с кобальтовым антикатодом. Площадь анализируемой поверхности образцов составляла около 10 мм². Качественный анализ проводили по базе данных, основанной на картотеке PDF2 (НПО «Буревестник»).

Фрактографические исследования поверхностей разрыва, образовавшихся в результате механических испытаний образцов паяных соединений, проводили с помощью сканирующего электронного микроскопа Quanta Inspect S в режиме вторичных электронов при ускоряющем напряжении 30 кВ.

Результаты и обсуждение

Для наглядного представления общих тенденций при механических испытаниях был проведен расчет средних значений предела прочности для каждой серии механических испытаний на пяти образцах паяных соединений (рис. 3).

Наиболее стабильные результаты испытаний получены для образцов соединений, паяных припоем ПЖГ-20. Разброс значений предела прочности не превышает 24 %. Повышение температуры механических испытаний приводит к ожидаемому уменьшению предела прочности. Выдержка в ТЖМТ также приводит к уменьшению предела прочности.

Для образцов соединений, паяных припоем ВПр7 и не подвергавшихся коррозионным испытаниям, разброс значений предела прочности не превышает 22%. После коррозионных испытаний наблюдается почти четырехкратное различие в значениях предела прочности при температуре 620°С. Выдержка в ТЖМТ приводит к кратному уменьшению предела прочности. Повышение температуры механических испытаний приводит к ожидаемому уменьшению предела прочности.

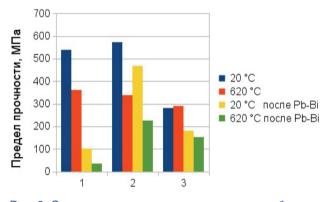


Рис. 3. Средние значения предела прочности образцов паяных соединений, изготовленных с использованием припоев: $1-\mathsf{B}\mathsf{\Pi}\mathsf{p}\mathsf{7}, 2-\mathsf{\Pi}\mathsf{Ж}\mathsf{\Gamma}\mathsf{-20}, 3-\mathsf{\Pi}\mathsf{\Gamma}\mathsf{-1}\mathsf{7}\mathsf{H}$

Для образцов соединений, паяных припоем ПГ-17H, разброс значений предела прочности такой, что невозможно подтвердить ожидаемое уменьшение предела прочности с ростом температуры. Невозможно также однозначно утверждать, что выдержка в ТЖМТ приводит к уменьшению предела прочности, поскольку после коррозионных испытаний были получены как многократно пониженные значения предела прочности, так и значения, превышающие пределы прочности, полученные при механических испытаниях образцов, не подвергавшихся коррозионным испытаниям.

Металлографические исследования проведены на образцах паяных соединений, не подвергавшихся (рис. 4—6) и подвергавшихся (рис. 7—9) коррозионным испытаниям. Припои ВПр7, ПГ-17Н и ПЖГ-20 полностью заполняют швы с образованием галтелей (рис. 4—6).

В шве, паяном припоем ВПр7 и не подвергавшегося коррозионным испытаниям (рис. 4), обнаружена ячеистая структура с характерным размером ячеек 50 мкм. Между паяемой сталью и паяным швом наблюдается четкая граница раздела. В паяном шве присутствуют поры, размером до 13 мкм. В срединной области паяного шва обнаружены трещины, ориентированные вдоль паяемых поверхностей.

В шве, паяном припоем ПГ-17Н и не подвергавшегося коррозионным испытаниям (рис. 5), дефекты в виде пор и раковин не обнаружены. В области, удаленной от галтелей, структура паяного шва однородная, структурные составляющие неразличимы. В области галтельной части паяного шва присутствуют две структурные составляющие.

В шве, паяном припоем ПЖГ-20 и не подвергавшегося коррозионным испытаниям (рис. 6), обнаружены две структурные составляющие, слабо различающиеся по контрасту. К границам раздела между паяемой сталью и паяным швом прилегают более светлые области структуры. Более темные области расположены во внутренней части паяного шва и внутренней части галтели.

Микроструктура соединения, паяного припоем ВПр7 и прошедшего коррозионные испытания, представлена на рис. 7. Коррозия привела к появлению в паяном шве пор и протяженных полостей, а также участков фронтального и межзеренного поражения стали ЭП823-Ш вдоль границы раздела паяного шва со сталью. Очевидно, низкая прочность соединений, паяных припоем ВПр7, является результатом разрушения паяного соединения по наблюдаемым дефектам паяного шва. В области галтельной части паяного шва глубина коррозии паяемой стали достигла глубины 140 мкм, а в области паяного шва, удаленной от галтельной части, коррозия стали достигла глубины 30 мкм.

Микроструктура соединения, паяного припоем ПГ-17Н и прошедшего коррозионные испытания (рис. 8) не имеет существенных отличий от микроструктуры паяного соединения, не подвергавшегося коррозионным испытаниям. На свободной поверхности галтельной части паяного шва, по-видимому, присутствует пористый оксидный слой, толщиной до 15 мкм. Этот слой по цвету и структуре похож на оксидный слой, обнаруженный на поверхности паяемой стали ЭП823-Ш во всех образцах паяных соединений, прошедших коррозионные испытания. В остальной части паяного шва следы взаимодействия с ТЖМТ не обнаружены.

Микроструктура соединения, паяного припоем ПЖГ-20 и прошедшего коррозионные испытания, на участке, удаленном от галтельной части паяного шва имеет заметное сходство со структурой паяного соединения, не подвергавшегося коррозионным испытаниям (рис. 9). В галтельной части паяного шва, присутствуют многочисленные трещины, ориентированные перпендикулярно границе раздела между паяемой сталью и паяным швом. В области границ раздела между паяемой сталью и паяным швом хорошо видны изменения структуры, стимулированные взаимной диффузией компонентов припоя и паяемой стали ЭП823-Ш.

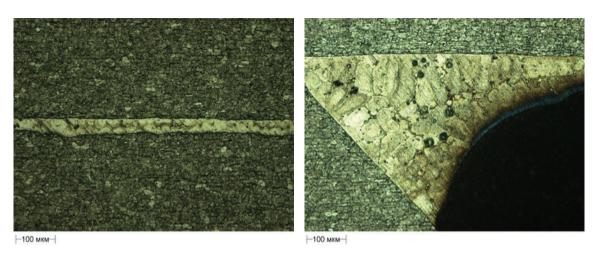


Рис. 4. Микроструктура шва, паяного припоем ВПр7, в образце, не подвергавшемся коррозионным испытаниям

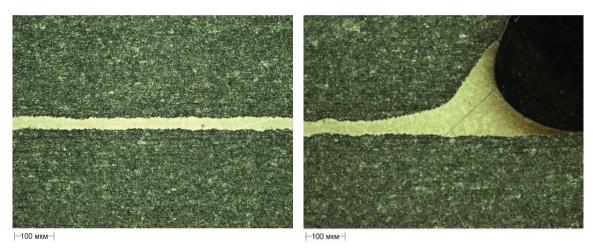


Рис. 5. Микроструктура шва, паяного припоем ПГ-17H, в образце, не подвергавшемся коррозионным испытаниям

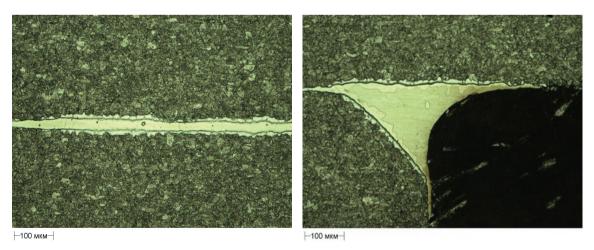


Рис. 6. Микроструктура шва, паяного припоем ПЖГ-20, в образце, не подвергавшемся коррозионным испытаниям

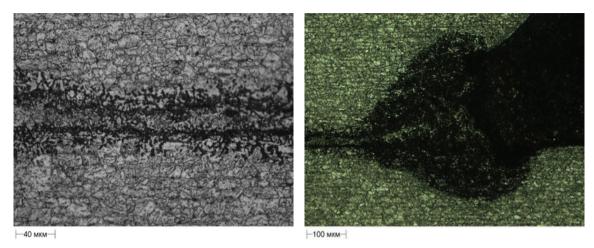


Рис. 7. Микроструктура шва, паяного припоем ВПр7, после коррозионных испытаний

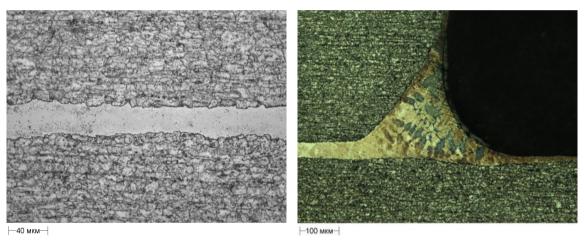


Рис. 8. Микроструктура шва, паяного припоем ПГ-17H, после коррозионных испытаний

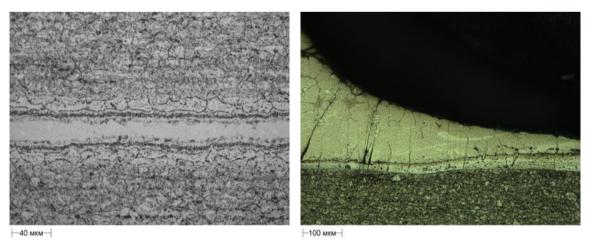


Рис. 9. Микроструктура шва, паяного припоем ПЖГ-20, после коррозионных испытаний

Результаты РФА исходных припоев представлены в таблице 2.

Результаты РФА областей разрушения паяных швов, образовавшихся при механических испытаниях на срез образцов паяных соединений, не подвергавшихся коррозионным испытаниям, представлены в таблице 3. В областях разрушения образцов соединений, паяных припоем ПЖГ-20, доминирует α -фаза и присутствуют следы γ -фазы. В областях разрушения образцов паяных соединений, созданных с использованием припоев ВПр7 и ПГ-17H, доминирует γ -фаза, присутствуют следы α -фазы. В отличие от паяных соединений, в образцах исходных припоев ВПр7 и ПГ-17H α -фаза не была обнаружена.

Таблица 2. Результаты рентгенофазового анализа исходных припоев

Марка припоя	Фазовый состав	Параметр кристаллической решетки, Å
ВПр7	γ-фаза на основе Ni	$3,620 \pm 0,005$
ПГ-17Н	следы γ-фазы на основе Ni возможно фаза Mn₃₄Ge возможно фаза Ge	_
ПЖГ-20	α-фаза на основе Fe следы твердого раствора (γFe, Ni)	2,866 ± 0,005 -

Таблица 3. Результаты рентгенофазового анализа областей разрушения, образовавшихся при механических испытаниях на срез образцов паяных соединений, не подвергавшихся коррозионным испытаниям

Марка припоя	Температура испытаний (предел прочности)	Фазовый состав
ВПр7	20 °C (616 MΠa)	твердый раствор (γFe, Cr, Ni) следы α-фазы на основе Fe
ВПр7	620 °C (378 МПа)	твердый раствор (γFe, Cr, Ni) следы α-фазы на основе Fe
ПГ-17Н	20 °C (329 M∏a)	твердый раствор (γFe, Cr, Ni) α-фаза на основе Fe возможно: фаза Mn _{3.4} Ge, фаза Ge
ПГ-17Н	620 °C (314 МПа)	твердый раствор (γFe, Cr, Ni) α-фаза на основе Fe возможно: фаза Mn _{3.4} Ge, фаза Ge
ПЖГ-20	20 °C (610 MΠa)	$lpha$ -фаза на основе Fe следы твердого раствора (γ Fe, Cr, Ni)
ПЖГ-20	620 °C (353 МПа)	α-фаза на основе Fe следы твердого раствора (γFe, Cr, Ni)

Результаты РФА областей разрушения паяных швов, образовавшихся при механических испытаниях на срез образцов паяных соединений после коррозионных испытаний, представлены в таблице 4. В областях разрушения всех образцов паяных соединений присутствует α -фаза (твердый раствор на основе железа с ОЦК-решеткой). Кроме этого, в областях разрушения образцов паяных соединений, созданных с использованием припоев ПГ-17H и ПЖГ-20, присутствует фаза твердого раствора (γ Fe, Cr, Ni) на основе на основе железа, хрома и никеля с ГЦК-решеткой.

Фрактографические исследования проведены для областей разрушения, образовавшихся в результате механических испытаний при температуре 20 °C.

Таблица 4 – Результаты рентгенофазового анализа областей разрушения, образовавшихся при механических испытаниях на срез образцов паяных соединений, прошедших коррозионные испытания

Марка припоя	Температура испытаний (предел прочности)	Фазовый состав
ВПр7	20 °C (83 M∏a)	α -фаза на основе Fe Bi, Pb $_7$ Bi $_3$
ВПр7	620 °C (36 M∏a)	α -фаза на основе Fe возможно следы Me $_2$ O $_3$ и Me $_3$ O $_4$
ПГ-17Н	20 °C (168 MΠa)	α-фаза на основе Fe твердый раствор (γFe, Cr, Ni) возможно: фаза Mn _{3,4} Ge, фаза Ge
ПГ-17Н	620 °C (78 M∏a)	α-фаза на основе Fe твердый раствор (γFe, Cr, Ni)
ПЖГ-20	20 °C (442 MΠa)	α-фаза на основе Fe следы твердого раствора (γFe, Cr, Ni)
ПЖГ-20	620 °C (237 МПа)	α-фаза на основе Fe следы твердого раствора (γFe, Cr, Ni)

Излом соединения, паяного припоем ВПР7 и не подвергавшегося коррозионным испытаниям, является транскристаллитным. Структура излома свидетельствует о разрушении паяного соединения путем скола по паяному шву (рис. 10a).

Разрушение соединения, паяного припоем ВПР7, после коррозионных испытаний также произошло по паяному шву (рис. 10б). Коррозионные процессы привели к формированию пористой структуры излома.

Области разрушения соединений, паяных припоем ПЖГ-20, подвергавшихся и не подвергавшихся коррозионным испытаниям, в основном состоят из участков вязкого ямочного разрушения, чередующихся с участками небольшой протяженности хрупкого разрушения (рис. 11). Структура излома свидетельствует о высокой пластичности материала в области паяного шва.

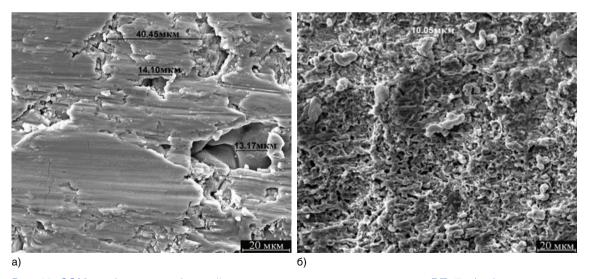


Рис. 10. СЭМ-изображения областей разрушения швов, паяных припоем ВПр7: а) образец, не подвергавшийся коррозионным испытаниям; б) образец, прошедший коррозионные испытания

Излом паяных соединений, паяных припоем ПГ-17H, подвергавшихся и не подвергавшихся коррозионным испытаниям, представляет собой сочетание областей транскристаллитного скола и межзеренного разрушения. Разрушение паяных соединений произошло по паяному шву.

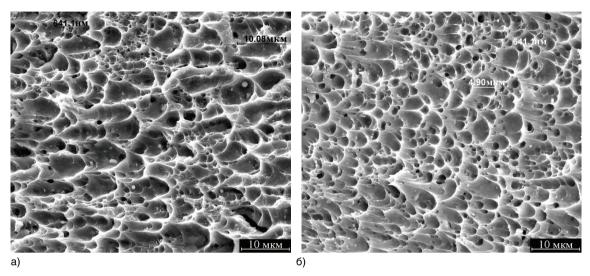


Рис. 11 СЭМ-изображения областей разрушения швов, паяных припоем ПЖГ-20: а) образец, не подвергавшийся коррозионным испытаниям; б) образец, прошедший коррозионные испытания

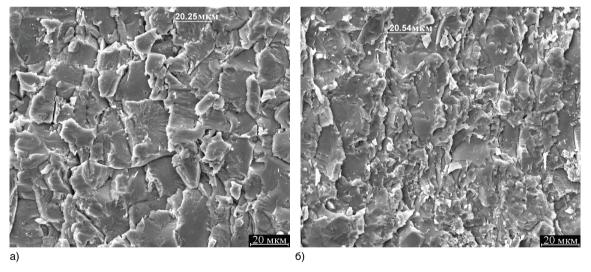


Рис. 12 СЭМ-изображения областей разрушения швов, паяных припоем ПГ-17Н: (a) образец , не подвергавшийся коррозионным испытаниям; б) образец, прошедший коррозионные испытания

Выводы

1. Изменение структуры паяных швов и понижение прочности соединений, паянных припоем ПЖГ-20, в результате коррозионных испытаний связано с длительным воздействием высокой температуры при коррозионных испытаниях (температура 620 °С в течение 1000 часов).

- 2. Понижение прочности соединений, паянных припоем ВПр7, в результате коррозионных испытаний связано с деградацией структуры паянного шва, зоны сплавления и диффузионной зоны, вызванной коррозионным воздействием со стороны ТЖМТ.
- 3. Изменение структуры швов, паяных припоем ПГ-17H, в результате коррозионных испытаний связано с длительным воздействием высокой температуры при коррозионных испытаниях (температура 620°C в течение 1000 часов). При использовании припоя ПГ-17H, не удалось обеспечить стабильность механических свойств паяных соединений.
- 4. При использовании припоев ВПр7, ПГ-17H (оба на основе ГЦК-структуры) и ПЖГ-20 (на основе ОЦК-структуры) основу структуры паяных швов после коррозионных испытаний составляет α -фаза (твердый раствор на основе железа с ОЦК-структурой).
- 5. После коррозионных испытаний прочность соединений, паянных припоем ПЖГ-20, остается удовлетворительной. Припой ПЖГ-20 может быть рекомендован для использования при создании коррозионностойких паяных соединений элементов из стали ЭП823-Ш.

В. Д. Чебышев, Д. В. Кудашов, Ю. А. Орлов, Н. П. Соловьев

Исследование поведения конструкционных материалов в потоке натриевого теплоносителя

По разработанной схеме собран и установлен в контур стенда ЦУ-3М на выходе из основного нагревателя рабочий участок (РУ-1) для проведения испытаний образцов в натриевом теплоносителе.

Проведена выдержка восьми образцов из сварных соединений стали аустенитного класса различного типа в составе рабочего участка в натриевом теплоносителе стенда ЦУ-3М при температуре 600°C на временной базе не менее 1000 ч.

Перед проведением испытаний была проведена очистка натриевого теплоносителя с использованием холодной ловушки в режиме фильтрации. Отобрана проба натриевого теплоносителя для анализа на содержание металлических примесей. Произведено измерение температуры забивания пробкового индикатора для оценки чистоты натрия по содержанию примесей кислорода и водорода.

Проведена оценка коррозионной стойкости сварных соединений стали аустенитного класса трех типов после испытания в натриевом теплоносителе при температуре $600\,^{\circ}$ C в течение не менее $1000\,$ часов.

Разработаны схемы, собраны и установлены в контур стенда ЦУ-3М на выходе из основного нагревателя два рабочих участка (РУ-2 и РУ-3) для проведения испытаний образцов в натриевом теплоносителе при температуре 920 °C с целью дальнейшей оценки влияния натрия на служебные характеристики сплава марки 07X15H30B5M2 (ЧС81) и его сварных соединений.

Проведены испытания на длительную прочность в натриевом теплоносителе стенда ЦУ-3M:

- цилиндрических образцов из сплава марки 07X15H30B5M2 (ЧС81) и его сварных соединений в натриевом теплоносителе при температуре 920 °C на временной базе не менее 500 ч;
- трубчатых образцов из сплава марки 07X15H30B5M2 (ЧС81) и его сварных соединений, нагруженных внутренним давлением при двух уровнях напряжений (15 и 20 МПа), в потоке натриевого теплоносителя при температуре 920°С в течение 500 ч.

После испытаний проведено исследование натриевого теплоносителя на содержание примесей.

Проведена оценка влияния натриевого теплоносителя на служебные характеристики сплава марки 07X15H30B5M2 (ЧС81) и его сварных соединений.







Панель управления стенда



Сборка рабочего участка РУ-1 перед испытанием в потоке натриевого теплоносителя стенда ЦУ-3М при T = $600~^{\circ}$ C



РУ-2



РУ-3

Сборки рабочих участков РУ-2 и РУ-3 перед испытаниями в потоке натриевого теплоносителя стенда ЦУ-3M при $T = 920 \, ^{\circ} C$

О. Э. Левин, И. В. Архипов

Испытания материаловедческих образцов в свинцовом стенде

Подготовлены три рабочих участка с материаловедческими образцами в составе трех макетов ТВС из различных материалов: стали ЭП823-Ш в исходном состоянии и с различными покрытиями (обработка электронными пучками, МАО, ВТИП), ферритной стали. Выполнен монтаж рабочих участков в свинцовом стенде ЦУ-1М на выходе из основного нагревателя.

Проведены испытания на коррозионную стойкость в циркуляционном стенде со свинцовым теплоносителем материаловедческих образцов в составе трtх давальческих макетов ТВС из различных материалов (стали ЭП823-Ш в исходном состоянии и с различными покрытиями, а также образцов, изготовленных из трубы ферритной стали), при номинальных параметрах испытаний: температура 650° C; концентрация кислорода в свинцовом теплоносителе (1—4)· 10^{-6} % мас., длительность испытаний не менее 1000 часов.

По требованию Заказчика, на протяжении всего периода коррозионных испытаний, а также на начальном этапе работы стенда ЦУ-1М во время водородной регенерации и выходе на режим датчиками термодинамической активности кислорода проводился постоянный контроль содержания кислорода в потоке свинцового теплоносителя до и после участка загрузки материаловедческих образцов в составе макетов ТВС ($C[O] \ge 5 \cdot 10^{-8}$ % мас.).

Отклонений от заданного режима испытаний не наблюдалось.



Рабочий участок перед проведением испытаний в свинцовом стенде ЦУ-1М





Свинцовый стенд ЦУ-1М

Панель управленияи стенда

О. Э. Левин, В. И. Воскресенская

Доработка стенда для испытаний макетов изделий активной зоны и конструкционных материалов с обеспечением скорости теплоносителя не менее 3 м/с

Проведены коррозионные испытания макетов ИАЗ при штатных параметрах эксплуатации в циркуляционном высокотемпературном жидкометаллическом свинцовом стенде СМ-1 в обеспечение подтверждения коррозионной стойкости изделий активной зоны (ИАЗ):

- макета ТВС №1 длительностью не менее 2500 часов при штатном содержании кислорода и скорости теплоносителя в рабочем участке не менее 3 м/с;
- макета ТВС №2 с набором суммарного ресурса не менее 5000 часов при штатном содержании кислорода и скорости теплоносителя в рабочем участке не менее 3 м/с;
- макета ТВС №3 с набором суммарного ресурса не менее 3500 часов при штатном содержании кислорода и скорости теплоносителя в рабочем участке не менее 3 м/с;

 макета ТВС №4 с набором суммарного ресурса не менее 6000 часов при штатном содержании кислорода и скорости теплоносителя в рабочем участке не менее 3 м/с.

Выполнены материаловедческие исследования макета ТВС и материаловедческой сборки из сталей аустенитного класса после проведения испытаний в свинцовом стенде СМ-1 при пусковых пассивационных режимах со скоростью теплоносителя не менее 3 м/с при содержании кислорода в СТ в диапазоне $(1-4)\cdot 10^{-5}$ % мас. и соблюдении температурных режимов в течение 1000 часов.

Проведена обработка данных по состоянию поверхности макетов ИАЗ, полученных в результате исследований, для обоснования коррозионной стойкости ИАЗ.







Панель управления стенда



Внешний вид макета ТВС и рабочего участка перед испытаниями в потоке свинцового теплоносителя стенда СМ-1



Внешний вид рабочего участка с материаловедческой сборкой перед испытаниями в потоке свинцового теплоносителя стенда СМ-1

О. Э. Левин, Ю. А. Орлов

Материаловедческие исследования топливных, конструкционных и поглощающих материалов реактора БН-350 в горячей лаборатории ГНЦ РФ – ФЭИ

Работы по проектированию реактора БН-350 были начаты в начале 60-х годов, когда опыт проектирования твэлов и других компонент активной зоны быстрого энергетического реактора отсутствовал. Знания по поведению материалов при высокодозном облучении были крайне ограничены. Такие явления, как вакансионное распухание и радиационная ползучесть, были открыты лишь в 1967 году. Поэтому выбор конструкционных материалов для компонентов активной зоны проводился без учета этих явлений, в основном из общих соображений. Это привело к тому, что на начальном этапе работы реактора наблюдалась массовая разгерметизация и разрушение твэлов. Позднее появились проблемы при эксплуатации направляющих гильз СУЗ, изготовленных из высоконикелевого сплава ЭП-150. Для выяснения причин преждевременной разгерметизации и разрушения часть твэлов была транспортирована в горячую лабораторию ГНЦ РФ – ФЭИ. Так были начаты материаловедческие исследования топливных, конструкционных и поглощающих материалов реактора БН-350. В настоящей статье приводится краткий обзор проведенных исследований и отмечаются наиболее важные результаты.

Исследование конструкционных материалов

В таблице 1 приводится перечень штатных ТВС реактора БН-350, в различное время исследованных в горячей лаборатории ГНЦ РФ — ФЭИ. Исследование твэлов первой загрузки реактора БН-350 с выгоранием от 4,4 до 5,6 % т. а. показало, что их разгерметизация и разрушение происходит в результате образования множественных трещин, начинающихся на внутренней поверхности оболочек твэлов. Образованию трещин способствовала значительная коррозия и науглероживание внутренней поверхности оболочек при действии высоких окружных напряжений в оболочках твэлов. Проведенные исследования и последующие расчеты напряженно-деформированного состояния твэлов позволили перейти к усовершенствованной конструкции топливной сборки и увеличить выгорание топлива до 6 % т. а. Дальнейшая эксплуатация твэлов реактора БН-350 происходила без замечаний.

Изначально считалось, что ресурс направляющих гильз СУЗ реактора БН-350 будет очень большой, сравнимый со сроком эксплуатации реактора. Практика показала, что в результате низкотемпературного облучения гильз на начальном этапе работы реактора происходит значительное охрупчивание материала, приводящее к разрушению гильз. Проведенное в горячей лаборатории исследование гильзы КП-1, облученной до рекордной на тот момент повреждающей дозы 110 сна, установило полное охрупчивание ее наружных поверхностей и наличие большого количества трещин, идущих от слоя диффузионного хромирования в тело металла. Исследование гильзы ТК, облученной при более высокой температуре, выявило значительное и неравномерное распухание сплава ЭП-150, что привело к значительному искажению первоначальных размеров гильзы (удлинению, изгибу, искажению поперечного сечения).

Выявленные недостатки использованных конструкционных материалов обусловили необходимость разработки новых материалов с более высокой радиационной стойкостью. Для этого в реакторе БН-350 была облучена серия экспериментальных ТВС с новыми чехловыми и оболочечными материалами. Твэлы четырех таких ТВС были исследованы в горячей лаборатории ГНЦ РФ — ФЭИ (табл. 1). Главным образом исследования были направлены на обоснование работоспособности ТВС с шестигранными чехлами из ферритно-мартенситной стали ЭП-450. Измерение механических свойств материала шестигранных чехлов после облучения до максимальной повреждающей дозы 60 сна показало, что, несмотря на снижение пластичности стали ЭП-450 в нижних частях чехлов в результате низкотемпературного радиационного охрупчивания, они сохраняют свою работоспособность при высоком выгорании. Результатом этих исследований является то, что в настоящее время сталь ЭП-450 является штатным материалом для шестигранных чехлов ТВС и направляющих гильз СУЗ действующих быстрых реакторов БН-600 и БН-800.

Таблица 1. Характеристика исследованных ТВС реактора БН-350

Наименование ТВС	Материал оболочек твэлов	Материал чехла ТВС	Макс. выгорание, % т.а.	Макс. флюенс нейтронов, н/см², E>0	Макс. доза, сна	
	Ц	Ітатные сборки п	ервой загрузк	И		
П-98	ЭИ-847,А	0X18H10T	4,4	1,14×10 ²³	36	
Ц-17	ЭИ-847,А	0X18H10T	4,4	1,54×10 ²³	46	
П-52АТ	ЭИ-847,А	0X18H10T	5,4	1,37×10 ²³	42	
Ц-105	ЭИ-847,А	0X18H10T	5,6	1,98×10 ²³	55	
	Штатная сборка усовершенствованной конструкции					
ЦЦ-15T	ЭИ-847,А	08X16H11M3	6,0	1,7×10 ²³	47	
	Экспериментальные ТВС					
ОП-3	ЭИ-847,А ЭИ-847 х.д.	ЭП-450	9,84	1,55×10 ²³	47,5	
ОП-4	ЭИ-847,А	ЭП-450	11,8	1,1×10 ²³	49	
ОП-5	ЭП-450	ЭП-450	9,5	1,6×10 ²³	48	
ОП-6	ЭП-450	ЭП-450	11,2	1,88×10 ²³	60	
Гильзы СУЗ						
КП-1	ЭП-150		-	3,7×10 ²³	110	
TK	ЭП-	150	-	1,52×10 ²³	65	

Исследование топливных материалов

Концепция быстрых реакторов предусматривает использование МОКС-топлива. Но по причинам главным образом технологического характера реактор БН-350 эксплуатировался с топливом из обогащенного диоксида урана. Для разработки МОКС-топлива в активную зону реактора БН-350 была установлена серия экспериментальных ТВС со смешанным оксидным топливом. Твэлы четырех ТВС, облученных до различного уровня выгорания, были исследованы в горячей лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ (табл. 2). В результате исследования были определены закономерности распухания и выхода газообразных продуктов деления из МОКС-топлива, радиальное и осевое перераспределение плутония, характер внутритвэльной коррозии. Эти работы стали началом весьма длительного этапа перевода отечественных быстрых реакторов на МОКС-топливо. В настоящее время реактор БН-800 полностью переведен на смешанное оксидное топливо. Кроме этого, в горячей лаборатории ГНЦ РФ — ФЭИ исследовались и различные варианты виброуплотненного топлива.

Таблица 2. Характеристика ТВС с различными видами топлива

Наименование ТВС	Макс. выгорание, % т.а.	Макс. флюенс нейтронов, н/см², E>0	Макс. повреждающая доза, сна	
	Mo	ОКС-топливо		
TBC № 2	4,9	1,3 10 ²³	28	
TBC № 4	4,9	1,3 10 ²³	28	
TBC № 9	4,96	=	65	
Ц-11	9,7	-	62	
СВУТ-топливо				
Ц-585	4,7	1,02 10 ²³	30,2	
Микросферическое СВУТ-топливо				
ОП-9	9,0	1,6 10 ²³	51	

Исследование поглощающих материалов

В таблице 3 приведены характеристики исследованных в горячей лаборатории ГНЦ РФ – ФЭИ поглощающих стержней СУЗ. Были выполнены исследования как герметичных, так и негерметичных поглощающих стержней. Исследования проводились с целью определения основных повреждающих факторов и обоснования надежного ресурса их эксплуатации. Полученные результаты позволили дать обоснованные рекомендации по работоспособности ПЭЛ реактора БН-350 до 300—365 эффективных суток.

Материаловедческие сборки

Для поручения данных по радиационной стойкости конструкционных материалов при высоких повреждающих дозах в реакторе БН-350 была облучена серия материаловедческих сборок. Конструкция сборок была разработана в АО «ОКБМ», оснащение сборок материаловедческими образцами проводилось в АО «ВНИИНМ». В состав сборок входили образцы:

- аустенитных сталей ЭИ-847, ЭП-172, ЧС-68, 0X18Н10Т,
- ферритно-мартенситных сталей ЭП-450, ЭП-823, ЭП-549,
- высоконикелевых сплавов ЭП-753, РЕ-16,
- чистые металлы Fe, Ni.

Таблица 3. Характеристика исследованных стрежней СУЗ

№ стержня	Тип	Наработка, эф. сут	Обогащение по В-10, %	Макс. выгорание бора, %	Рекомендации по ресурсу, эф. сут
AP, 1047-0	герметичный	66		6,4	165
A3, 1049-0	герметичный	66		3,5	170
A3, 1049-A	герметичный	75		3,5	216
A3, 1049-A	герметичный	206	60	3,8	365
АЗ, 1049-Б	негерметичный	305	60	7,3	365
TK, 1051-A	герметичный	194		6,2	365
AP, 1047-A	негерметичный	187		10,7	300
AP, 1047-A	негерметичный	267		14,2	300
A3-TK	герметичный	194	86—93	18,5	-
AP, 1047-0	герметичный	167	60	8,3	-

В горячей лаборатории ГНЦ РФ – ФЭИ было исследовано десять материаловедческих сборок с образцами в виде ампул под давлением, малогагаринских образцов, колец Одинга облученных при температурах 330—700 $^{\circ}$ C в диапазоне повреждающих доз от 20 до 91 сна. Всего было исследовано более 10 000 образцов.

К наиболее значимым результатам проведенных исследований следует отнести:

- данные по характеристикам распухания и радиационной ползучести аустенитных и ферритно-матренситных сталей, высоконикелевых сплавов, облученных в широком диапазоне температуры и повреждающей дозы;
- данные по изменению механических свойств и микроструктуры аустенитных и ферритно-матренситных сталей, высоконикелевых сплавов под действием высокодозного облучения;
- выявленные закономерности высокотемпературного радиационного охрупчивания аустеритных нержавеющих сталей и данные по длительной прочности облученных аустенитных и ферритно-мартенситных сталей.

Важность полученных результатов трудно переоценить, большинство полученных данных актуально и в настоящее время.

В работах по послереакторным исследованиям топливных, конструкционных и поглощающих материалов реактора БН-350 в разное время принимало большое число работников горячей лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Ниже приведен лишь список основных участников этой работы: Быков В. Н., Дмитриев В. Д., Руденко В. А., Конобеев Ю. В., Галков В. И., Поролло С. И., Хабаров В. С., Щербак В. И., Вахтин А. Г., Воробьев А. Н., Шаповалов В. Г., Александров Ю. И., Дворяшин А. М., Шулепин С. В., Иванов А. А., Мосеев Л. И., Кирьянов Б. С., Девятченок Г. С., Климов В. Д., Тарасиков В. П., Мельниченко Н. А., Гентош А. И.

С. И. Поролло, А. М. Дворяшин, В. П. Тарасиков, А. А. Иванов, С. В. Шулепин

Влияние облучения на кристаллическую структуру карбида бора

Карбид бора можно рассматривать как своеобразную фазу внедрения группы атомов углерода в пустоты, приближающиеся к плотной упаковке икосаэдров бора (B_{12}), так что химическую формулу карбида бора следует записывать как $B_{12}C_3$ [1]. Одной из наиболее важных характеристик представляется стабильность кристаллической структуры при облучении нейтронами, т. к., в частности, даже незначительные изменения параметров решетки могут привести к существенному изменению всего комплекса физико-механических свойств, таких как теплопроводность, электропроводность, прочность и т. д.

Теория радиационного повреждения для подобных соединений еще не создана. Поэтому изучение природы дефектов, возникающих в карбиде бора под облучением, и их эволюции в зависимости от различных внутренних и внешних факторов имеет большое научное и практическое значение.

Материал и методы исследований

Исследуемые образцы представляли собой блочки синтезированного карбида бора, содержащего до 60 % изотопа 10 B, изготовленные методом горячего прессования при температуре 2000 $^{\circ}$ C, плотность 2,1±0,1 г/см 3 [2].

Облучение образцов (блочков) проходило в спектре быстрого реактора БН-350. Для исследования отбирались образцы с расчетной температурой облучения от 320 до 430 °C — низкотемпературное облучение и от 450 до 670 °C — высокотемпературное облучение и выгораниях от 1×10^{21} до 6×10^{21} захв/см³ [3, 4].

Рентгенографически исследовали кристаллическую структуру и фазовый состав облученных образцов на аппарате ДРОН-1 с использованием хромового излучения. Точность определения параметров решетки составила: a = +0,0002 нм, c = +0,0004 нм [3].

Результаты

Рентгеноструктурный анализ исходного и облученного карбида бора проводился с целью изучения влияния облучения на параметры кристаллической решетки и фазового состава в зависимости от температуры облучения и выгорания бора. Во всех расчетах структура карбида бора рассматривалась как гексагональная система, а параметры определялись по линиям (110), (021) и (104).

Значения параметров решетки для необлученного (исходного) карбида бора равны: a = 0,5608 нм, c = 1,2085 нм. Облучение приводит к нарушениям в кристаллической структуре карбида бора, которое выражается в изменении параметров элементарной ячейки, появлении диффузного рассеяния, уширении дифракционных максимумов [3].

Форма дифракционных максимумов

Для всех исследованных образцов после облучения наблюдалось аномальное рассеяние рентгеновских лучей, в первую очередь от базисных или близких к ним плоскостей, выражавшееся в появлении рядом с брегговским пиком со стороны больших углов размытого в той или иной степени диффузного максимума (на рис. 1 они показаны пунктирной линией).

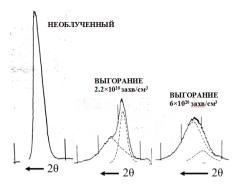


Рис. 1. Профиль дифракционного максимума (104)

Зависимость эффекта аномального рассеяния от выгорания наиболее отчетливо проявлялась для низкотемпературного (320—430 °C) облучения (рис.1). Видно, что с ростом выгорания происходило резкое перераспределение интенсивности отражения от одной и той же плоскости между брэгговским и диффузным максимумом в сторону увеличения диффузного рассеяния.

При больших выгораниях более отчетливо обнаруживался указанный эффект от плоскостей, составляющих с базисом более значительные углы.

Уширение брэгговских максимумов

Уширение на половине высоты максимума определялось для линий (110), (021) и (104), причем в последнем случае предварительно проводилось разделение суммарного рассеяния на брэгговское и диффузное. Результаты измерения для низкотемпературного (320—430 °C) и высокотемпературного (450—670 °C) облучения представлены на рисунках 2 и 3 соответственно. Видно, что на кривых уширения существует две области для небольших выгораний и температур уширение линий практически одинаково или отсутствует вообще и не зависит от дозы облучения; для больших же выгораний и температур величина его тем больше, чем меньше угол между базисной и данной плоскостью, с ростом дозы и температуры облучения уширение увеличивалось и при низкотемпературном облучении стремилось к насыщению, а при высокотемпературном проходило через максимум.

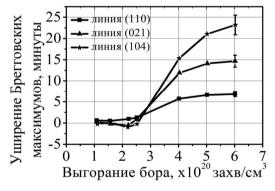


Рис. 2 Изменения уширения брэгговских максимумов от выгорания бора при температурах облучения 330—430 °C

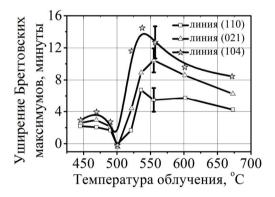


Рис. 3. Изменения уширения брэгговских максимумов от температуры облучения

Изменение параметров и объема элементарной ячейки

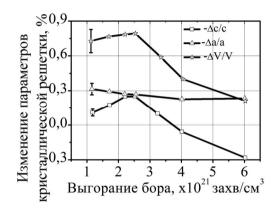
Определение параметров решетки проводилось в основном по линиям (110), (104) и (021) в связи с тем, что прецизионные линии (особенно с большим индексом // имели очень малую интенсивность при больших выгораниях.

Для того чтобы показать характер изменения параметров решетки в зависимости от условий облучения, полученные результаты были представлены в виде двух кривых: от степени выгорания бора (рис. 4) и от температуры облучения (рис. 5). Как видно из

рисунков, при малых выгораниях до $(1,5-2)\times10^{21}$ захв/см³ в обоих случаях наблюдался рост параметров a и c, при этом изменение параметра a уже при минимальных исследованных выгораниях имело тенденцию к насыщению, а параметр c постоянно увеличивался с выгоранием. Для более высоких выгораний наступало различие в характере изменений параметров.

В случае низкотемпературного облучения (рис. 4) прирост периода решетки a практически не изменялся вплоть до самых больших выгораний, в то время как прирост c снижался и становился отрицательным.

Во втором случае (облучение при более высоких температурах, рис. 5), наблюдалось плавное снижение прироста a до нулевых значений, а параметр c резко уменьшался и прирост его достигал отрицательных значений, а затем восстанавливался до исходной величины.



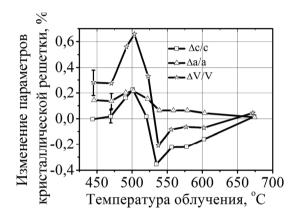


Рис. 4. Изменения параметра кристаллической решетки В₄С от выгорания бора при температурах облучения 330—430 °C

Рис. 5. Изменения параметра кристаллической решетки В₄С от температуры облучения

Обсуждение результатов

Известно, что рентгеноструктурные методы исследования являются косвенными, поэтому интерпретация результатов должна проводиться в рамках определенной, заранее построенной модели. В данной работе рентгенографические эффекты, обусловленные нарушениями в кристаллической структуре карбида бора в результате облучения, рассматривались с позиций теории Кривоглаза М. А. [5].

Согласно этой теории, все дефекты в кристаллах по наблюдаемым рентгенографическим эффектам можно разделить на два класса: точечные или ограниченные в трех измерениях и протяжные в одном или двух измерениях.

Первые приводят к ослаблению интенсивности δ -образных брэгговских отражений, сдвигу линий и появлению диффузного рассеяния; вторые — к уширению линий и повышению диффузного фона вблизи узлов обратной решетки.

При облучении карбида бора в быстром реакторе происходят следующие процессы; бомбардировка нейтронами атомов решетки, взаимодействие продуктов ядерной реакции B^{10} (n, α) Li^7 с атомами решетки и накопление трансмутантных атомов лития и гелия. Таким образом, радиационное повреждение в карбиде бора складывается из образования точечных дефектов и примесных атомов.

Однако, как следует из работ [6], [7], при наблюдении в электронном микроскопе единственной формой радиационных повреждений являются скопления гелия.

При низкотемпературном облучении (рис. 4) после достижения максимума в увеличении периодов решетки начинается плавное снижение, наиболее заметное для параметра c, который при больших выгораниях становится меньше исходного, что означает сжатие решетки в этом направлении. С увеличением выгорания интенсивность брэгговских максимумов ослабевает, особенно для базисных и близких к ним плоскостей, а при выгорании 6×10^{21} захв/см³ рефлексы от этих плоскостей становятся очень малыми, т. е. исчезает дальний порядок в направлении оси c. Таким образом, наблюдается тенденция к аморфизации материала, и можно предложить следующий механизм этого процесса: сначала теряется кристалличность в направлении оси c, а затем, по мере накопления дефектов, и в других направлениях, составляющих c осью c все более значительные углы.

При высокотемпературном облучении (рис. 5), начиная примерно с 510 °C, решающую роль в трансформации дефектов играет температура. Подвижность внедрений увеличивается, что обеспечивает быстрое образование более выгодных в энергетическом отношении скоплений, ориентированных также параллельно базису. Литературные данные по исследованиям облученного карбида бора методом трансмиссионной электронной микроскопии указывают на образование при температуре облучения 500 °C малых газовых полостей [6]. Таким образом, можно ожидать, что образующиеся после 500 °C скопления являются газовыми полостями. Итак, облучение приводит к повреждению кристаллической структуры B_4 C, причем примерно до 500 °C основную роль в формировании типа дефектов играет выгорание, а выше — температура.

Заключение

- 1. При облучении в широком интервале выгораний и температур установлено две области в структурных изменениях карбида бора:
- а) низкотемпературная (до 500 $^{\circ}$ C), в которой гелий в виде точечных внедрений или небольших ограниченных скоплений удерживается решеткой;
- б) высокотемпературная (выше 500 °C), когда начинается выход гелия из решетки с образованием газовой фазы.
- 2. Облучение приводит к изменению кристаллической структуры В₄С, причем примерно до 500 °C основную роль в формировании типа дефектов играет выгорание, а выше температура.

Литература

- 1. Кислый П.С., Кузенкова М.А., Боднарук Н.И., Грабчук Б.Л. Карбид бора // Киев: Наукова думка, 1988. 216 с.
- 2. Рисованный В.Д., Захаров А.В., Клочков Е.П., Гусева Т.М. Бор в ядерной технике. Димитровград: ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 2003. (с. 246—258). 345 с. ISBN 5-9483-016-7.
- 3. Климов В.Д., Тарасиков В.П., Алексеев Ю.В., Пинчук П.Г. Влияние нейтронного облучения на кристаллическую структуру и теплопроводность карбида бора // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1977. Выпуск 1(4). С. 95—99.
- 4. Щербак В.И., Тарасиков В.П., Быков В.Н., Руденко В.А. Радиационные повреждения в облученном нейтронами карбиде бора // Атомная энергия. 1986. Т. 60. Вып. 3. С.190—193.
- 5. Кривоглаз М.А. Теория рассеяния рентгеновских лучей и тепловых нейтронов реальными кристаллами. М.: «Наука»,1967. 336 с.
- 6. Щербак В.И., Тарасиков В.П. Образование и устойчивость гелиевых пор в форме дисков при больших сверхравновесных давлениях // Физика и химия обработки материалов. 1995. № 6. С. 18—22.

7. Тарасиков В.П. Электронно-микроскопические исследования карбида бора, облученного в быстром реакторе // Атомная энергия. — 2009. — Т. 106. — Вып. 3. — С. 173—176.

В. П. Тарасиков, Ю. В. Алексеев

Результаты послерадиационных исследований стержней СУЗ быстрых реакторов

В процессе разработки и обоснования органов регулирования быстрых реакторов, в первую очередь реакторов БН-350 и БН-600 и проекта реактора БН-800, были проведены обширные исследования в области физики, технологии и материаловедения, рассмотрено и опробовано множество технических решений и идей [1]—[3].

На основании многолетних исследований (1970—2001 гг) в ФЭИ были получены эмпирические зависимости по влиянию степени выгорания и температуры на объемные изменения поглотителя, наиболее приемлемого для быстрого спектра нейтронов, — карбида бора. Изучена структура, теплофизические свойства и газонакопление в карбиде бора в процессе облучения и его совместимость с конструкционными материалами [4]—[9].

Определены основные характеристики радиационной стойкости карбида бора:

- средние значения изменения диаметра таблеток 0,7 % и 1,0% на 10^{21} захв/см³ для обогащенного (60—92) $\%^{10}$ В и естественного карбида бора, соответственно;
- при выгорании более 15×10^{20} захв/см³ рекомендуется использовать значение теплопроводности карбида бора, равное 4,0 Вт/(м⋅K);
- выход гелия из поглотителя при выгорании выше 15×10^{20} захв/см 3 в области рабочих температур равно 20 %.

При облучении карбид бора подвержен растрескиванию. По характеру трещин можно выделить три возможных механизма растрескивания:

Первый — воздействие термических напряжений, приводящих к образованию трещин, направленных от поверхности таблетки внутрь ее; массовое радиальное растрескивание наблюдается при перепаде температур по радиусу (110—120) °C.

Второй — появление напряжений, связанных с неравномерностью выгорания бора по сечению таблетки. Он проявляется в виде дугообразных трещин на торцах таблеток.

Третий механизм обусловлен нарушением межзеренных связей в поглотителе под влиянием продуктов реакции 10 В (n, α) 7 Li и реализуется в виде растрескивания за счет множественных микротрещин при достижении выгорания (40—60)×10 20 захв/см 3 .

ФЭИ проводил работу совместно с МЗП, ОКБМ, НИИАР, ВНИИНМ, МАЭК, Белоярской АЭС и другими организациями по изучению поглощающих материалов и послерадиационным исследованиям стержней СУЗ реакторов на быстрых нейтронах. Результаты исследования были использованы в процессе создания высокоэффективных и экономичных органов управления быстрых реакторов [10]—[12].

Литература

- 1. Вознесенский Р.М., Горбатов Н.Е., Матвеев В.И., Смирнов В.П., Жучков И.И., Самойлов О.Б., Вотинов С.Н., Гольцев В.П., Грязев В.М., Гусева Т.М., Краснояров Н.В., Прохоров В.И., Кузнецов С.А., Меламед В.Е., Неворотин В.К., Пономаренко В.Б. Стержни регулирования быстрых энергетических реакторов / Сб. д-дов 2-го симпозиума стран членов СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Обнинск, 1–5 октября 1973 г. Обнинск, ФЭИ, 1975, том 1. С. 495—533.
- 2. Климов В.Д., Матвеев В.И., Арабей Б.Г., Вознесенский Р.М., Тарасиков В.П., Горбатов Н.Е., Беспалов А.Г., Лузин В.П., Матвейчук Л.С., Пшакин Г.М. Испытания образцов поглощающих элементов быстрых энергетических реакторов в реакторе БР-5 / Сб. д-дов 2-го симпозиума стран членов СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Обнинск, 1–5 октября 1973 г. Обнинск, ФЭИ, 1975, том 2. С. 713–737.
- 3. Гольцев В.П., Гусева Т.М., Неворотин В.К., Пономаренко В.Б. [и др.] Влияние облучения на свойства борсодержащих поглощающих материалов // Атомная энергия. 1971. Т. 30. Вып. 2. С. 239—245.
- 4. Климов В.Д., Тарасиков В.П., Алексеев Ю.В., Пинчук П.Г. Влияние нейтронного облучения на кристаллическую структуру и теплопроводность карбида бора // Вопросы атомной науки и техники, серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1977. Вып. 1(4). С. 95—99.
- 5. Щербак В.И., Тарасиков В.П., Быков В.Н., Руденко В.А. Радиационные повреждения в облученном нейтронами карбиде бора // Атомная энергия. 1986. Т. 60. Вып. 3. С.190—193.
- Tarasikov. V.P., Voznesenski R.M., Rudenko V.A. The experience of post irradiation investigations of the BN-600 Control rods // Proceeding of a Technical Committee meeting held in Obninsk, Russian Federation, 3–7 July 1995 / IAEA – TECDOC–884, 1996, P.153—160.
- 7. Тарасиков В.П., Вознесенский Р.М., Руденко В.А. Результаты послерадиационных исследований опытных стержней СУЗ реактора БН-600 отработавших 500 эффективных суток // Сборник докладов на Шестой Российской конференции по реакторному материаловедению. 11—15 сентября 2000 г., г. Димитровград. Т. 2, часть 2. С. 244—270.
- 8. Тарасиков В.П. Электронно-микроскопические исследования карбида бора, облученного в быстром реакторе // Атомная энергия. 2009. Т. 106. Вып. 3. С. 173—176.
- 9. Тарасиков В.П., Ершов Э.А. Взаимодействие карбида бора с хромистыми и хромоникелевыми сталями: Препринт ФЭИ-3280, Обнинск, 2018. 24 с.
- 10. Matveev V.I., Ivanov A.P., Voznesenski R.M., Evdokimov V.P. Review of Technical Approaches and Solutions for LMFR Control Rods Development / Proceeding of a Technical Committee meeting held in Obninsk, Russian Federation, 3–7 July 1995 / IAEA – TECDOC-884, 1996, P.11–18.
- 11. Efremov A.I., Ryakhovskikh V.I., Ponomarehko V.B., Chernyshov V.M. Development and improvement of control rods for the BN-350 and BN-600 reactors / Proceeding of a Technical Committee meeting held in Obninsk, Russian Federation, 3–7 July 1995 / IAEA – TECDOC-884, 1996, P.19–32.
- Alexandrov Yu.K., Vasiliev B.A., Iskhakov S.A., Mishin O.B., Rogov V.A., Shabalin A.S. Experience of the BN-600 Reactor Control Rods Development / Proceeding of a Technical Committee meeting held in Obninsk, Russian Federation, 3-7 July 1995 / IAEA – TECDOC-884, 1996, P.33–45.

В. П. Тарасиков

Изменения параметров кристаллической структуры облученного карбида бора при длительных отжигах

Облучение карбида бора приводит к нарушениям в кристаллической структуре карбида бора, которое выражается в изменении параметров элементарной ячейки, появлении диффузного рассеяния, уширении дифракционных максимумов. На основании полученных результатов делается вывод о типе дефектов и их эволюции в процессе облучения [1].

Материал и методы исследований

Исследуемые образцы представляли собой блочки синтезированного карбида бора, содержащего до 60 % изотопа 10 B, изготовленные методом горячего прессования при температуре 2000 $^{\circ}$ C, плотность 2,1±0,1г/см 3 [1]—[4].

Облучение образцов (блочков) проходило в спектре быстрого реактора БН-350. Для исследования отбирались образцы с расчетной температурой облучения от 320 до 430 °C — низкотемпературное облучение и от 450 до 670 °C — высокотемпературное облучение [1], [4]—[6].

Выгорание В¹⁰ по пробам исследуемых образцов проводилось с использованием масс-спектрометрического анализа. Выгорание бора-10 определялось по соотношению:

$$B^{10} = (1 - R_{obn}/R_{wex.}) \cdot 100$$
, at. %,

где $R_{\text{обл}}$, $R_{\text{исх.}}$ — отношение атомных концентраций бора-10 к бору-11 в облученном и исходном образце, соответственно. Значения отношений B^{10}/B^{11} определены с точностью $\pm 1,2$ %, а значения выгорания бора-10 с точностью $\pm 2,2$ %.

Отжиг проводили в высокотемпературной вакуумной печи при давлении ~10⁻³ Па.

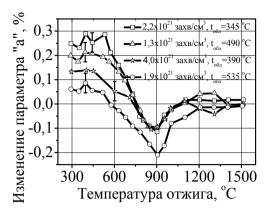
Рентгенографически исследовали кристаллическую структуру и фазовый состав облученных образцов на аппарате ДРОН-1 с использованием хромового излучения. Точность определения параметров решетки составило; $a = \pm 0,0002$ нм, $c = \pm 0,0004$ нм [5].

Послерадиационный отжиг

Для изучения термической устойчивости накопленных дефектов был проведен отжиг в течении 60 часов от 300 до 1500 °C облученных образцов карбида бора, которые были исследованы в работе [1], [4]. По возможности были выбраны образцы, характеризующиеся экстремальными изменениями периодов решётки после облучения: для низкотемпературного облучения (ниже 500 °C) с выгоранием $(2,1-4)\times10^{21}$ захв/см³, а для высокотемпературного облучения (выше 500 °C) с выгоранием $(1,3-1,9)\times10^{21}$ захв/см³.

В процессе отжига изучались изменения параметров, объема элементарной ячейки и перераспределения интенсивности между брегговским и диффузным максимумами рефлекса линии (104). Результаты приведены на рисунках 1–4.

Как видно из рис. 1 и 2 изменение параметров решетки для всех образцов имело одинаковый характер; изменения начинались приблизительно от $500\,^{\circ}$ C, при этом параметр a уменьшался, а c — увеличивался. В районе 850— $1000\,^{\circ}$ C достигался экстремум в изменениях параметров и в дальнейшем с повышением температуры отжига они восстанавливались до исходных значений.



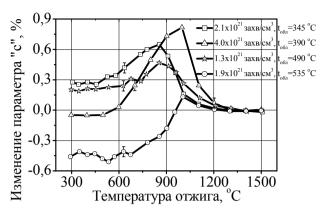


Рис. 1. Изменения параметра *а* кристаллической решетки карбида бора от температуры отжига для различных условий облучения

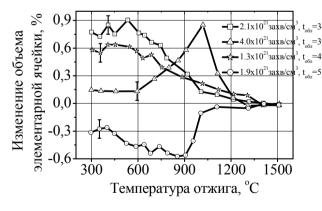
Рис. 2 Изменения параметра *с* кристаллической решетки карбида бора от температуры отжига для различных условий облучения

Для образцов, облучавшихся в низкотемпературной области (до 500 °C), уменьшение прироста параметра a и одновременное увеличение c с повышением температуры отжига объясняется выходом внедрений из базисных плоскостей в пустоты решетки. Возникающие при этом напряжения растягивают решетку по оси c, что должно вследствие направленности ковалентной связи сжимать ее в направлении оси a так, что параметр a становится меньше исходного [1], [4]—[8].

После достижения экстремальных значений в изменении параметров подвижность внедрений становится такой, что они выходят из решетки, при этом параметр c уменьшается. При этом уменьшаются вызванные внедрениями напряжения и, как следствие этого, возвращается к исходной величине значение параметра a.

На рис. З показано изменение объема элементарной ячейки.

Из рис. 4 можно заключить, что диффузное рассеяние отжигалось в довольно узком интервале температур от 800 до 1000 °C, а при более низких температурах соотношение между брегговским и диффузным рассеянием не менялось.



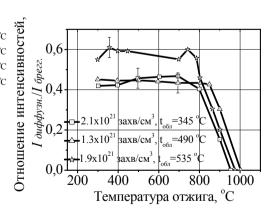


Рис. 3. Изменение объема элементарной ячейки карбида бора от температуры отжига для различных условий облучения

Рис. 4. Изменения отношения диффузного рассеяния к брегговскому для линии (104) в зависимости от температуры отжига

Анализируя отжиг диффузного рассеяния, необходимо подчеркнуть, что интенсивное ослабление его происходит на стадии восстановления параметров ($t_{\text{отж.}}$ = 800—1000 °C) т. е. связано с выходом внедрений из решетки. Для образца карбида бора, облученного при температуре 345 °C с выгоранием 2,1×10²¹ захв/см³, где измерение диффузного и брегговского рассеяния можно было провести наиболее точно, следует отметить некоторое увеличение диффузного рассеяния на первых стадиях отжига, начиная с температуры примерно 500 °C, т. е. с выхода внедрений из базиса в пустоты решетки.

Таким образом, вначале отжига происходит перераспределение внедренных атомов, которые удерживаются решеткой, а затем с ростом температуры внедрения выходят из решетки.

При отжиге образца, облученного в высокотемпературной области, принципиально могут происходить те же процессы, что и под облучением выше 530 °C, так как в том и другом случае основную роль играет температура, а именно: за счет микрорастрескивания, подхода термовакансий, ухода примесей на стоки давление в полостях уменьшается и параметр c начинает расти. Следует отметить лишь, что вначале отжига происходит некоторое дополнительное уменьшение этого параметра, связанное, вероятно, с добавочным выходом примесей из решетки в газовую полость, что увеличивает давление на матрицу и дополнительно ее сжимает. Одновременно снижаются значения параметра a и становятся даже меньше исходного. Если уменьшение прироста параметра a до нуля означает выход примесей из базисных плоскостей, то сжатие решетки в этом направлении заставляет предположить зарождение полостей, ориентированных под значительным углом к базису. Восстановление параметра а происходит при более высоких температурах и в гораздо большем интервале, чем при низкотемпературном облучении. Это можно объяснить тем, что «молодые» полости, зародившиеся во время отжига, отстают в своем развитии от уже имевшихся после облучения. Так как существует сжатие по оси а, решетка после восстановления параметра c вынуждена увеличиваться в этом направлении. Затем при более высоких температурах газовое давление снимается и параметры приходят к исходным значениям [1], [4].

Отжиг диффузного рассеяния происходит в том же интервале температур, что и у образцов, облученных в низкотемпературной области. Это должно означать, что, несмотря на образование самостоятельной газовой фазы в виде полостей, решетка удерживает еще некоторое количество примесей в небольших скоплениях до температур отжига 800—1000 °C [7], [8].

Выводы

Послерадиационный отжиг приводит к восстановлению параметров элементарной ячейки в интервале температур 500—1300 °C.

При отжиге образцов, облученных ниже $500\,^{\circ}$ С, можно отметить две ступени: вначале происходит трансформация дефектов внутри решетки, а затем выход из решетки с образованием газовой фазы.

При отжиге образца, облученного выше 500 °C, основную роль в изменениях кристаллической структуры играет эволюция газовых полостей.

Литература

1. Тарасиков В.П., Алексеев Ю.В. Влияние облучения на кристаллическую структуру карбида бора // Вопросы атомной науки и техники, серия: Материаловедение и новые материалы. — 2023. — Вып. 1(117).

- 2. Кислый П.С., Кузенкова М.А., Боднарук Н.И., Грабчук Б.Л. Карбид бора. Киев: Наукова думка, 1988. 216 с.
- 3. Рисованный В.Д., Захаров А.В., Клочков Е.П., Гусева Т.М. Бор в ядерной технике. Димитровград: ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 2003, 345 с. ISBN 5-9483-016-7. С. 246—258.
- 4. Алексеев Ю.В., Климов В.Д., Тарасиков В.П. Стабильность кристаллической структуры карбида бора : Препринт ФЭИ-1286, Обнинск, 1982. 20 с.
- 5. Климов В.Д., Тарасиков В.П., Алексеев Ю.В., Пинчук П.Г. Влияние нейтронного облучения на кристаллическую структуру и теплопроводность карбида бора // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1977. Выпуск 1(4). С. 95—99.
- 6. Щербак В.И., Тарасиков В.П., Быков В.Н., Руденко В.А. Радиационные повреждения в облучённом нейтронами карбиде бора // Атомная энергия. 1986. Т. 60. Вып. 3. С.190—193.
- 7. Щербак В.И., Тарасиков В.П., Особенности поведения пор в виде дисков с высоким сверхравновесным давлением гелия при высокотемпературных отжигах карбида бора // Физика и химия обработки материалов. 1993. №5. С. 55—61.
- 8. Тарасиков В.П. Электронно-микроскопические исследования карбида бора, облученного в быстром реакторе // Атомная энергия. 2009. Т. 106, вып. 3. С.173—176.

В. П. Тарасиков, Ю. В. Алексеев



ОТДЕЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

ОТДЕЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

Разработка способа переработки ЖРК цеха радиоактивных отходов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Надежное долговременное изолирование от биосферы радионуклидов, входящих в состав жидких радиоактивных отходов (ЖРО), — важная экологическая задача. Жидкие радиоактивные отходы образуются ежегодно как в результате деятельности объекта, так и при реализации рутинных мероприятий обеспечения радиационной безопасности. В большинстве случаев переработка ЖРО сводится к минимизации их объема путем классического выпаривания, с образованием жидких радиоактивных концентратов (ЖРК). ЖРК представляют собой высокосолевые радиоактивные отходы, часто с внушительным содержанием органических примесей [3]. В настоящее время в пунктах долговременного хранения радиоактивных отходов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» накоплены достаточно большие объемы ЖРК с концентрацией солей до 600 г/л, и состав ЖРК представлен в основном изотопами уран-238, америций-241, плутоний-139, цезий-137 [4].

Очистку ЖРК от альфа-нуклидов предлагается проводить сорбционным методом, предварительно снизив содержание органических примесей путем окисления раствором перманганата калия и последующей фильтрацией. Был проведен ряд исследований по очистке ЖРО, отобранных из емкостей-хранилищ цеха радиоактивных отходов. Всего было проанализировано 49 проб. В таблице 1 представлены полученные интервалы значений. Было выявлено, что такой способ позволяет снизить химическое потребление кислорода приблизительно в два раза, но этот этап не влияет на изменение активности радионуклидов [2].

Таблица 1. Эффективность этапа окисления ЖРК

Интервалы исходных характеристик проб					
Сухой остаток, г рН ХПК, гО/л					
700—750	14 200—300				
Интервалы характеристик проб после этапа окисления					
Сухой остаток, г рН ХПК, гО/л $K_{\!\scriptscriptstyle O4}$ $S,\%$					
600—650	14	100—150	1	0	

Большую роль в сорбционном этапе играет выбор подходящего сорбента, обладающего достаточной эффективностью, коэффициентом очистки и степенью извлечения. Для данной работы был предложен клиноптилолит — наиболее распространенный в природе осадочный минерал. Химическая и термическая устойчивость, способность к ионному обмену и молекулярно-ситовые свойства обеспечивают широкие возможности практического применения клиноптилолита [1]. При оценке эффективности обычного клиноптилолита была выявлена большая степень извлечения по альфа-нуклидам: 98,59 %, однако для бета-нуклидов обычный клиноптилолит неэффективен. С целью очистки ЖРК от бетануклидов были проведены методики модификации клиноптилолита в две формы: КЛН-1 и

КЛН-2. Наиболее эффективна по β -нуклидам форма КЛН-2, результаты представлены в таблице 2.

Таблица 2. Эффективность клиноптилолита и его модификаций

Модификации	Эффективность по альфа-нуклидам		Эффективность по бета-нуклидам	
сорбента	K _{оч}	<i>S</i> , %	K _{оч}	<i>S</i> , %
КЛН	66,60	98,59	1,96	48,00
КЛН-1	145,38	99,31	13	92,31
КЛН-2	16,60	94,00	4750,00	99,98

Наиболее целесообразно будет использовать несколько сорбционных колонн с разными модификациями сорбента, чтобы высокая степень очистки была как по альфа-, так и по бета-нуклидам.

Переработка ЖРО и ЖРК не заканчивается на стадии концентрирования, так как полученный продукт представляет еще большую опасность, чем исходные растворы [3]. После вывода из эксплуатации отработавшей сорбционной колонны предлагается дальнейшее ее осушение и размещение в НЗК.

Литература

- 1. Козлова Г.А., Вольхин В.В., Зильберман М.В. Получение и свойства композиционных ферроцианидных сорбентов, включающих ферроцианиды переходных металлов и силикагель // Химия и технология неорганических веществ. 2014. С. 95—97.
- 2. Легких К.Г., Смыков В.Б. Метод очистки жидких радиоактивных отходов и концентратов от органических примесей // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2014. № 3. С. 73—81.
- 3. Маркитанова Л.И. Проблемы обезвреживания радиоактивных отходов // Научный журнал НИУ ИТМО. Серия «Экономика и экологический менеджмент». 2015. № 1. С. 1—7.
- 4. Скоморохова С.Н., Коновалов Э.Е., Старков О.В., Кочеткова Е.А., Копылов В.С., Полетахина Т.В., Трифанова Е.М. Обезвреживание радиоактивных отходов щелочных металлов переработкой в щелочной раствор и отверждением в геоцементный камень // Технология натрия и сплава натрий-калий. 1999. № 3. С. 58—66.

К. Г. Легких, Е. А. Грушичева, Е. М. Трифанова, О. В. Раскач, Д. А. Фокина

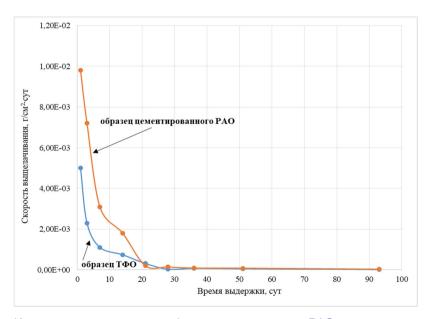
Определение соответствия продукта твердофазного окисления отработавшего натриевого теплоносителя критериям приемлемости к длительному хранению

Вывод из эксплуатации любого объекта использования атомной энергии (ОИАЭ) является неотъемлемой частью его «жизненного цикла» и вносит весомый вклад в обеспечение радиационной безопасности этого объекта. Концепция вывода из эксплуатации, согласно ФЗ-170 «Об использовании атомной энергии», должна быть проработана на

стадии принятия решения о создании ОИАЭ. Для быстрого реактора период окончательного останова осложняется необходимостью максимально безопасного обращения с отработанными радиоактивными (по ¹³⁷Cs) щелочными теплоносителями (ЩЖМТ).

Полигоном для разработки технологий вывода из эксплуатации реакторных установок типа БН является исследовательский реактор БР-10. К настоящему времени разработанным на БР-10 методом твердофазного окисления щелочных металлов (ТФО) переведено в пожаровзрывобезопасное состояние более 12 м³ сдренированного натрия [1]. Однако конечный продукт применения технологии иммобилизации РАО должен соответствовать критериям приемлемости для захоронения. Одним из таких критериев для шлакоподобных компаундов является скорость выщелачивания. Определение скорости выщелачивания радионуклидов из формы РАО рекомендуется выполнять с учетом ГОСТ Р 52126-2003. Для этого было произведено твердофазное окисление модельного образца натрия с добавлением хлорида цезия-137. Удельная активность образца продукта ТФО составила 3⋅105 Бк/кг. Образцы измельчали, после чего отбирали необходимую фракцию для последующих исследований. Контактную воду меняли через 1, 3, 7, 10, 14, 21, 28 суток. Далее измеряли удельную активность растворов после выщелачивания и вычисляли скорость выщелачивания цезия-137. Для сравнения полученных данных было аналогичным образом проведено определение скорости выщелачивания для модельных образцов цементированных РАО. Удельная активность образцов по цезию-137 составила 10⁵ Бк/кг. Кинетика выщелачивания отражена на рисунке. В соответствии с требованиями ГОСТ Р 51883-2002 к захоронению в бетонные могильники допускаются отвержденные PAO, скорость выщелачивания которых ниже 10⁻³ г/см² сут [2].

Согласно РБ-155-20 определение пористости производится для контроля значения других характеристик — в данном случае скорости выщелачивания радионуклидов из компаунда. Для определения пористости измельченные образцы, используемые для определения скорости выщелачивания, массой 0,5 г помещали в ячейку анализатора газовой сорбции NOVA и анализировали объем и размер пор, согласно встроенным методикам. Результаты измерений представлены в таблице.



Кинетика выщелачивания образцов отвержденных РАО

Приведенные в таблице параметры могут быть связаны со скоростью выщелачивания радионуклидов и оказывать косвенное влияние. Учитывая, что продукт ТФО имеет развитую высокопористую структуру, то площадь контакта воды с образцом максимальна и при этом скорость выщелачивания цезия-137 не превышает установленного предела. Следовательно, цезий-137 находится в прочном химическом соединении с матрицей компаунда.

Испытания продукта ТФО на механическую прочность показали величину 38,5 МПа, что превышает нормативное требование для цементированных РАО (7 МПа) более чем в 5 раз.

Результаты определения объема и размера проб образцов ТФО

Метод	Значение			
Площадь поверхности				
Langmuir	6,898 m ² /g			
BJH method cumulative desorption surface area	5,748 m ² /g			
DH method cumulative desorption surface area	6,005 m ² /g			
Объем пор				
BJH method cumulative adsorption pore volume	3,532·10 ⁻² см³/g			
BJH method cumulative desorption pore volume	3,754·10 ⁻² см³/g			
DH method cumulative desorption pore volume	3,667·10 ⁻² см ³ /g			
Размер пор				
BJH method adsorption pore Radius (Mode Dv(r))	69,67 nm			
BJH method desorption pore Radius (Mode Dv(r))	16,57 nm			
DR method micropore Half pore width	2,330 nm			
DA method pore Radius (Mode)	0,880 nm			
DFT pore Radius (Mode)	0,737 nm			

Литература

- 1. Смыков В.Б., Журин А.В., Легких К.Г., Алексеев В.В., Жданов В.П. Переработка теплоносителя первого и второго контуров при выводе из эксплуатации реактора БН-350 // Известия ВУЗов, Ядерная энергетика. 2023. №3. С. 164—169.
- 2. Смыков В.Б., Легких К.Г., Трифанова Е.М., Раскач О.В. Метод твердофазного окисления отработавшего ЩЖМТ. Соответствие критериям приемлемости для захоронения // Тезисы докладов XVI Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров». 2023. С. 225—227.

В. Б. Смыков, К. Г. Легких, Е. М. Трифанова, Е. А. Грушичева



КОНВЕРСИОННЫЕ РАЗРАБОТКИ И ОБЪЕКТНО-ОРИЕНТИРОВАННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

КОНВЕРСИОННЫЕ РАЗРАБОТКИ И ОБЪЕКТНО-ОРИЕНТИРОВАННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Метод и устройство для бесконтактного определения содержания кислорода в анализируемой среде

Работа выполнена в рамках Комплексной программы инициативных, поисковых и задельных работ в научных организациях АО «Наука и инновации» по теме «Система для определения содержания воды в авиационном керосине и других видах углеводородного топлива».

В рамках проведенной работы объектом исследований является макет системы для определения содержания кислорода в изучаемой среде. Подобные задачи часто встречаются в металлургической и химической промышленности. Наиболее ярким примером востребованности создаваемой методики является задача обнаружения воды в авиационном керосине и других видах углеводородного топлива. Целью работы является проведение анализа факторов, влияющих на основные параметры установки; проведение оптимизационных расчетов биологической защиты; разработка конструкторской документации на макет системы для определения содержания воды в углеводородном топливе, изготовление макета и проведение его комплексных испытаний. В рамках данной работы проведены исследования природы фона установки и обнаружено несколько его источников. Одним из существенных источников фона оказались мюоны космического происхождения. Проведена доработка конструкции устройства и оптимизация цикла облучение-перемещение-измерение с целью снижения фона установки и повышение, за счет этого, ее чувствительности.

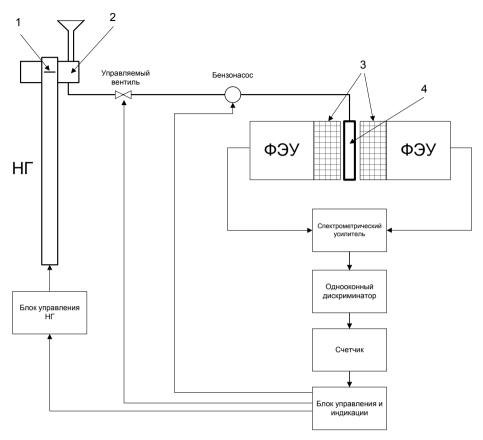
Проведены конструкторские работы, в результате которых была создана эскизная конструкторская документация в объеме, достаточном для создания экспериментального образца системы. Структура разработанной установки показана на рисунке 1. Создан макет системы для измерения содержания воды в образцах углеводородного топлива. Разработана программа-методика проведения испытаний макета системы для измерения содержания воды в образцах углеводородного топлива.

Для проведения тестовых измерений было создано вспомогательное оборудование на основе ультразвуковой установки для приготовления однородных смесей керосина и воды. Проведен полный цикл тестирования макета установки на различных модельных средах. Измерения, проведенные на макете, показали высокую чувствительность используемого метода по отношению к кислороду (рис. 2).

Создана мобильная установка на базе автомобиля, которая была представлена на выставке Армия-2023. Фотографии установки и автомобиля на базе которого была создана мобильная установка показаны на рисунках 3 и 4.

Проведенные исследования показали возможность достижения следующих параметров:

- 1) Диапазон измерения обводненности 0,01—100 %;
- 2) Время проведения измерения одного образца не более 60 секунд;
- 3) Масса установки (с радиационной защитой) не более 300 кг.



- 1 мишень излучающая быстрые нейтроны, 2 бачок в котором проводится облучение топлива,
- 3 сцинтилляторы Nal(TI), 4 бачок для облученного топлива (измерительный)

Рис. 1. Состав установки для определения содержания воды в нефтепродуктах

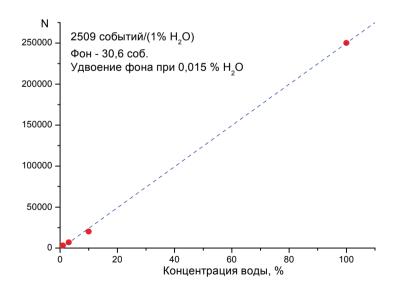


Рис. 2. Зависимость скорости счета импульсов в области интереса от концентрации воды в бензине







Рис. 4. Лаборатория контроля топлива на базе автомобиля (выставка Армия-2023)

Полученные результаты показывают техническую реализуемость выбранного подхода и перспективность его использования в различных областях техники и промышленности, связанных с необходимостью оперативного измерения содержания воды в контролируемой среде.

В. А. Хрячков, В. С. Жидков, В. В. Кетлеров, А. В. Мастеров, С. А. Николаев, О. Г. Томилов, Т. А. Хромылева

Роль неоднородного уширения в формировании спектров лазерных жидкостей, активированных ионами Yb³⁺

С момента получения вынужденного излучения на кристаллах рубина в 1960 году востребованность лазеров в различных сферах человеческой деятельности неуклонно росла. На сегодняшний день лазер используется в медицине, научных исследованиях, промышленности, военной отрасли.

Существует множество исследований, посвященных твердым лазерно-активным средам, в которых подробно рассмотрены их свойства, в том числе и влияние однородного и неоднородного уширения на генерационные характеристики данных сред.

На сегодняшний день наиболее распространены твердые лазерные среды, однако они имеют существенный недостаток — низкий тепловой предел. Наиболее перспективной заменой твердым лазерно-активным средам кажутся жидкие лазерные среды, которые пока не так хорошо и подробно изучены.

Среди активаторов жидких лазерных сред выделяется иттербий. Мощность промышленных волоконных лазеров на Yb достигает 100 кВт [1], также мощные лазеры на Yb имеют преимущество перед мощными неодимовыми лазерами — более высокий квантовый КПД.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» были синтезированы лазерные жидкости (ЛЖ) на основе Yb^{3+} , на которых была получена генерация [2], что дает перспективу преодоления мощности в 100 кВт, полученной на твердотельном лазере, а также возбуждает дополнительный интерес исследования процесса генерации лазерного излучения в данном образце.

Для осознанного управления в эксперименте процессами накачки и съема инверсии требуется знать, какие штарковские подуровни вовлечены непосредственно в процесс накачки, а через какие происходит съем инверсии в процессе вынужденного излучения. Для этого необходимо восстановить структуру штарковских подуровней.

Принимая во внимание все вышесказанное, цель данной работы можно сформулировать следующим образом: исследовать структуру штарковских подуровней Yb³⁺ в составе образцов перспективных лазерных жидкостей.

Для достижения цели необходимо решить ряд задач:

- 1. Определить степень влияния неоднородного и однородного уширения на форму спектра ионов иттербия в лазерной жидкости;
 - 2. Восстановить структуру штарковских подуровней;
- 3. Определить равновесную заселенность каждого из штарковских подуровней, а также соотношение однородной и неоднородной ширин перехода.

Выбор метода исследования

Всю информацию об атомах или ионах, необходимую для решения поставленных задач и достижения цели, можно получить, изучая их оптические спектры. Непосредственно из оптических спектров можно получить энергию переходов и форму полос поглощения и люминесценции между отдельными уровнями атома(иона). Из этих данных могут быть вычислены положения штарковских подуровней и соотношение однородных и неоднородных ширин переходов.

Известно три подхода, позволяющих с помощью оптической спектроскопии отделить неоднородное уширение от однородного: метод селективного возбуждения, метод низкотемпературных исследований и декомпозиция спектров на элементарные контуры. Первые два метода являются экспериментальными, третий — расчетный. Необходимо подробно рассмотреть каждый из них и выбрать оптимальный.

Принцип метода селективного возбуждения заключается в узкополосном возбуждении спектров люминесценции, которое позволяет из неоднородно уширенного множества центров выбрать только те частоты переходов между уровнями, центры которых перекрываются с узкополосным возбуждением [3]. Для снятия неоднородного уширения со спектра возбуждения люминесценции нужно использовать селективную регистрацию.

Основным, с точки зрения решаемых здесь задач, недостатком этого метода является его принципиальная неприспособленность для уменьшения влияния неоднородного уширения на спектры поглощения. Вторая его особенность заключается в том, что для получения приемлемого результата нужно снимать спектр быстрее, чем изменяются условия внутри образца, приводящие к неоднородному уширению. В жидких средах изменение локальных условий почти всегда происходит быстрее, чем измеряется спектр, вследствие чего неоднородное уширение снимается неэффективно. Данный метод

неприменим для спектров поглощения, что в свете задач, решаемых в данной работе, также является недостатком.

Использование метода низкотемпературных исследований позволяет выделить в спектре неоднородную составляющую, т. к. однородное уширение описывает взаимодействие активатора с тепловыми колебаниями матрицы. С понижением температуры тепловые колебания матрицы затухают, и однородное уширение снимается [4]. Неоднородная ширина от температуры не зависит.

У данного метода имеются недостатки: в случае значительной неоднородной ширины даже после снятия однородного уширения штарковская структура все еще остается размытой и не поддается прямому определению. Вторым недостатком является то, что при изменении температуры изменяется и Больцмановская заселенность уровней, что является дополнительной трудностью при оценках.

Декомпозиция/разложение спектра на элементарные контуры является расчетным методом. Его суть заключается в аппроксимации спектрального контура путем суммирования некоторого количества пиков, задающихся аналитически [5]. Элементарным контуром в данном случае считается контур, описывающий переходы между энергетическими уровнями атома(иона) и соответствующий некоему распределению.

Задача наилучшей аппроксимации спектра набором пиков является обратной задачей спектроскопии и относится к классу некорректно поставленных. В частности, не выполняются условия однозначности и устойчивости решения.

Для получения адекватных результатов в данном методе необходимо корректно выбрать начальное приближение. Поскольку в случае плохого разрешения спектра ни количество полос, ни их начальное положение, ни другие важные характеристики не могут быть оценены из самого спектра, постольку они должны быть получены из других источников — это создает определенные трудности при реализации расчетного метода. При этом в результате разложения можно получить все перечисленные параметры, а при соответствующем выборе пиковых функций — и вклад в эту полуширину неоднородного и однородного уширения.

Таким образом, расчетный метод дает все требуемые для решения стоящих задач величины и поэтому является предпочтительным.

Выбор образцов для исследования

В данной работе были рассмотрены три образца апротонных лазерных жидкостей: два на основе тионилхлорида с разными концентрациями (SOCl₂–GaCl₃–Yb³⁺, [Yb] = 0,32 моль/л и SOCl₂–GaCl₃–Yb³⁺, [Yb] = 0,13 моль/л) и один на основе тетрахлорметана (CCl₄–GaCl₃-Yb³⁺) [6].

В 2021 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» на нескольких образцах, в том числе на образце $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – Yb^{3+} с концентрацией Yb^{3+} = 0,32 моль/л, была получена генерация лазерного излучения. Ввиду этого необходимость изучения структуры уровней данного образца не вызывает сомнения. В дальнейшем этот образец будет обозначаться как $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – Yb^{3+} :0,32M. Второй образец создан на основе CCl_4 – $GaCl_3$ и имеет концентрацию Yb^{3+} = 0,18 M. Он будет обозначаться как CCl_4 – $GaCl_3$ – Yb^{3+} :0,18M.

Оптические спектры $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – Yb^{3+} :0,32М и $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – Yb^{3+} :0,13М разрешены плохо и не дают никаких оснований для каких-либо предварительных суждений о положении и количестве участвующих в формировании его спектров переходов между отдельными штарковскими подуровнями. При этом такие данные крайне важны для задания начального приближения.

Спектры CCI_4 – $GaCI_3$ – Yb^3 -:0,18М, напротив, содержат достаточное количество деталей, чтобы судить и о количестве наблюдаемых переходов между отдельными подуровнями (а значит, и о числе тех подуровней, с которых переходы происходят), и о примерном положении этих переходов.

При одинаковой температуре количество переходов, задействованных в формировании спектра $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – Yb^3 +:0,32M, будет совпадать с количеством переходов в CCl_4 – $GaCl_3$ – Yb^3 +:0,18M. На том же основании следует полагать, что энергии штарковских подуровней Yb^3 + в этих образцах будут близки. Указанное предположение позволяет разложить на элементарные контуры спектр CCl_4 – $GaCl_3$ – Yb^3 +:0,18M, а затем использовать полученные результаты в качестве начального приближения для декомпозиции спектров образца $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – Yb^3 +:0,32M.

План исследования

Как уже упоминалось ранее, для выбранного в данной работе метода необходимо получить корректное начальное приближение. Спектры образца CCI₄—GaCI₃—Yb³⁺:0,18М разрешены лучше, чем спектры другого образца ЛЖ, рассматриваемого в данной работе, однако для корректного разложения спектров указанного образца необходимо правильно выбрать для него начальное приближение.

Для этой цели выберем кристалл YAP; его спектры поглощения и люминесценции представлены в работе [7]. По данным, полученным из спектров кристалла перовскита, можно определить число пиков, на которые будет в дальнейшем проводиться разложение спектров ЛЖ, и провести оценку их положения.

На рис. 1 представлены спектры поглощения и люминесценции иттербия в составе двух матриц: лазерной жидкости CCl₄–GaCl₃–Yb³+:0,18М и кристалла перовскита YA1O₃.

Видно, что общая картина переходов в жидкой матрице повторяет таковую для кристалла, однако в спектрах кристалла переходы видны отчетливее. На схеме переходов в кристалле, приведенной на рис. 1, видно количество переходов — 7, но этого недостаточно для разложения плохоразрешенного спектра жидкости. Поэтому необходимо уточнить

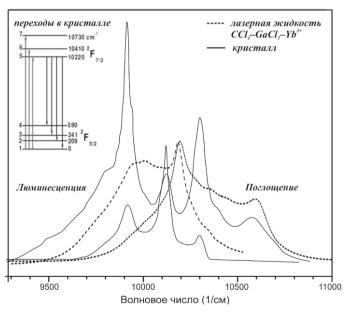


Рис. 1. Спектры ЛЖ CCI_4 — $GaCI_3$ — Yb^{3+} :0,18М на фоне спектра кристалла $YAP:Yb^{3+}$

начальное приближение с помощью анализа производной спектра. Таким образом было выявлено еще несколько переходов.

При реализации расчетного метода необходимо подбирать форму пиков, на которые проводится декомпозиция, их
количество и параметры. Для
описания переходов между
энергетическими уровнями иона
используются распределения
Лоренца, Гаусса или Фойгта.

На момент написания данной работы не удалось обнаружить литературные источники, которые описывали бы декомпозицию оптических спектров на контуры Фойгта. Во

всех изученных работах предлагается проводить разложение спектров только на контуры Лоренца или только на контуры Гаусса, что описывает случаи, когда во всем контуре превалирует только один тип уширения. Случай, когда однородное и неоднородное уширение вносят сравнимые вклады, не рассматривается.

В настоящей работе для разложения наблюдаемого спектра на полосы отдельных переходов были применены контуры Фойгта [8], то есть была сделана попытка не только определить положение полос отдельных переходов, но и учесть обе причины уширения спектра и выявить степень их влияния на форму полос отдельных переходов и спектра в целом.

Для проведения декомпозиции необходимо задать предполагаемое расположение пиков каждого из контуров, которые будут соответствовать энергии переходов между энергетическими уровнями; количество переходов было взято из спектров кристалла и образца CCl_4 – $GaCl_3$ – Yb^3 :0,18M. В разложении в данной работе участвуют только переходы, начинающиеся с уровней, заселенность которых составляет примерно 10 % и более.

После получения начального приближения можно переходить к разложению спектров образца $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – Yb^{3+} :0,32M. Показателем качества разложения в данном случае служит критерий близости метода наименьших квадратов или приведенная сумма квадратов отклонения. По результатам разложения определяются энергии, равновесные заселенности, однородная и неоднородная ширина штарковских подуровней $^2F_{5/2}$ и $^2F_{7/2}$ иона Yb^{3+} .

Результаты и обсуждение

Первыми были получены интенсивности и положения (волновые числа) максимумов переходов между отдельными штарковскими подуровнями вырожденных уровней $^2F_{5/2}$ и $^2F_{7/2}$ иттербия после их расщепления (снятия вырождения) в поле лигандов и растворителя в образце CCI_4 — $GaCI_3$ — Yb^{3+} :0,18M.

На рис. 2 приведен результат разложения спектров поглощения и люминесценции этого образца.

Тонкими сплошными и пунктирными линиями на рис. 2 обозначены элементарные контуры, полученные по результатам разложения. Толстая черная линия — экспериментально полученные спектры поглощения и люминесценции, а пунктирные

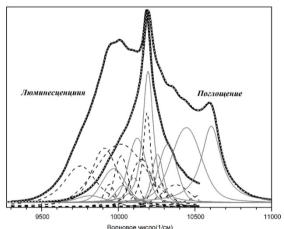




Рис. 2. Спектры поглощения и люминесценции ЛЖ CCl_4 – $GaCl_3$ – Yb^3 +:0,18M, разложенные на контуры Фойгта

Рис. 3. Схема энергетических уровней Yb³+ в ЛЖ CCI₄—GaCI₃—Yb³+:0,18M

линии внутри — результат аппроксимации суммы элементарных контуров, полученных разложением (серые — для спектров люминесценции, белые — для спектров поглощения).

На рис. З приведены все данные, полученные разложением для данного образца.

Слева от схемы уровней приведены заселенности, справа — энергии уровней, полученные математической обработкой результатов разложения. На стрелках, обозначающих переход с одного уровня на другой, подписаны энергии каждого из переходов (положения максимумов отдельных контуров) и соотношения вклада однородного (L) и неоднородного (G) уширения. На основе значений энергии переходов вычислены энергии самих штарковских подуровней и определены их тепловые заселенности при 300 K.

Так как мы получили соотношение однородной и неоднородной ширин для каждого из переходов, мы можем математически смоделировать отсутствие неоднородного уширения (рис. 4).

На рис. 4 черным обозначены модельные спектры поглощения и люминесценции образца CCI_4 – $GaCI_3$ – Yb^{3+} :0,18M, серым — экспериментальные спектры исследуемой ЛЖ (рис. 4a) и экспериментальные спектры кристалла YAP (рис. 4б). Видно, что при снятии неоднородного уширения спектры лазерных жидкостей становятся более похожи на спектры кристаллов.

С имеющимися параметрами для начального приближения можно провести разложение целевого образца $SOCl_2$ – $GaCl_3$ – $Yb^3+:0,32M$. Результат разложения приведен на рис. 5.

Обозначения на рис. 5 аналогичны рис.4.

Разложение спектров проводилось на 12 контуров — в соответствии с количеством оптических переходов и с учетом фоновых полос от других линий люминесцении или поглощения.

Разложение позволяет увидеть, через какие штарковские подуровни осуществляется накачка и генерация лазерного излучения в исследуемом образце. На рис. 5 полосы накачки (10254 1/см) и генерации (9703 1/см) [2] обозначены вертикальной прерывистой линией. Видно, что накачка происходит с наиболее заселенных подуровней: 1, 2 и 3.

По результатам разложения была построена схема энергетических уровней, аналогичная схеме для образца CCl_4 – $GaCl_3$ – Yb^{3+} :0,18M (рис. 6).

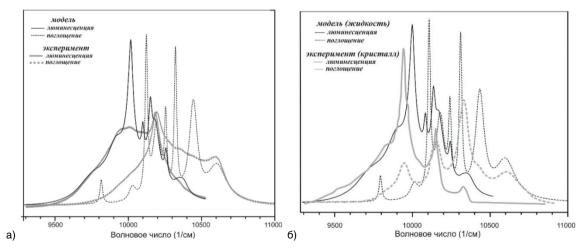


Рис. 4. Сравнение модельных спектров ЛЖ ССІ₄–GаСІ₃–Yb³*:0,18М со снятым неоднородным уширением с исходными спектрами того же образца (а) и спектрами кристалла (б)

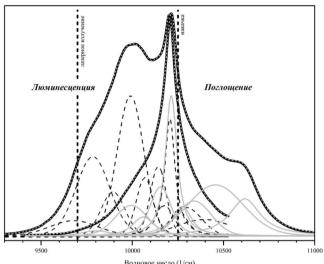




Рис. 5. Спектры поглощения и люминесценции ЛЖ $SOCl_2$ — $GaCl_3$ — $Yb^{3*}:0,32M$, разложенные на контуры Фойгта

Рис. 6. Схема энергетических уровней Yb^{3+} в ЛЖ $SOCI_2$ — $GaCI_3$ — Yb^{3+} :0,32M

Сравнение результатов, полученных для разных образцов, позволяют говорить о влиянии растворителя на оптические спектры ионов иттербия в составе изученных образцов. В частности, при замене матрицы может измениться не только положение максимумов переходов между подуровнями и значения энергии подуровней, но и величина как однородного, так и неоднородного уширения. Физический механизм этого влияния заключается в том, что при смене матрицы изменяются локальные поля, действующие на ион, а следовательно, и величина расщепления вырожденного уровня на подуровни

На рис. 7 приведены модельные спектры образца SOCl₂–GaCl₃–Yb³+:0,32M со снятым неоднородным уширением.

По полученным результатам можно составить схему, иллюстрирующую процесс генерации (рис. 8).

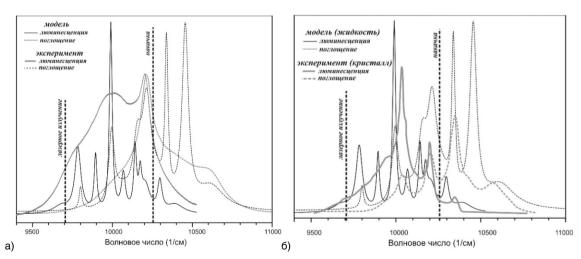


Рис. 7. Сравнение модельных спектров ЛЖ SOCI₂-GaCI₃-Yb³+:0,32M со снятым неоднородным уширением со спектрами кристалла (а) и исходными спектрами того же образца (б)

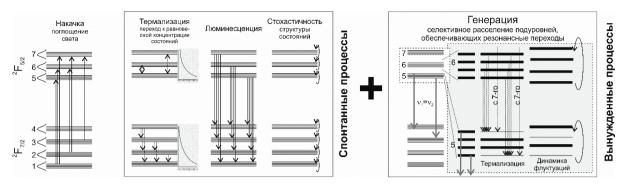


Рис. 8. Схема, иллюстрирующая процесс генерации

Слева на рис. 8 изображен схематически процесс накачки и энергетические уровни, однако такое изображение можно считать условным, так как в реальности подуровни перекрываются между собой. Внутри каждого подуровня штарковских уровней есть некий разброс энергий, который определяется именно величиной вклада неоднородного уширения.

После накачки подуровни возбужденного состояния заселяются в пропорции, отличной от больцмановской, то же самое происходит на обедненных накачкой уровнях основного состояния, из-за чего начинается процесс термализации.

Вместе с этим состояние подуровней постоянно меняется, так как в жидкостях локальные условия меняются постоянно. Именно это приводит к неоднородному уширению. На рис. 8 это явление для краткости названо стохастичностью структуры состояний.

Как только на какой-либо паре подуровней из множества неоднородно уширенных штарковских подуровней возникает инверсная населенность, на ней может развиваться лазерное излучение, так как всегда найдется фотон, который может быть размножен за счет усиления на том подмножестве неоднородно уширенных возбужденных состояний, которое первым достигнет подходящих для развития генерации условий.

По данным, полученным в этой работе, генерация поддерживается переходами $5 \rightarrow 4$, $5 \rightarrow 3$ и $5 \rightarrow 2$. Поскольку больцмановская заселенность на 4 уровне меньше, чем на 3, на нем легче получить генерацию. Так как сечения вынужденных процессов для перехода $5 \rightarrow 4$ больше на длине волны генерации, можно предположить, что именно этот переход поддерживает генерацию.

Заключение

В данной работе была определена структура штарковских подуровней трех образцов лазерных жидкостей, получены их равновесные заселенности и соотношения однородной и неоднородной ширин переходов. Спектры люминесценции Yb-содержащих образцов подвергались декомпозиции на элементарные контуры Фойгта, а затем оценивалось соотношение вкладов гауссовой и лоренцевой составляющей. После анализа полученных данных можно сделать вывод о том, что неоднородное уширение имеет существенный вклад в формирование спектров ЛЖ. Это следует учитывать при расчете эффективности данных сред.

Из-за наличия неоднородного уширения в лазерных жидкостях невозможно предсказать, на каких множествах штарковских подуровней возникнет инверсная населенность, так как состояния локальных полей постоянно меняются внутри жидкой матрицы.

При этом лазерные жидкости позволяют достигнуть мощностей, которые недоступны для твердотельных лазеров, и их дальнейшее изучение остается важной задачей

Литература

- 1. IPG Photonics [Электронный ресурс] : [веб-сайт]. Электрон. дан. -URL: https://www.ipgphotonics.com/ru/site (дата обращения: 29.09.2023).
- 2. Денежкин И.А., Дюжов Ю.А., Кухарчук О.Ф. и др. Эффективная лазерная генерация при диодной накачке Nd- и Yb-содержащих жидких активных сред // Сборник тезисов XXXIII симпозиума «Современная химическая физика». Туапсе, 2021. М.: Доблесть, 2021. С. 306.
- 3. Мак А. А., Сомс Л. Н., Фромзель В. А., Яшин В. Е. Лазеры на неодимовом стекле / под ред. А. А. Мака. М.: Наука. 1990. С. 33—34.
- 4. Пржевуский А.К., Никоноров Н.В. Конденсированные лазерные среды : Учебное пособие, курс лекций.— СПб: СПбГУ ИТМО, 2009. 147с.
- 5. Blass W. E. Deconvolution of absorption spectra. N. Y.: Academic Press, 1981. 186 p.
- 6. Тихонов Г.В. Лазерно-активные неорганические жидкости : Обзор ФЭИ-0278 М.: ЦНИИ атоминформ, 1996. 51с.
- 7. Boulon et al. Characterization and comparison of Yb³+-doped YAlO₃ perovskite crystals (Yb:YAP) with Yb³+-doped Y₃Al₅O₁₂ garnet crystals (Yb:YAG) for laser application.
- 8. The Voigt Profile as a Sum of a Gaussian and a Lorentzian Functions, when the Weight Coefficient Depends Only on the Widths Ratio // Acta Physica Polonica A., 2012. V. 4 No. 122. P. 666—669.

О. Н. Николаева, Я. В. Кривошеев

Влияние пленения резонансного излучения на пространственно-временное распределение населенности в лазерной среде, активированной ионами иттербия

К настоящему моменту в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» получена лазерная генерация в Yb³+содержащих жидкостях [1]. Ион иттербия обладает рядом преимуществ для использования в жидких лазерно-активных средах, к которым можно отнести небольшую разницу энергий квантов накачки и генерации, что обеспечивает меньшие тепловые потери, и простую схему энергетических уровней, в которой отсутствуют потери на поглощение из возбужденного состояния [2]. Однако еще одна особенность Yb³+, а именно перекрытие полос поглощения и люминесценции в широком диапазоне длин волн, приводит к тому, что в среде при высоких концентрациях активных частиц и больших геометрических размерах самой среды возникает эффект пленения резонансного излучения. Этот эффект заключается в многократном повторении актов поглощения и излучения фотонов, спонтанно испущенных атомами среды, поэтому само явление пленения резонансного излучения нежелательно при лазерной генерации, так как приводит к перераспределению населенности, дополнительной накачке среды и увеличению эффективного времени жизни верхнего лазерного уровня [3]. Интегро-дифференциальное уравнение, описывающее процесс переноса спонтанного излучения в среде, впервые было получено в 1947 г.

при исследовании радиационного переноса возбуждения в плазме Л.М. Биберманом [4] и газе Т. Холстейном [5]. Даже в тех случаях, когда отыскание аналитического решения данного уравнения возможно, оно представляется таким громоздким, что на первый план выходит применение приближенных методов и численных расчетов [6], [7].

Целью настоящей работы является исследование влияния эффекта пленения резонансного излучения на изменение населенности верхнего лазерного уровня в Yb³⁺ путем численного решения уравнения, описывающего динамику населенности по объему лазерной среды. Для численного решения уравнения применена квадратурная формула Гаусса для различного числа ординат [8].

Постановка задачи

Ион иттербия в ближней ИК-области имеет два мультиплета. В неорганической лазерной жидкости (НЛЖ) происходит расщепление основного $^2F_{7/2}$ и возбужденного $^2F_{5/2}$ состояний на штарковские подуровни. Данная структура уровней иона иттербия образуется под действием окружающих ионов (поля лигандов), которое снимает вырождение энергетических уровней, что приводит к расщеплению состояния $^2F_{7/2}$ на четыре подуровня, а состояния $^2F_{5/2}$ на три подуровня [2].

В пренебрежении вынужденным испусканием (при стационарной генерации) динамику населенности верхнего лазерного уровня в Yb³⁺ описывает уравнение

$$\dot{N}(\vec{r},t) = -\gamma \left(N(\vec{r},t) - N_0(\vec{r},t)\right) + \iiint_V N(\vec{r}',t) G(R) d^3 r', \qquad (1)$$

где N — населенность терма ${}^2F_{5/2}$, γ — скорость распада подуровня 5 верхнего терма, N_0 — распределение населенности, установленное накачкой с интенсивностью I_H и длиной волны λ_H , G(R) — ядро уравнения, V — объем излучающей системы, R — расстояние от излучающей системы до точки «регистрации» излучения. Зависимость ядра от R можно приближенно описать функцией

$$G(R) \approx \frac{A_{21}\alpha_0}{4\pi R^2} e^{-\alpha R},$$
 (2)

где A_{21} — скорость спонтанных переходов, α_0 , α — аппроксимационные коэффициенты. Подстановка выражения (2) в (1) дает интегро-дифференциальное уравнение вида

$$\dot{N}(\vec{r},t) = -\gamma \left(N(\vec{r},t) - N_0(\vec{r},t)\right) + \frac{A_{21}\alpha_0}{4\pi} \iiint_{V} N(\vec{r}',t) \frac{e^{-\alpha R}}{R^2} d^3 r'$$
(3)

Решение стационарного одномерного уравнения

В стационарном случае интегрирование уравнения (3) по поперечным координатам даст выражение для интегральной населенности M(z)М(z) верхнего лазерного уровня

$$M(z) = M_0(z) + \frac{A_{21}\alpha_0}{2\gamma} \int_0^L M(z')dz' \int_1^\infty \frac{e^{-\alpha s|z-z'|}}{s} ds,$$
 (4)

где
$$M(z) = \iint_{\infty} N(\vec{\rho}', z) d^2 \rho', \quad M_0(z) = \iint_{\infty} N_0(\vec{\rho}', z) d^2 \rho',$$

L — длина активной среды.

С целью изучения возможностей применения квадратур Гаусса для решения поставленной задачи, рассмотрим, прежде всего, вместо точного уравнения для интегральной населенности (4), приближенное уравнение, для которого существует аналитическое решение. Для этого ядро интегрального уравнения (4) (интегральная показательная функция) заменим экспоненциальной функцией. Применение квадратурной формулы Гаусса к такому уравнению даст выражение

$$M(z_k) = M_0(z_k) + \frac{A_{21}\alpha_0}{2\gamma} \frac{L}{2} \sum_{j=1}^{N} A_j M(z_j) e^{-\alpha |z_k - z_j|},$$
 (5)

где N принимает значения 6, 8, 12, A_j — весовые коэффициенты, ординаты z_k и z_j определяются через нули полинома Лежандра t_j порядка N. Аналитическое решение приближенного уравнения является суммой экспонент с коэффициентами, определяемыми через параметры задачи

$$M(z) = \tilde{A}e^{-\beta z} + \tilde{B}e^{-\beta(L-z)} + \tilde{C}e^{-\alpha_p z}.$$
 (6)

Результаты расчетов в предположении накачки по экспоненциальному закону при следующих значениях параметров: $\alpha_0 = 0.622 \text{ см}^{-1}$, $\alpha = 1.92 \text{ см}^{-1}$, L = 1 см приведены на рисунке 1. Численное решение точного одномерного уравнения (4) показано пунктирной кривой 1. Аналитическое решение приближенного уравнения (6) представлено сплошной кривой 2. Кривые 3—6 соответствуют численному решению (5) с различным числом ординат: 3 — N = 6, 4 — N = 8, 5 — комбинированный метод (в комбинированном методе исходный отрезок интегрирования разбивается пополам, и на каждом промежутке применяется шеститочечная квадратура), 6 — N = 12. Сплошная кривая 7 — распределение интегральной населенности без учета вклада пленения излучения. Ни для одной из рассмотренных квадратур погрешность не превышает 1 % (для различного числа ординат варьируется от 0,2 % до 0,7 %).

Как видно из графика на рисунке 1, без учета вклада плененного излучения значение населенности оказывается заниженным. Характер распределения по длине не изменяется. Приближенное уравнение с хорошей точностью описывает распределение интегральной населенности: это видно из сравнения результатов численного расчета и аналитического. Расхождение при малых значениях z составляет порядка 4%, с увеличением аргумента оно снижается до 0,5%.

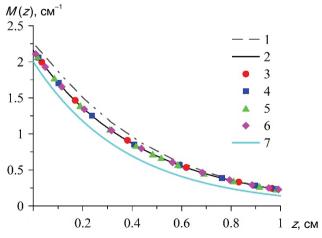


Рис. 1. Интегральная населенность верхнего лазерного уровня

Решение стационарного уравнения для пространственной населенности

Стационарное уравнение в цилиндрических координатах примет вид

$$N(\vec{r}) = N_0(\vec{r}) + \frac{A_{21}\alpha_0}{4\pi\gamma} \int_0^L dz' \iint_{\infty} N(\vec{\rho}', z') \frac{e^{-\alpha R}}{R^2} d^2 \rho'.$$
 (7)

Часть подынтегрального выражения в правой части (7) можно представить в виде интеграла от потенциальной функции, которая, в свою очередь, удовлетворяет уравнению Гельмгольца. Применение преобразования Фурье к (7) и подстановка решения фурьеобраза уравнения Гельмгольца для потенциала позволяет привести уравнение (7) к виду, к которому применима квадратурная формула Гаусса. Предположим, что накачка осуществляется гауссовым нерасходящимся пучком, тогда получим интегральное уравнение для фурье-образа населенности

$$\tilde{N}(\kappa,z) = \frac{\pi w^2 C}{2} e^{\frac{-w^2 \kappa^2}{8} - \alpha_{\rho} z} + \frac{A_{21} \alpha_0}{2\gamma} \int_{0}^{L} \tilde{N}(\vec{\kappa},z') G(z,z',\kappa) dz', \qquad (8)$$

$$G(z,z',\kappa) = \int_{1}^{\infty} \frac{\alpha}{\sqrt{\kappa^2 + \alpha^2 s^2}} e^{-\sqrt{\kappa^2 + \alpha^2 s^2} |z-z'|} ds, \qquad (9)$$

где w — сечение пучка накачки, C — константа, κ — волновое число. К решению интегрального уравнения (8) с ядром (9) применим двенадцатиточечную квадратуру Гаусса. В расчетах w = 0,1 см, A_{21}/γ = 0,99, α_{ρ} = 2,648 см $^{-1}$, C = 127,3 см $^{-3}$.

Численный расчет выражения (8) дает распределение для фурье-образа населенности. Для того чтобы получить решение задачи (7), необходимо восстановить функцию населенности по рассчитанному фурье-образу. Двойной интеграл обратного фурье-преобразования можно заменить одномерным, в котором экспонента с показателем (iкр) заменяется на функцию Бесселя нулевого порядка с аргументом (кр).

Результаты расчетов приведены на рисунке 2. Кривые 1, 2 — распределение населенности на входе в активную среду, при этом 1 учитывает вклад плененного излучения (ПИ) в слое z_0 , 2 — не учитывает. Аналогично, 3 — распределение в z_2 с учетом ПИ, 4 — в z_2 без учета ПИ, 5 — в z_4 с учетом ПИ, 6 — в z_4 без учета ПИ, 7 — в z_6 с учетом

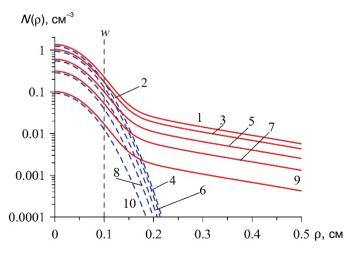


Рис. 2. Распределение пространственной населенности верхнего уровня по сечению среды

 Π И, 8 — в z_6 без учета Π И, 9 — на выходе из среды (z_{11}) с учетом Π И, 10 — на выходе (z_{11}) без учета Π И.

В пределах пучка накачки эффект пленения излучения приводит к увеличению концентрации возбужденных систем, в то время как за пределами пучка изменяется и характер распределения – населенность плавно спадает по сечению и медленно достигает нулевого значения.

Решение нестационарного уравнения для фурье-образа населенности

Пространственное фурье-преобразование нестационарного уравнения (3) и численный расчет для фурье-образа населенности с применением двенадцатиточечной квадратуры Гаусса позволяют получить решение нестационарной задачи для фурье-образа населенности с нулевым начальным условием. На рисунке 3 представлена временная зависимость фурье-образа населенности при заданных значениях безразмерного волнового числа $\tilde{K} = KW$.

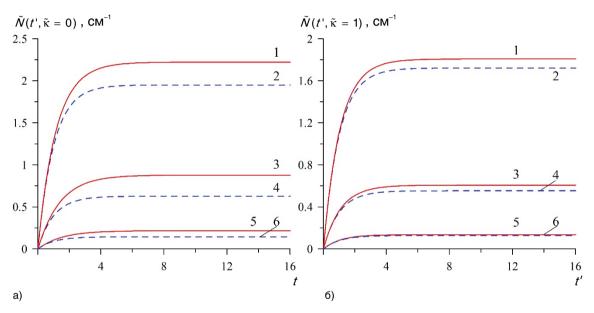


Рис. 3. Временные зависимости фурье-образа населенности по слоям z при: a) $\widetilde{K}=0$; б) $\widetilde{K}=1$. $t'=\gamma t$ — безразмерное время

В расчетах было установлено, что с ростом $\tilde{\kappa}$ фурье-образ населенности быстрее выходит на постоянный уровень, при этом само значение плато уменьшается, а разница между плато для населенности с учетом плененного излучения и без него уменьшается. При удалении от входа в лазерную среду наблюдается сглаживание перехода.

Анализируя поведение временных зависимостей фурье-образа населенности и руководствуясь связью между гауссовой функцией и ее фурье-образом, можно получить представления о поведении распределения населенности верхнего лазерного уровня. Восстановление распределения населенности по фурье-образу, являющемуся решением нестационарного уравнения, даст решение уравнения (3).

Заключение

Продемонстрирована высокая точность квадратурной формулы Гаусса при решении одномерной стационарной задачи для интегральной населенности. Высокая точность метода квадратур Гаусса в совокупности с простотой делают данный метод эффективным инструментом в исследовании влияния эффекта пленения резонансного излучения на изменение пространственно-временного распределения населенности в лазерной среде.

Пространственное фурье-преобразование уравнения для трехмерной населенности редуцирует задачу и делает возможным применение квадратурной формулы Гаусса. Таким образом интегральное уравнение сводится к системе линейных алгебраических уравнений. По известным значениям фурье-образа восстанавливается трехмерная населенность верхнего лазерного уровня. Такой подход позволяет количественно описать дополнительную накачку среды, активированной Yb³+, за счет поглощения спонтанного излучения. Результаты расчетов в дальнейшем будут применены для описания вклада эффекта пленения резонансного излучения в нагрев среды вне зоны действия накачки.

Литература

- 1. Денежкин И.А., Дюжов Ю.А. и др. Эффективная лазерная генерация при диодной накачке Nd- и Yb-содержащих жидких активных сред / Современная химическая физика XXXIII Симпозиум // Сборник тезисов докладов. Туапсе 2021. с. 306.
- 2. Серегина Е.А., Серегин А.А., Тихонов Г.В. Спектрально-люминесцентные свойства Yb3+ в SOCI2 GaCI3 // Оптика и спектроскопия. 2020. Т. 128. №10
- 3. Звелто О. Принципы лазеров. Лань, 2008
- 4. Биберман Л.М., Воробьев В.С., Якубов И.Т. Кинетика неравновесной низкотемпературной плазмы М.: Наука, 1982
- 5. Holstein T. Imprisonment of resonance radiation in gases. Phys. Rev., 1947, vol. 72, N10, p. 1212
- 6. Guy S. Modelization of lifetime measurement in the presence of radiation trapping in solid-state materials // Physical Review B. − 2006. − T. 73. − №14. − C. 144101
- 7. Toci G. Lifetime measurements with pinhole method in presence of radiation trapping: I theoretical model // Applied Physics B. 2012. T. 106. №1. C. 63-71
- 8. Демидович Б.П., Марон И.А. Основы вычислительной математики / 3-е изд. М., Наука, 1966

О. С. Щербачева, А. А. Суворов

Обновление справочной базы данных МАГАТЭ по эмиссии бета-запаздывающих нейтронов (компиляция опубликованных макроскопических данных)

В справочной базе данных МАГАТЭ по бета-запаздывающим нейтронам, которая была создана в рамках Проекта координированных исследований МАГАТЭ, существует макроскопический раздел, который постоянно обновляется Секцией ядерных данных МАГАТЭ для предоставления современных и надежных данных по запаздывающим

нейтронам для атомной энергетики и других приложений. После переоценки микроскопических данных по запаздывающим нейтронам, выполненной в рамках проекта координационной исследовательской программы МАГАТЭ (CRP), ценность надежных макроскопических экспериментальных данных запаздывающих нейтронов заметно возросла.

В данной работе представляется компиляция опубликованных данных по запаздывающим нейтронам и усовершенствованные данные, включенные в скомпилированную базу данных МАГАТЭ по относительным выходам запаздывающих нейтронов и периодам полураспада их предшественников, а именно:

- скомпилированные временные данные запаздывающих нейтронов (периоды полураспада и относительные выходы запаздывающих нейтронов), испускаемых при делении ²³⁵U нейтронами в диапазоне энергий от 0,4 до 8 МэВ;
- скомпилированные корреляционные и ковариационные данные, связанные с вышеуказанными данными;
- скомпилированные средние периоды полураспада предшественников запаздывающих нейтронов, полученные на основании указанных выше данных;
- усовершенствованная (дополненная) существующая макроскопическая база данных по запаздывающим нейтронам для изотопов ²³²Th, ²³⁶U, ²³⁸U, ²³⁷Np, ²⁴¹Am.

Полная версия работы представлена в одноименной статье, опубликованной журнале «Вопросы атомной науки и техники», серия: «Ядерно-реакторные константы», 2024, выпуск 1.

В. М. Пиксайкин, Д. Е. Гремячкин, А. С. Егоров, К. В. Митрофанов, В. Ф. Митрофанов

Комплексные экспериментально-расчетные исследования радиационных явлений в реакторных материалах

В рамках проводимых работ по тематике исследований характеристик конструкционных материалов (КМ) проведены расчеты: накопления гелия и водорода в ф/м сталях в активной зоне реакторов БОР-60, БН-600, БРЕСТ; повреждающей дозы, спектра энергий и времен имплантации ионов гелия и водорода при ионном облучении; фазовых превращений и распухания при трехпучковом (Fe-He-H) ионном и нейтронном облучении сталей.

Проведено циклическое последовательное двухпучковое (Fe-He) и трехпучковое (Fe-He-H) облучение образцов исследованных материалов в широком температурном интервале ионами Fe^{4+} с энергией 11,5 MэB максимальной дозой вдоль пробега до 600 сна, ионами He^{+} и H^{+} различных энергий, при котором имплантация He^{-} и He^{-} вдоль пробега тяжелых ионов соответствует скоростям их наработки в быстрых реакторах.

Методами ПЭМ, СЭМ и наноиндентирования получены данные по эволюции микроструктуры, распуханию, фазовому составу и микротвердости облученных КМ.

Разработаны методы ускоренных испытаний на радиационную ползучесть аустенитных и ферритно-мартенситных сталей и метод определения склонности к ВТРО аустенитных сталей, облученных в ионном ускорителе.

Полученные результаты позволят существенно ускорить разработку перспективных радиационно стойких сталей, а также снизить объем работ и расходы на проведение реакторных испытаний.

Д. Е. Гремячкин, В. А. Печенкин, А. С. Егоров, К. В. Митрофанов, В. Ю. Порываев, Т. А. Сапелкина

Исследования в области ядерно-физических данных по запаздывающим нейтронам для ядерных технологий на базе ускорительного комплекса ГНЦ РФ – ФЭИ

В работе представлен обзор результатов исследований, проводимых на ускорительном комплексе ГНЦ РФ – ФЭИ с целью изучения явления эмиссии запаздывающих нейтронов (ЗН) при делении тяжелых ядер нейтронами. Рассматриваются экспериментальные данные по макроскопическим характеристикам ЗН, имеющих первостепенное значение для безопасной эксплуатации ядерных реакторов: полный выход ЗН и их временные параметры (относительные выходы ЗН и периоды полураспада их ядерпредшественников), интегральные энергетические спектры ЗН для деления 235 U тепловыми нейтронами и полученные на их основе 8-групповые спектры ЗН. Рассмотрена процедура оценки временных параметров ЗН и их ковариационных матриц. Полученные данные сравниваются с аналогичными данными других авторов. В данный обзор не вошли работы авторов, посвященные развитым физическим методам исследования физики деления тяжелых ядер нейтронами на основе регистрации запаздывающих нейтронов, а также работы, связанные с физической интерпретацией полученных результатов. Приводится лишь их краткое перечисление с указанием ссылок.

Полная версия работы на опубликовании в журнале «Физика элементарных частиц и атомного ядра».

В. М. Пиксайкин, А. С. Егоров, Д. Е. Гремячкин, К. В. Митрофанов



ПЕРИОДИЧЕСКОЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЕ ИЗДАНИЕ ЖУРНАЛ ВАНТ

СЕРИЯ: ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ

2023

Периодическое научно-техническое издание журнал «Вопросы атомной науки и техники», серия: «Ядерно-реакторные константы»

Итоги работы за 2023 год

Сетевое издание журнал «Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядернореакторные константы»» (ISSN 2414-1038) (далее журнал) — регулярное научно-практическое издание, посвященное вопросам создания перспективных ядерно-энергетических установок, экспериментальных исследований и численного моделирования в области ядерной и реакторной физики, радиационных технологий, гидродинамики и теплофизики ядерных энергетических установок (ЯЭУ) различного назначения.

Журнал издается АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в электронной форме с периодичностью четыре номера в год и является расширенным продолжением печатного сборника «ВАНТ. Ядерные константы» (ISSN 0207-3668), издававшегося с 1971 года по 2013 год, отдельные номера и статьи которого доступны на сайте Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ). Журнал включен в систему Российского индекса научного цитирования (РИНЦ), а также в Перечень ВАК рецензируемых научных изданий и доступен на сайте научной электронной библиотеки eLIBRARY.RU и на сайте АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» https://vant.ippe.ru.

Основным языком издания является русский, на английский переводится название, сведения об авторах, аннотация, ключевые слова, список использованной авторами литературы.

Организация работы журнала осуществляется редакционной коллегией журнала, задачей которой является обеспечение высокого содержательного уровня и своевременный выпуск журнала. Из 26 членов редколлегии 16 докторов наук, 4 зарубежных ученых, имеющих высокий индекс Хирша, в том числе главный редактор журнала Сорокин Александр Павлович, доктор техн. наук, его заместители — Гулевич Андрей Владиславович, доктор физ.-мат. наук и Пиксайкин Владимир Михайлович, кандидат физ.-мат. наук (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»), члены редколлегии: Волощенко А. М. (ИПМ им. М.В. Келдыша), Клинов Д. А., Кухарчук О. Ф., Морозов А. В., Печенкин В. А., Плаксин О. А., Хрячков В. А. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»); Кащеев М. В. (ООО «Моделирующие системы»), Лескин С. Т. (ИАТЭ НИЯУ МИФИ); Митрофанова О. В., Рябева Е. В., Тихомиров Г. В., Харитонов В. С. (НИЯУ МИФИ); Титаренко Ю. Е. (ГНЦ РФ ИТЭР); Фурман В. И. (ОИЯИ, Дубна), Чебышев С. Б. (АО «СНИИП»), Черняев А. П. (МГУ, НИИ ядерной физики им. Д. В. Скобельцына),

Публикация статей в журнале соответствует следующим научным специальностям перечня ВАК: 1.3.2. Приборы и методы экспериментальной физики; 1.3.14. Теплофизика и теоретическая теплотехника; 1.3.18. Физика пучков заряженных частиц и ускорительная техника; 1.2.2. Математическое моделирование, численные методы и комплексы программ; 2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность.

По списку журналов в SCIENCE INDEX ВАНТ ФЭИ поднялся в рейтинге SCIENCE INDEX за 2022 год на 1555 номер, то есть на 150 номеров выше по сравнению с 2021 годом. Растущий рейтинг журнала по критерию SCIENCE INDEX в течение последних лет (2019 — 2183, 2020 —1991, 2021 — 1707, 2022 — 1555) характеризует повышение качества журнала.

В 2023 году были изданы четыре номера журнала: всего 81 статья, авторами которых явились 362 ученых из 30 организаций и предприятий (в 2022 году — 80 статей, 330 авторов из 26 организаций). В том числе в 1-м номере журнала представлено 20 статей (97 ученых), во 2-м — 21 статья (98 ученых), в 3-м — 20 статей (89 ученых) и в 4-м — 20 статей (78 ученых).

В 2023 году в журнале опубликованы статьи, поступившие из организаций и предприятий госкорпорации «Росатом», Минобрнауки, Российской академии наук, вузов Москвы, Санкт-Петербурга, Нижнего Новгорода, Димитровграда, Обнинска, в том числе, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» — 29 статей (с участием 101 ученого), РНЦ «Курчатовский институт» — 21 (127 ученых), АО «НИИАР» — 2 (6 ученых), АО «ОКБМ Африкантов» — 1 (4 ученых), НИЯУ МИФИ — 5 (16 ученых), ДФ МИФИ — 1 (1 ученый), Физ. институт им. Лебедева — 2 (6 ученых), НГТУ им. Р.Е. Алексеева — 3 (7 ученых), ученых). .ООО «Моделирующие системы» — 2 (5 ученых), ФГУП «НИТИ» — 2 (6 ученых), АО «ВНИИЭФ» — 1 (6 ученых), ВНИИТФ — 1 (6 ученых), АО «НИКИЭТ» — 3 (10 ученых), МФ «Атомэнергопроект» — 1 (1 ученый), ИРМ — 1 (2 ученых), МФТИ — 1 (3 ученых), ИПО «Луч) — 1 (2 ученых), ИАТЭ НИЯУ МИФИ — 3 (5 ученых), ИБРАЭ РАН — 1 (3 ученых), ИВТ РАН — 2 (4 ученых), НИУ МЭИ — 2 (9 ученых), ИТЭР Центр — 3 (9 ученых), КБГУ — 1 (2 ученых), СПб Филиал ВНИПИЭТ — 1 (1 ученый), ФБУ ЯРБ — 2 (4 ученых), ДИАПРОМ — 1 (3 ученых), Нововоронежская АЭС — 1 (2 ученых).

Все статьи проходят рецензирование ведущими учеными, с журналом сотрудничают более 100 ученых из различных организаций, многие из которых доктора наук – Геннадий Мантуров, Валерий Коробейников, Георгий Тошинский, Сергей Лескин, Анатолий Игнатюк, Владимир Пиксайкин, Вальтер Фурман, Анатолий Блохин, Петр Дьяченко, Михаил Кащеев, Елена Рябева, Владимир Пиксайкин, Антон Перегудов, Виктор Декусар, Владимир Елисеев, Светлана Забродская, Виктор Алексеев, Анатолий Казанцев, Николай Логинов, Татьяна Верещагина, Андрей Морозов, Олег Плаксин, Георгий Биржевой, Валерий Печенкин, Владимир Усанов и многие другие. Не соответствующие тематике журнала, а также не поддержанные рецензентами статьи отклоняются.

По научным направлениям журнала опубликованы:

- Структура ядра и ядерные реакции 2 статьи (7 ученых).
- Нейтронные константы и параметры 18 статей (62 ученых).
- Радиационные технологии 23 статьи (85 ученых).
- Материаловедение и термомеханика 6 статей (54 ученых).
- Теплофизика и гидродинамика 32 статьи (145 ученых).

В 2023 году в журнале опубликованы статьи, представляющие значительный научный и практический интерес, в частности:

Структура ядра и ядерные реакции

Давиденко В.Д. Моделирование эволюции радиоактивности урана-233 **(**НИЦ «Курчатовский институт»).

Нейтронные константы и параметры

Листов А. С., Синица В. В., Тебин В. В. Подготовка констант и расчет доплеровского коэффициента реактивности методом обобщенных подгрупп (НИЦ «Курчатовчкий институт»).

Синица В. В. Проблемы переработки библиотек оцененных данных (НИЦ «Курчатовчкий институт»)

Архангельский Д. М., Бикеев А. С., Дайченкова Д. С., Калугин М. А., Олейник Д. С., Шкаровский Д. А. Влияние ценности нейтронов на расчёты функционалов нейтронной кинетики методом Монте-Карло в зависимости от параметров легководных критических стендов (НИЦ «Курчатовчкий институт»).

Головин Н. П., Мороко В. И., Лопаткин А. В. Исследование особенностей трансмутации минорных актинидов в установках типа ВВЭР и БР (АО НИКИЭТ).

Титаренко Ю. Е., Медников И. В., Батяев В. Ф., Павлов К. В., Титаренко А. Ю., Легостаев В. О., Живун В. М., Зарицкий Я. О., Ковалишин А. А., Давиденко В. Д., Кутеев Б. В., Кащук Ю. А., Мещанинов С. А., Обудовский С. Ю. Бенчмарк эксперименты с использованием нейтронного генератора НГ-24 и микромодели бланкета термоядерного источника нейтронов с плавом фторидов солей 0.52NaF+0.48ZrF₄, помещенной в водяной бак (НИЦ «Курчатовский институт», Частное учреждение «ИТЭР-Центр»).

Декусар В. М., Гурская О. С., Мосеев А. Л. Накопление ²³²U при многократном рецикле урана и плутония в быстром реакторе (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Радиационные технологии

Внуков Р. А., Котов Я. А., Невиница В. А., Колесов В. В., Бландинский В. Ю., Лапин А. С., Кузенкова Д. С., Фомиченко П. А., Михайлов Г. М., Коробейникова Л. В., Бурьевский И. В., Стогов В. Ю, Шагинян Р. А, Елисеев В. А., Гулевич А. В. Оценка возможности получения экспериментальных данных для зон ВВЭР-СКД на стенде БФС (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Белоусов В. И., Давиденко В. Д., Дьячков И. И., Елкин Н. Н., Зборовский В. Г., Иоаннисиан М. В., Лиханский В. В., Малков М. Р., Хоружий О. В., Чернецкий М. Г. Связанный нейтронно-физический и теплогидравлический расчёт тестовой модели реактора с водой сверхкритического давления с применением метода Монте-Карло (НИЦ «Курчатовский институт», ФГБУН «Физический институт имени П.Н. Лебедева» РАН).

Колесов В. В., Коробейников В. В., Михалёв А. В., Пупко Л. П. Влияние спектральных и гетерогенных эффектов на эффективность выжигания минорных актинидов (АО «ГНЦ $P\Phi - \Phi \Im N$ »).

Ананьев А. В., Артемов В. Г. Об оценке погрешности расчета реактивности методом анализа неопределенности и чувствительности при верификации нестационарных нейтронно-физических программ (ФГУП «НИТИ»).

Григорьев С. Д., Егоров М. Ю., Коваленко И. И., Кректунова И. П., Лавровская Н. П. Способы обращения с отработавшим ядерным топливом и методы его переработки (Санкт-Петербургский государственный университет аэрокосмического приборостроения).

Алексеев П. А., Мокшанов Н. А., Пышко А. П. Характеристики космических ЯЭУ с топливом из низкообогащённого урана (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Шагинян Р. А., Коробейникова Л. В. Особенности наработки изотопов в быстрых реакторах (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Материаловедение и термомеханика)

Ярыгин В. И., Тулин С. М. Поведение платины на поверхности монокристаллического вольфрамового эмиттера термоэмиссионного преобразователя АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Виленский О. Ю., Лапшин Д. А., Рябцов А. В., Фаракшин М. Р. Термомеханическое взаимодействие элементов тепловыделяющей сборки активной зоны реакторов типа БН в условиях высокодозного облучения (АО «ОКБМ Африкантов»).

Арефинкина С. Е., Герстле А. Д., Ерак Д. Ю., Ефремов П. К., Кругликов А. Е., Михин О. В., Мурашов В. Н., Насонов В. А., Песня Ю. Е., Трофимчук В. В., Яковлев В. В. Расчётное моделирование параметров опытных твэлов толерантного типа при их исследовании в реакторе ИР-8 (НИЦ «Курчатовский институт»).

Теплофизика и гидродинамика

Сорокин А. П., Кузина Ю. А., Денисова Н. А. Экспериментальные и расчетные исследования гидродинамики и теплообмена в турбулентных потоках жидких металлов в ТВС быстрых реакторов (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Асхадуллин Р. Ш. Синтез водорода методом окисления бинарного расплава Sn-Al водяным паром (ИАТЭ НИЯУ МИФИ).

Лучинкин Н. А., Разуанов Н. Г., Полянская О. Н., Соколов М. А., Шенягин Е. М. Гидродинамика и теплообмен при подъемном течении жидкого металла в трубе в поперечном магнитном поле при смешанной турбулентной конвекции (НИУ «МЭИ», ОИВТ РАН).

Скобеев Д. А., Легких А. Ю. Исследование кинетики процесса удаления водорода с помощью гранулированного оксида меди в бескислородной газовой среде (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Воронин И. А., Мельников В. П., Посаженников А. М., Зуборева М. В., Добони К. А. Расчетно-экспериментальное обоснование характеристик фильтрующего материала для фильтра механической очистки свинцово-висмутового сплава (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Щербаков С. И. Расчетные технологии. Два механизма турбулентного взаимодействия в текущей жидкости (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

А. П. Сорокин



МАССОВЫЕ И ВНУТРЕННИЕ КОММУНИКАЦИИ

МАССОВЫЕ И ВНУТРЕННИЕ КОММУНИКАЦИИ

Мероприятия и знаковые события при участии АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» в 2023 году

В рамках рабочей поездки в Калужскую область генеральный директор Госкорпорации «Росатом» Алексей Лихачев посетил АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», где ознакомился с научной и технологической базой предприятия, с научными исследованиями и разработками специалистов института для атомной энергетики и ядерной медицины. Алексей Евгеньевич высоко оценил научно-технические достижения предприятия, поблагодарил коллег за проделанную работу. Глава Росатома отметил высокий научный потенциал ФЭИ для развития этого направления, с учетом высокого спроса на мобильные атомные станции в России. Кроме того, Алексей Лихачев отметил положительную динамику ключевых направлений деятельности института.

В День российской науки на торжественном заседании Научно-технического совета Физико-энергетического института





имени А. И. Лейпунского ряд сотрудников института, внесших большой личный вклад в развитие атомной отрасли и за значительные успехи в профессиональной деятельности, были награждены региональными и отраслевыми наградами. Специалисты института также были награждены в рамках торжественного собрания ученых Калужской области, состоявшегося в Технической академии Росатома.

27 февраля совместные проекты развития города и региона обсудили представители городского Совета школьного актива «Молодежный пар-

ламент». Гости побывали на площадке Физико-энергетического института им. А. И. Лей-пунского, узнали о ключевых направлениях деятельности научного центра, возможностях

целевого обучения для молодежи и преимуществах работы в атомной отрасли.

В марте будущие нефтегазодобытчики побывали на Первой в мире АЭС. Гости посетили отраслевой мемориальный комплекс на базе Первой в мире атомной электростанции в Обнинске.



Поездку в Калужскую область студенты Российского государственного университета нефти и газа (НИУ) имени И. М. Губкина получили как поощрение за активное участие в проектах организации «Россия — страна возможностей».

В ГНЦ РФ – ФЭИ увеличили объемы наработки актиния за счет улучшения производственного процесса. Об этом представители Физико-энергетического института

им. А.И. Лейпунского рассказали на международной конференции по ядерной медицине в Кейптауне Южно-Африканской Республики. В составе делегации Росатома они совместно со специалистами АО «В/О «Изотоп» (входит в «Русатом Хэлскеа») представили постерные доклады о трендах в клинических испытаниях радиофармпрепаратов на основе актиния-225 (Ac-225) и обеспечении высокого качества производства этого радиоизотопа.



Специалисты ГНЦ РФ – ФЭИ приняли участие в заседании штаба по сооружению ИЯУ МБИР и обсудили ключевые события 2023 года. В Димитровграде (Ульяновская область) состоялось заседание оперативного строительного штаба по вопросам хода реализации проекта многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах (ИЯУ МБИР). Оно прошло под руководством директора по капитальным вложениям, государственному строительному надзору и государственной экспертизе Госкорпорации «Росатом» Геннадия Сахарова.



В марте 40 будущих физиков и химиков Московской области познакомились с ядерной энергетикой в ГНЦ РФ — ФЭИ. Сотрудники Физико-энергетического института имени А.И. Лейпунского организовали технический тур для учащихся Павловской гимназии (д. Веледниково, Московской обл.), которые углубленно изучают физику и химию. В состав экскурсионной группы также вошли девятиклассники, ориентированные на специальную подготовку в этих направлениях.

Обнинским школьникам рассказали об атомной энергетике и возможностях целевого

обучения. Сотрудники Физико-энергетического института имени А. И. Лейпунского провели просветительские мероприятия для старшеклассников МБОУ «Гимназия» и Лицея «Физико-техническая школа» г. Обнинска. Они рассказали о принципах работы атомных электростанций (АЭС), о том, что использование атомной энергии — это самый эффективный путь к безопасной и экологически нейтральной энергетике высокой мощности, а также представили карьерные возможности в российской атомной отрасли.

В 2023 году сотрудники Физико-энергетического института имени А. И. Лейпунского отмечены высокими государственными наградами. Медалью ордена «За заслуги перед Отечеством» ІІ степени награждены два сотрудника ГНЦ РФ – ФЭИ: начальник департамента Алексей Камаев и ведущий научный сотрудник Виктор Осипов. Медалью «За заслуги в освоении атомной энергии» награжден заместитель научного руководителя ГНЦ РФ – ФЭИ Дмитрий Клинов. Почетное звание «Заслуженный работник атомной промышленности Российской Федерации» присвоено главному специалисту отделения ГНЦ РФ – ФЭИ Георгию Биржевому.

В рамках контракта Росатом и Аэрофлот впервые в России реализовали совместный проект по импортозамещению воздушных фильтров для систем подачи и рециркуляции воздуха в салонах самолетов иностранного производства. Производство фильтров по конструкторскому решению инженеров Аэрофлота обеспечили эксперты Физико-энергетического института имени А. И. Лейпунского. Многоэтапные испытания изделий, произведенных Росатомом, подтвердили их полное соответствие требуемому уровню безопасности. Расчетный ресурс отечественных фильтров превышает показатели зарубежных аналогов на 20—25 %, что делает их экономически более эффективными.

Представители ГНЦ РФ – ФЭИ приняли участие в лектории Музея мировой атомной энергетики. В преддверии Дня мирного использования ядерной энергии, на площадке Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ) состоялся лекторий Музея мировой атомной энергетики при поддержке отечественного Ядерного общества и Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского.

Научно-общественное и историческое мероприятие собрало студентов, молодежь, ветеранов Обнинска, Калуги и Москвы, ведущих специалистов и ученых-атомщиков Ядерного общества, ФЭИ, других предприятий, общественности наукограда.

В Обнинске проведен Фестиваль детского рисунка «Планета Мирный Атом», посвященный Дню мирного использования ядерной энергии. На мероприятии, организованном Физико-энергетическим институтом им. А. И. Лейпунского, ребята раскрасили асфальт возле Дома культуры ФЭИ всеми цветами радуги. В рамках мероприятия также чествовали финалистов программы «Школьник Росатома — собери портфель пятерок» — трудолюбивых, старательных и успешных ребят, родственники которых работают в Физико-энергетическом институте. Церемония признания заслуг



родителей в воспитании детей — отличников и хорошистов — с вручением заслуженных наград прошла в торжественной обстановке. Всего в финал вышли 77 учеников: круглыми отличниками стали 10 человек, 14 ребят по итогам года получили меньше трех четверок, а 53 ребенка — четыре и больше отметок «4».

Соглашение о создании совместной научно-исследовательской лаборатории «Математическое моделирование теплофизических и нейтронно-физических процессов»



подписали генеральный директор Физикоэнергетического института им. А.И.Лейпунского Андрей Лебезов и директор Обнинского института атомной энергии НИЯУ МИФИ Алексей Панов. Подписание состоялось в рамках Стратегической сессии по созданию Международного научно-образовательного центра атомных и смежных технологий, прошедшей 28—29 июня в Обнинске. Направления деятельности совместной лаборатории отражают актуальные научные и технические задачи, стоящие перед атомной отраслью:

физика ядерных реакторов с быстрым и тепловым спектром нейтронов, включая расчетное сопровождение действующих и перспективных реакторов; база теплофизических данных и констант; расчетные исследования в обоснование возможности наработки различных изотопов и другие.

Молодые ученые Росатома представили инновационные проекты на юбилейной отраслевой научно-практической конференции «КОМАНДА-2023». Ведущий научный сотрудник Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского Андрей Морозов представил доклад в секции «Обоснование безопасности объектов использования атомной энергии». В своем докладе «Экспериментальные исследования теплофизических процессов в обоснование длительной эффективной работы пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР» он представил результаты экспериментальных исследований, направленных на обоснование увеличения длительности автономной работы пассивных систем безопасности реакторной установки ВВЭР. В ходе опытов, проведенных на площадке ГНЦ РФ – ФЭИ, изучались два процесса, оказывающих значительное влияние на эффективность работы этих систем: генерация неконденсирующихся газов и накопление борной кислоты в активной зоне реактора. Результаты исследований, проведенных на экспериментальных стендах, могут быть использованы для обоснования работоспособности пассивных систем безопасности ВВЭР.

Специалисты ГНЦ РФ – ФЭИ стали призерами программы признания «Человек года Росатома». Команда Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского «Спасительная радиоизотопная продукция из ФЭИ» стала победителем в номинации «Устойчивое развитие» Х юбилейной отраслевой программы признания «Человек года Росатома». Церемония награждения прошла 4 июля в Санкт-Петербурге, в большом концертном зале «Октябрьский». В команду вошли Семен Артамонов, Татьяна Ковальчук, Тимофей Козлов, Кирилл Мурашин, Галина Плаксина, Артур Рудак, Максим Самсонов,



Сергей Ткачев, Наталья Тогаева и Артем Фомин. Дмитрию Анатольевичу Клинову, заместителю научного руководителя ГНЦ РФ – ФЭИ по перспективным тематикам, присуждено 1 место в номинации «Руководитель проекта НИОКР»; младший научный сотрудник Вячеслав Мишин занял 2 место в номинации «Молодой ученый»: инженер Руслана Сутягина заняла 3 место в категории «Научный сотрудник».



14 июля прошло торжественное заседание Научно-технического совета Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского, посвященное 50-летию энергетического пуска первого в мире промышленного реактора на быстрых нейтронах БН-350. Более 200 ученых и специалистов предприятий Госкорпорации «Росатом», научных организаций страны, а также делегация из Казахстана приняли участие в мероприятии, которое состоялось в Доме культуры ФЭИ.

Научно-технологическая проектная образовательная программа «Большие вызовы» прошла с 1 по 24 июля на федеральной территории «Сириус» и собрала почти 400 школьников из 70 регионов России. Специалисты обнинского Физико-энергетического института выступили экспертами научно-технологических проектов школьников, направленных на решение актуальных задач развития экономики и промышленности страны.

Достижения специалистов ГНЦ РФ – ФЭИ отмечены на ежегодном городском

конкурсе «Человек года-2022». Чествование номинантов и лауреатов городского конкурса





«Человек года» состоялось 27 июля в обнинском Доме культуры ФЭИ. Знаком «Общественное признание» в номинации «Производство» награжден начальник лаборатории радиоизотопов Физикоэнергетического института Сергей Ткачев за завоевание рынка сбыта радиоизотопа актиния-225 и увеличение его выработки. В номинации «Наука» Физико-энергетический институт представлял начальник лаборатории радиофармпрепаратов и нуклидов научно-производственного чистых изотопов радиофармпрепаратов комплекса Андрей Кузнецов.

Специалисты ГНЦ РФ – ФЭИ выпустили пилотный образец установки для обнаружения воды в авиационном топливе. Ученые обнинского Физикоэнергетического института разработали, создали и испытали не имеющую аналогов в России автоматическую транспортабельную экспресс-систему нейтронно-активационного анализа содержания воды в керосине и других видах углеводородного

топлива, в том числе в полевых условиях. Первый пилотный мобильный образец установки выпущен Физико-энергетическим институтом в кооперации с ПАО «Приборный завод «Сигнал».

Руководители и специалисты ГНЦ РФ – ФЭИ рассказали талантливой молодежи о достижениях и развитии атомной науки. Представители Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского приняли участие в первой Молодежной научно-технической конференции имени Е. П. Славского, которая прошла в рамках в рамках Международного молодежного ядерного форума и Недели атомного образования в Обнинске.

Ученые ГНЦ РФ – ФЭИ рассказали о становлении и развитии технологии быстрых реакторов. Делегация Физико-энергетического института приняла участие в отраслевой научно-технической конференции, посвященной 50-летию пуска первого в мире опытно-промышленного энергетического реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-350 «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-2023)». В рамках пленарной сессии и секционных

заседаний ученые обсудили опыт эксплуатации и совершенствование реакторных установок БН-600 и БН-800, развитие проекта БН-1200, обоснования безопасности и ресурсы оборудования быстрых реакторов.



Молодой ученый ГНЦ РФ – ФЭИ вместе с другими победителями конкурса «Билет в Арктику» побывал в арктической экспедиции. Инженер лаборатории Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского Антон Кравец вернулся из научной экспедиции, во время которой вместе с другими победителями конкурса для студентов и молодых ученых «Билет в Арктику» познакомился с работой промышленных предприятий и нашел возможности для реализации своего проекта по обеспечению теплом арктического региона с помощью радиоизотопного генератора на основе америция и кюрия.

Физико-энергетический институт завершил 5-летнюю программу очистки от металлического натрия аварийных тепловыделяющих сборок исследовательского реактора БР-10, остановленного в 2002 году после 43 лет безаварийной работы. Отработавшее ядерное топливо приведено в безопасное состояние с использованием двухстадийной технологии, созданной и реализованной специалистами горячей лаборатории института. Новая технология в будущем поможет сократить затраты и время при выводе из эксплуатации мощных быстрых реакторов.



Стратегическая сессия городского Совета юниоров Росатома прошла 27 октября на базе школы №18 г. Обнинска при участии представителей Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского, Администрации города, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Технической



академии Росатома, Корпоративной академии Росатома, а также школьников из Электростали, Сарова и Курчатова. Участники обсудили, как можно повысить интерес молодежи к техническим инновационным предметам И технологиям, какие образовательные программы нужны в городах присутствия Росатома, а также профориентацию и организацию различных мероприятий.

Обнинские ученые представили инновационные результаты обоснования технологий новой атомной энергетики. Они лягут в основу создания новой технологической платформы атомной отрасли с быстрыми реакторами и замкнутым ядерным топливным

циклом, не имеющей аналогов в мире. Доклады об этом делегация Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского представила в ходе VI Международной научнотехнической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики».

В Обнинске увековечили память выдающегося ученого с мировым именем Александра Ильича Лейпунского. Ключевым событием серии торжественных мероприятий стало открытие памятника А. И. Лейпунскому, которое состоялось в день 120-летия со дня рождения ученого, 7 декабря, на площади перед первой проходной Физико-энергетического института, носящим его имя. В торжественной церемонии приняли участие руководство и представители администраций и предприятий Калужской области, города Обнинска, Госкорпорации «Росатом», ветераны и работники АО «ГНЦ РФ — ФЭИ». Продолжением



чествования памяти ученого стало торжественное заседание научно-технического совета Физико-энергетического института им. А. И. Лейпунского, которое прошло в тот же день при участии руководителей Госкорпорации «Росатом», АО «Наука и инновации» (управляющая компания научного дивизиона), Научно-исследовательского института атомных реакторов (АО «ГНЦ НИИАР»), АО ОКБ «Гидропресс», АО «ОКБМ Африкантов», НИЦ «Курчатовский институт», ФГУП «НИТИ» им. А.П. Александрова, НИЯУ МИФИ и других — всего около 200 специалистов и молодых ученых атомной отрасли, а также коллег, соратников и последователей выдающегося физика.

Специалисты Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского осуществили успешный физический пуск модели активной зоны реакторной установки БН-1200М на базе комплекса быстрых физических стендов (БФС). Создание в России БН-1200М обеспечит переход к двухкомпонентной атомной энергосистеме на базе быстрых и тепловых реакторов нового поколения.

Около 40 специалистов ГНЦ РФ – ФЭИ приняли участие в 33-й научно-исторической конференции отечественного Ядерного общества «Атомная энер-



гетика на море», посвященной юбилеям ученых: И.В.Курчатова, А.П.Александрова, А.И.Лейпунского, Н.С.Хлопкина и 65-летию принятия в эксплуатацию первой отечественной атомной подводной лодки (АПЛ) К-3. Молодые специалисты активно вовлекаются в обсуждение актуальных вопросов развития атомной энергетики и смежных направлений, обеспечивая преемственность поколений в научно-технологических организациях

Н. Н. Персидская



КАДРОВАЯ СЛУЖБА

КАДРОВАЯ СЛУЖБА

Устойчивое развитие

Ключевым приоритетом АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (далее — Институт), является безопасность технологических решений, условий труда и окружающей среды. Развивая свою деятельность Институт ориентируется на обеспечение задач долгосрочного и устойчивого развития. Кроме того, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» проводит социально ориентированную политику, отвечающую потребностям как работников Института, так и жителей города Обнинска. Социальная ответственность — это один из значимых аспектов устойчивости деятельности Института, обеспечивающий безопасность производственных процессов, условий труда, сохранения жизни и здоровья работников, развитие человеческого потенциала. В социальной сфере АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» реализует проекты, направленные на повышение качества жизни работников и членов их семей, содействие стабильному развитию Калужского региона и росту благосостояния населения города Обнинска.

КЛЮЧЕВЫЕ ПРОЕКТЫ В ОБЛАСТИ СОЦИАЛЬНОЙ УСТОЙЧИВОСТИ

Умные каникулы

«Умные каникулы» — проект, разработанный с целью помочь детям открыть для себя увлекательный мир науки, исследований и профессиональных направлений, узнать о принципах работы атомных реакторов, их роли в производстве электроэнергии, а также о мероприятиях по обеспечению безопасности в ядерной энергетике. Проект является частью большой профориентационной программы Института, помогает вдохновить детей на будущие карьерные достижения в области науки и технологий, определить свои профессиональные интересы и склонности. Проект разработан в 2023 году специалистами научного блока, лаборатории психофизиологического обследования, музейной группы и группы по социальной работе.











В 2023 году в рамках проекта были проведены две смены в детском оздоровительном лагере с профориентационной программой «Пять шагов к атому», в которых приняли участие 36 детей работников предприятия в возрасте от 8 до 14 лет. Каждая смена длилась 14 календарных дней, за это время были проведены увлекательные практические занятия, лекции, опыты, интерактивные игры, которые помогли детям не только узнать что-то новое, но и развить свои навыки анализа, логического мышления, творческого подхода к решению задач.

Школа развития «УМНОЕ СЕРДЦЕ»

«Умное сердце» — это проект по вовлечению школьников и детей дошкольного возраста в атомную науку. Проект формировался на протяжении более 20 лет на базе опыта, наработок и материалов, накопленных в Музее АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Музейном клубе, созданном для работы с общественностью, на основе опыта работы методологического семинара по системному проектированию, ТРИЗу (теория решения изобретательских задач).

Основные работы по проекту ведутся сотрудниками музейной группы Института и участниками Музейного клуба, созданного дирекцией института для поддержки музейного проекта (ветераны атомной отрасли, краеведы, учителя, студенты и школьники, ветераны подводного флота, молодые ученые (СМУС и МОЛКОМ ФЭИ), СМУС ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Профком ФЭИ). Проект многоступенчатый, охватывает все возрастные категории. Рассчитан на дошкольников 3—7 лет, школьников 1—11 класс, студентов, молодых ученых и специалистов, ветеранов отрасли.











Историко-экологический субботник

Субботник проходит ежегодно между 9 мая и 26 июня — важнейшими датами физического и энергетического пуска Первой в мире АЭС. Это мероприятие объединяет ветеранов, сотрудников АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», их детей и внуков, а также юных ученых — воспитанников школы развития «Умное сердце». Каждому участнику находится дело по душе. Взрослые выпиливают подлесок и моют окна, а дети рисуют, играют, сажают цветы в клумбе «Умное сердце».













Школьник Росатома. Собери портфель пятерок»

Данная программа направлена на выявление и признание учебных достижений школьников, чьи родители работают в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и поощрение их высоких достижений в области образования. Все участники программы по итогам года награждаются дипломами, а занявшие призовые места — ценными подарками. В Институте программа действует с 2016 года.











Курчатовские чтения

Научно-популярное мероприятие для школьников из Северной агломерации Калужской области — лауреатов научных конференций и победителей олимпиад. Региональные обнинские Курчатовские чтения для старшеклассников проходят ежегодно,

начиная с 2019 года. Школьников знакомят с уникальными фактами ядерной физики, историей мирного атома и зарождением советского атомного проекта.

Также АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» поддерживает федеральные экологические проекты «БумБаттл» и «Добрые крышечки». Участие в экологических проектах позволяет не только проявить заботу о природе, сдав бумагу и пластиковые крышечки на переработку, но и помочь детям, которым нужна поддержка. Проект «Добрые крышечки» организован совместно с Благотворительным фондом «Волонтеры в помощь детям-сиротам». В 2023 году было собрано 305 кг макулатуры и 20 кг пластиковых крышечек.

Кадровый потенциал

Кадровый состав

Один из важнейших элементов эффективного управления деятельностью и, один из ключевых приоритетов развития АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», является обеспечение Института квалифицированным персоналом.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» заинтересован в предоставлении равных возможностей различным гендерным и возрастным группам работников.

Численность работников, человек

Показатель	2021		2022		2023	
Списочная численность	1899		1907		1940	
	муж.	жен.	муж.	жен.	муж.	жен.
	1173	726	1161	746	1187	753
Среднесписочная численность	1 851		1 850		1883	

Учитывая специфику деятельности, а именно наличие работ, относящихся к вредным условиям труда, соотношение мужчин к женщинам в среднем составляет 61 % к 39 %.

Численность персонала с разбивкой по уровням должностей, человек

Категория	2021		20	22	2023	
персонала	муж.	жен.	муж.	жен.	муж.	жен.
Руководители	254	47	250	56	249	61
Специалисты	605	525	604	541	632	543
Служащие	-	3	-	2	-	2
Рабочие	314	151	307	147	306	147
Всего	1173	726	1161	746	1187	753

Средний возраст работников, лет

	2021	2022	2023
Всего по институту	52,0	51,7	50,9
Научный персонал	51,8	51,3	50,4

Стаж работы в Институте

до 5 чело		доля, %	5—10 лет, человек		доля, %	более 10 лет, человек		доля, %
52	26		38	34		10	30	
муж.	жен.	27,1	муж.	жен.	19,8	муж.	жен.	53,1
332	194		263	121		592	438	

Средний стаж работы в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» составляет более 16 лет.

ОБУЧЕНИЕ

Профессиональное развитие персонала — залог динамичного развития и конкурентное преимущество Института. Большое внимание уделяется адаптации новых сотрудников и передаче им ключевых знаний от опытных наставников с целью ускорения получения от сотрудника результата и сохранения всех важных и ценных знаний в Институте. Работники Института также активно участвуют в программах развития корпоративных компетенций и управленческих навыков.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» действует комплексная система оценки, адаптации, обучения и развития персонала. По результатам ежегодной оценки персонала и с учетом планов развития Института и повышения производительности труда составляются индивидуальные планы развития работников, которые включают в себя, в частности, обучающие мероприятия, оплачиваемые Институтом: профессиональная переподготовка и курсы повышения квалификации, тематические семинары, конференции, форумы, круглые столы. Для высокопотенциальных работников действуют программы развития навыков личной эффективности, управленческих компетенций — кадровые резервы различного уровня.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» обеспечивает повышение квалификации и развитие работников, согласно сформированному плану обучения персонала на отчетный период. Так, в 2023 году прошли обучение и повысили квалификацию 1647 работников, 1 работник защитил кандидатскую диссертацию.

С 2021 года (2021 г. — 1196 чел., 2022 г. — 1013 чел., 2023 г. — 1647 чел.) сохраняется высокий уровень обученных работников (не менее 1000 чел. в год), что связано с организацией обучения, в том числе в дистанционном формате, продвижением отраслевой мобильной образовательной платформы Рекорд Mobile, наполняемой программами обучения, разработанными отраслевыми учебными центрами АНО «Корпоративная академия Росатома» и АНО ДПО «Техническая академия Росатома», а также программами, создаваемыми предприятиями отрасли. Это позволило работникам приобрести новые знания для участия в научных и производственных работах, расширить имеющиеся компетенции.

Для решения задач по сохранению квалифицированного персонала, омоложению коллектива в Институте реализуются следующие мероприятия:

- заключены договоры о целевой подготовке кадров для организаций с образовательными учреждениями высшего образования;
- для подготовки кадров высшей квалификации в организации действует аспирантура, организована подготовка к сдаче кандидатских экзаменов, проводятся семинары, вебинары по подготовке и написанию диссертационных работ,
 - реализуются программы преемственности, наставничества/менторинга;

 действует программа практик и стажировок для студентов среднего профессионального и высшего образования.

Принято стажеров и выпускников, человек

	2021	2022	2023
Всего по институту	32	35	79
Научный персонал	29	30	62

УСЛОВИЯ И ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА

В целях повышения мотивации работников Института на достижение высоких результатов труда, а также обеспечения соблюдения трудового законодательства Российской Федерации в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» действует Положение об оплате труда работников, позволяющее устанавливать равную оплату труда для работников, занимающих сопоставимые по ценности для Института должности.

Кроме того, действует Отраслевое соглашение по атомной энергетике, промышленности и науки на 2023—2025 годы между Госкорпорацией «Росатом», Общероссийским отраслевым объединением работодателей «Союз работодателей атомной промышлености, энергетики и науки России» и Российским профессиональным союзом в атомной энергетики и промышленности, регулирующее общие принципы социально-трудовых отношений в атомной отрасли, включая взаимные обязательства сторон по вопросам оплаты труда, условий и охраны труда, режимов труда и отдыха, социальных гарантий, льгот и компенсаций для работников.

Также в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» действует Коллективный договор, условия которого распространяется на всех работников Института.

Одна из целей АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» — это формирование такого социального пакета, который бы повышал уверенность работников в завтрашнем дне. В связи с этим в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» реализуется социальный пакет для всех работников Института, в состав которого входит:

- добровольное медицинское страхование;
- жилищная программа;
- санаторно-курортное лечение и отдых для работников и их детей;
- организация питания работников;
- оказание материальной помощи в различных жизненных ситуациях;
- организация культурно-массовых и спортивных мероприятий;
- поддержка ветеранов и пенсионеров отрасли.

Программа оказания помощи в улучшении жилищных условий реализуется в следующих формах:

- компенсация части расходов на возмещение процентной ставки по кредиту;
- выдача целевого займа на первоначальный взнос по ипотечному кредиту, предоставляемому банком, работникам научно-исследовательских подразделений;
- частичная компенсация (до 90 %) стоимости аренды жилья для молодых работников, не имеющих собственного жилья в регионе работодателя.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» уделяет особое внимание вопросу организации спортивных и культурно-массовых мероприятий: участие в спартакиадах различного уровня, туристические слеты, проводятся торжественные мероприятия, приуроченные к знаменательным датам.

Также в Институте эффективно реализуется система нематериальной мотивации персонала. Составными частями данной системы являются благодарности, почетные грамоты руководства организации и госкорпорации «Росатом», награждение нагрудными знаками отличия. Важным инструментом стимулирования является представление наиболее отличившихся работников к государственным и правительственным наградам. Кроме того, работники АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» ежегодно участвуют во внутриинститутских, городских, отраслевых и научных конкурсах признания заслуг («Конкурс молодых ученых им. А.И. Лейпунского», «Конкурс на соискание награды Калужской области «Почетный знак им. Е. Р. Дашковой», «Человек года», «Лучшие по ценностям», «Лучшие профессиональные практики в отрасли» и др.).

В Институте осуществляется поддержка неработающих пенсионеров: работает совет ветеранов, проводятся социально-культурные мероприятия для работников данной категории, ветераны организации участвуют в мероприятиях, приуроченных к праздничным датам.



МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО, УПРАВЛЕНИЕ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТЬЮ

2023

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО, УПРАВЛЕНИЕ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТЬЮ

Сотрудничество с вузами и институтами Министерства образования и науки, институтами развития, кластерами

В 2023 году для проведения совместных научных исследований, инновационной деятельности и участия в образовательных программах было подписано Соглашение между Обнинским институтом атомной энергетики — филиалом НИЯУ «МИФИ» и АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» о создании совместной научно-исследовательской лаборатории «Математическое моделирование теплофизических и нейтронно-физических процессов».

Продолжается совместная деятельность в рамках Соглашения о научном и техническом сотрудничестве в сфере проведения совместных исследований по разработ-ке оригинальных радиофармацевтических лекарственных препаратов для радионуклидной терапии» от 12.04.2023 № 224/27918-Д, заключенного между АО «ГНЦ РФ—ФЭИ» и ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России. Данное взаимодействие направлено на разработку и введение в медицинскую практику РФЛП на основе Ас-225 и Re-188.

АО «ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт» является участником двух территориальных кластеров Калужской области:

- «Калужский кластер ядерных технологий»
- «Калужский фармацевтический кластер».

В Калужской области накоплен уникальный опыт как в диагностике и лечении онкологических заболеваний радиологическими технологиями, так и разработке новых лечебных препаратов — генераторов радиофармацевтических средств. Территориальное объединение научных и медицинских институтов позволяет реализовывать ряд уникальных проектов в области ядерной медицины. АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» производит радиоизотопы, радиофармпрепараты, источники излучения, имеет фонд высокообогащенных стабильных изотопов. Производство имеет лицензии на право обращения с радиоактивными веществами и их транспортировку, на производство лекарственных средств, работает в системе менеджмента качества ISO-9001.

Кроме того, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» сотрудничает с Ассоциацией «Кластер композитных материалов».

Участие в международном научно-техническом сотрудничестве

В 2023 году АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» продолжало взаимодействие с зарубежными партнерами и заказчиками, среди которых такие компании как Китайская корпорация высокотехнологического оборудования Цзююань Лимитед, (СЈҮНТЕСL) (Китай), Корейский исследовательский институт атомной энергии (КАЕRI) Республика Корея, Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований — Сосны» Национальной академии наук Беларуси (научное учреждение «ОИЭЯИ — Сосны») Республика Беларусь. В отчетном году работы велись по шести зарубежным контрактам.

Традиционными для института являются работы по анализу условий экспорта российских быстрых реакторов и предоставление сервисных услуг замкнутого ЯТЦ другим странам, включая поставку свежего топлива и обращение с отработавшим топливом для тепловых и быстрых реакторов и работы по обеспечению российского участия в проекте МАГАТЭ по инновационным реакторам и топливным циклам ИНПРО.

Отдельно стоит обратить внимание на работы в рамках Международного форума «Поколение IV». АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является ответственной организацией по исполнению Рамочного соглашения о сотрудничестве по научно-исследовательским и опытноконструкторским работам для ядерно-энергетических систем поколения IV Международного форума «Поколение IV», а также по взаимодействию с Комитетом по ядерной науке Агентства по ядерной энергии ОЭСР в части ядерно-энергетических систем поколения IV. В отчетном году специалисты АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» принимали активное участие в совещаниях рабочих групп и Управляющих советов МФП по разным тематическим направлениям, связанным с исследованиями шести ядерных систем: быстрый натриевый реактор (РБН), сверхвысокотемпературный газовый реактор (СВТГР), сверхкритический водяной реактор (СКВР), быстрый газовый реактор (БГР), свинцовый быстрый реактор (СБР), жидкосолевой реактор (ЖСР).

Сотрудники АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» принимали участие в нескольких международных конференциях и выставках:

- Международная научно-практическая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2023»
- Международный военно-технический форум «Армия-2023»
- Международная выставка «Медицинская техника, изделия медицинского назначения и расходные материалы» в рамках VI Международного форума «Ради жизни – For life 2023»
- 73-я Международная конференция по ядерной физике «ЯДРО-2023: Фундаментальные вопросы и приложения»
- XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»
- VI Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики (МНТК НИКИЭТ 2023)»
- V Международная научно-практическая конференция «РАДИОФАРМА-2023» в рамках II Всероссийского конгресса «ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА – 2023»
- Международный форум гражданского участия «МыВместе» в рамках выставки-форума «Россия»

Кроме того, в 2023 году в рамках экскурсий на Первую в мире АЭС и технических туров на экспериментальные установки АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» посетили 18 иностранных делегаций: 197 иностранных специалистов (иностранные студенты российских и зарубежных вузов из Алжира, Египта, Ливии, Конго, Иордании, Тайланда, Боливии, Танзании, Армении, Республики Беларусь, Замбии, Индонезии, Республики Казахстан, Кении, Либерии, Парагвая, Таджикистана, Узбекистана, Эквадора, Вьетнама, Турции, Бразилии, Нигерии, ЮАР, специалисты организаций Ирана, Бангладеш, Республики Беларусь, Республики Корея, Турции).

Научно-технические мероприятия, перечень выставок, семинаров, конференций и школ, в которых Институт принимал участие, либо являлся организатором в 2023 году

N º ⊓/⊓	Наименование мероприятия	Результат выполнения мероприятия
1	Международная конференция по ядерной медицине в Кейптауне Южно-Африканской Республики	Продвижение продукции на российский и международный рынок. Обмен опытом
2	Заседание оперативного строительного штаба по вопросам хода реализации проекта многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах (ИЯУ МБИР) в Димитровграде	Продвижение продукции на российский и международный рынок. Обмен опытом
3	Научно-технологическая проектная образовательная программа «Большие вызовы» на федеральной территории «Сириус»	Помощь школьникам Сириуса создать систему водородной безопасности современной АЭС
4	Расширенное торжественное заседание Научно-технического совета ГНЦ РФ – ФЭИ, посвященное 50-летию энергетического пуска первого в мире промышленного реактора на быстрых нейтронах БН-350	Участники обсудили историю и будущее развитие отрасли, актуальные научные и технические вопросы, проанализировали опыт, полученный при создании, пуске и эксплуатации БН-350, пуск которого в те годы стал технологическим прорывом, положившим начало энергетике будущего
5	Юбилейная отраслевая научно- практическая конференция «КОМАНДА-2023»	Молодежные решения для достижения технологического лидерства за счет реализации инноваций в атомной промышленности
6	Фестиваль детского рисунка «Планета Мирный Атом», посвященный Дню мирного использования ядерной энергии	Признание заслуг родителей в воспитании детейотличников и хорошистов с вручением заслуженных наград

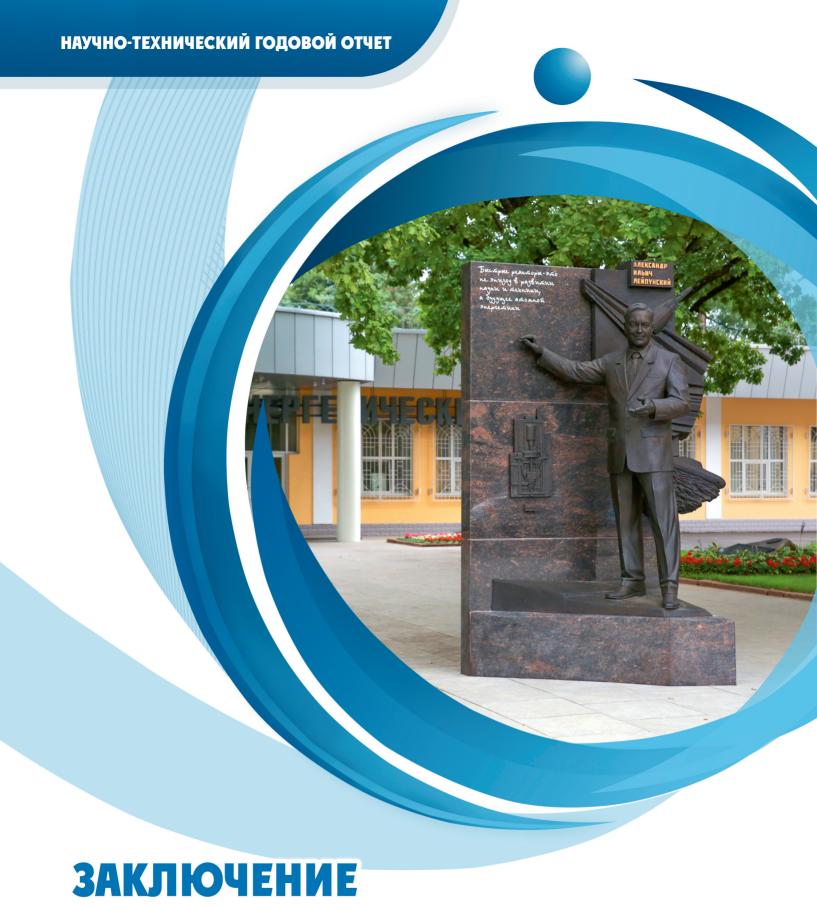
N∘ ⊓/⊓	Наименование мероприятия	Результат выполнения мероприятия
7	Лекторий Музея мировой атомной энергетики	Научно-общественное и историческое мероприятие для студентов, молодёжи, ветеранов Обнинска, Калуги и Москвы, ведущих специалистов и учёных-атомщиков Ядерного общества, ФЭИ, других предприятий, общественности наукограда
8	Семейный фестиваль изобретателей «КараКУРАЖ»	Команда «Генераторы идей» в составе Ивана Савельева, Ольги Сидоровой и их детей заняла 4 место в финале
9	Первая Молодежная научно- техническая конференция имени Е. П. Славского	Проблемы развития атомной науки
10	Отраслевая научно-техническая конференция, посвященная 50-летию пуска первого в мире опытно-промышленного энергетического реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-350 «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-2023)»	Ученые ГНЦ РФ – ФЭИ обсудили проблемы становления и развития технологии быстрых реакторов
11	Стратегическая сессия городского Совета юниоров Росатома	Повышение интереса молодежи к техническим предметам и инновационным технологиям
12	VI Международная научно- техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики»	Обнинские ученые представили инновационные результаты обоснования технологий новой атомной энергетики
13	Торжественное заседание научнотехнического совета Физикоэнергетического института, посвященное 120-летию А.И. Лейпунского	В Обнинске увековечили память выдающегося учёного с мировым именем Александра Ильича Лейпунского
14	33-я Научно-историческая конференция отечественного Ядерного общества «Атомная энергетика на море», посвященной юбилеям ученых: И.В. Курчатова, А.П. Александрова, А.И. Лейпунского, Н.С. Хлопкина и 65-летию принятия в эксплуатацию первой отечественной атомной подводной лодки (АПЛ) К-3	Обсуждение проблем становления и перспективы атомной энергетики на море
15	Участие в выставке «Россия». Павильон Атом	
16	VI Международном форуме онкологии и радиотерапии «Ради жизни»	Представлены достижения АО ГНЦ РФ-ФЭИ в области оказания помощи онкопациентам

Отчет работы НТС и Президиума НТС ГНЦ РФ – ФЭИ за 2023 год

Nº ⊓/⊓	Дата проведения	Мероприятие
1	13.01.2023	Заседание НТС
2	23.01.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
3	08.02.2023	Торжественное заседание НТС, посвященное Дню науки
4	31.03.2023	Итоговое заседание НТС
5	03.04.2023	Заседание Президиума HTC: обсуждение материалов инициативного НИОКР по теме «Разработка нейтронного канала для САС СЦР»
6	25.04.2023	Заседание HTC: рассмотрение диссертаций сотрудников MC3 и инициативных HИОКР
7	02.05.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
8	04.05.2023	Заседание Президиума HTC об опубликовании материалов в научном отчете AO «ГНЦ РФ – ФЭИ»
9	16.05.2023	Торжественное заседание НТС, посвященное 95-летию советника генерального директора Тошинского Г.И.
10	29.05.2023	Заседание Президиума HTC: обсуждение результатов и материалов этапа 1 HИОКР «НИОКР в обоснование безопасности режимов эксплуатации ИЯУ МБИР. Этап 2023-2024 годов»
11	30.05.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
12	08.06.2023	Заседание Президиума НТС о направлении материалов по теме «Изучение сечения 54,57 Fe(η , α) 51,54 Cr реакций при энергиях нейтронов от 4,3 до 7,0 МэВ» в оргкомитет 73 международной конференции по ядерной физике «ЯДРО 2023: Фундаментальные вопросы и приложения»
13	08.06.2023	Заседание Президиума НТС о направлении материалов по теме «Экспериментальное исследование тонкой структуры в сечении реакции 10 В(η , α) 7 Li» в оргкомитет 73 международной конференции по ядерной физике «ЯДРО 2023: Фундаментальные вопросы и приложения»
14	13.07.2023	Заседание HTC: обсуждение материалов Программы деятельности АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»
15	13.07.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
16	14.07.2023	Торжественное заседание HTC, посвященное 50-летию энергетического пуска реактора БН-350
17	02.08.2023	Заседание Президиума HTC о рекламных материалах на международный военно-технический форум «Армия-2023»
18	03.08.2023	Заседание Президиума HTC о представлении видеоролика на международном военно-техническом форуме «Армия-2023»
19	07.08.2023	Заседание Президиума НТС об обсуждении результатов этапа 3 НИР «Комплексные экспериментально-расчетные исследования радиационных явлений в реакторных материалах ядерной и термоядерной энергетики на базе облучения в ионном ускорителе. Этапы 2022-2024 годов»
20	18.08.2023	Заседание Президиума НТС об обсуждении результатов и материалов этапа 2 НИОКР «НИОКР в обоснование безопасности режимов эксплуатации ИЯУ МБИР. Этап 2023-2024 годов»

N∘ п/п	Дата проведения	Мероприятие
21	18.08.2023	Заседание Президиума HTC о материалах Программ вступительных и кандидатских экзаменов
22	22.08.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
23	09.10.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
24	12.10.2023	Заседание HTC о представлении докладов диссертаций, выдвижение работ для участия в конкурсе стипендий за значительный вклад и выдающиеся достижения
25	25.10.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении работы на соискание премии Правительства РФ 2023 в области науки и техники
26	09.11.2023	Заседание Президиума НТС о представлении отчетных документов «Разработка модели и системный многокритериальный анализ атомноводородной энергетики России по перспективным технологиям производства, хранения и транспортировки водорода» Заказчику; о выполнении п. 2.9 этапа 2 КП на выполнение НИОКР «Разработка комплекса для элементарного анализа флюида при помощи нейтронного генератора по мгновенному гамма-излучению»
27	07.11.2023	Заседание Президиума НТС о представлении отчетных документов этапа 2 КП на выполнение НИОКР «Разработка комплекса для элементарного анализа флюида при помощи нейтронного генератора по мгновенному гамма-излучению»
28	28.11.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
29	15.11.2023	Заседание Президиума НТС о рассмотрении отчета о патентных исследованиях по теме «Оптоволоконная система измерения мощности дозы гамма-излучения и индикация бета-излучения в труднодоступных местах»
30	20.11.2023	Заседание Президиума НТС о рассмотрении материалов к защите этапа 2 проекта ЕОТП по теме «Разработка комплекса для элементарного анализа флюида при помощи нейтронного генератора по мгновенному гаммаизлучению»; о рассмотрении результатов и материалов этапа 3 НИОКР «НИОКР в обоснование безопасности режимов эксплуатации ИЯУ МБИР. Этап 2023-2024 годов»
31	27.11.2023	Заседание Президиума HTC: обсуждение результатов и материалов НИОКР
32	28.11.2023	Заседание Президиума НТС о рассмотрении материалов НИОКР «Разработка малогабаритного образца системы измерения мощности дозы гамма-излучения и индикация бета-излучения в труднодоступных местах»
33	07.12.2023	Торжественное заседание НТС, посвященное 120-летию А. И. Лейпунского
34	18.12.2023	Заседание Президиума НТС о выдвижении кандидатов на награждение
35	22.12.2023	Торжественное заседание НТС, приуроченное к празднованию Дня энергетика; рассмотрение материалов работ молодых ученых АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» на конкурс им. А. И. Лейпунского; 65-летие отдела ядерной безопасности

Н. Г. Айрапетова



ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Составители настоящего годового научно-технического отчёта не преследовали цель предоставить читателям полный перечень всех выполнявшихся в 2023 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» научных работ. Это связано с несколькими причинами, ограничивающими наши возможности.

Во-первых, все НИОКР, кроме инициативных, выполняются по заказу различных заказчиков из контура Госкорпорации «Росатом» и раскрытие информации о результатах НИОКР не всегда допускается контрактными обязательствами. Задача коммерциализации результатов выполненных работ требует аккуратного и бережливого обращения с ними и решается нашими заказчиками.

Во-вторых, часть НИОКР выполняется в рамках государственного заказа, и информация о них не подлежит раскрытию в информационном обмене.

В-третьих, права на создаваемые и учтённые объекты интеллектуальной собственности во многих случаях ограничивают возможности информационного обмена.

Тем не менее, содержание научного годового отчёта раскрывает перед читателями разнообразие тематической деятельности АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» и научно-технический уровень выполняемых исследований.

Нельзя не сказать о перспективах тематического наполнения в 2025 году.

В активной фазе находится комплекс НИОКР по обоснованию безопасности энергоблока с РУ БН-1200М. Имеются и выполняются программы экспериментальных и расчётно-методических исследований, задействована и обновляется экспериментальная стендовая база. Выполнение этих работ потребует мобилизации усилий больших коллективов специалистов.

В отрасли приняты организационные решения, составлены программы действий по возобновлению разработки реакторов малой мощности с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем. Для достижения целей потребуется проводить техническое перевооружение экспериментальной базы, решить вопросы разработки и постановки на производство составных частей активной зоны новой конструкции.

Не стихает активность в проведении стратегических системных исследований в области постановки и организации замкнутого ядерного топливного цикла, а также нового энергетического уклада с созданием атомно-водородной энергетики.

Наблюдаются успехи в развитии методологии имитационных исследований, имеющих целью разработку и обоснование радиационно стойких сталей и сплавов.

Неуклонно расширяется сфера деятельности в области ядерной медицины, производства радиоизотопов и изделий медицинской техники.

О результатах НИОКР в этих и других областях пытливым читателям будет предложено ознакомиться в научном годовом отчёте АО «ГНЦ РФ –ФЭИ» в 2025 году.

В. М. Троянов

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

```
БН — реактор на быстрых нейтронах натриевый
ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор
ВВЭР-С — ВВЭР со спектральным регулированием
ВВЭР-СКД — ВВЭР со сверхкритическим давлением
ВТГР — высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
ВТИП — высокотемпературная импульсная плазма
ВТРО — высокотемпературное радиационное охрупчивание
ГО — герметичная оболочка
ГЦТ — главный циркуляционный трубопровод
ДАК — датчик активности кислорода
ЖРК — жидкие радиоактивные концентраты
ЖРО — жидкие радиоактивные отходы
3Н — запаздывающие нейтроны
ИАЗ — изделия активной зоны
ИК-область — инфракрасная область
ИЯУ — исследовательская ядерная установка
ККС БФС — комплексе критических сборок быстрых физических стендов
КМС — компактные металлические системы
МА — массообменный аппарат
МАО — магнито-абразивная обработка
МБИР — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах
МК — микрокампания
MOKC-топливо (англ. MOX — Mixed-Oxide fuel) — смешанное уран-плутониевое оксидное
топливо
НДС — напряженно-деформированное состояние
ННЭ — нарушение нормальной эксплуатации с.80
НЭ — нормальная эксплуатация
ОБИН — обоснование инветиций
ОРУК — обращенное решение уравнений кинетики
ОТВС — отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ — отработавшее (облученное) ядерное топливо
ПБЯ — правила ядерной безопасности
ПГ — парогенератор
ПИ — плененное излучение
ПКМ — паровая конверсия метана
ПООБ — промежуточный отчет по обоснованию безопасности
ПЭМ — просвечивающая электронная микроскопия
РАО — радиоактивные отходы
РБМК — реактор большой мощности капельный
```

```
РЗМ-С — разгрузочно-загрузочная машина сборок
РС — реакторные системы
РУ — реакторная установка
РФА — рентгенофазовый анализ
САС — сосуд аварийного сброса с.83
СНУП-топливо — смешанное нитридное уран-плутониевое топливо
СУЗ — система управления и защиты
СЭМ — сканирующая электронная спектроскопия
ТВС — тепловыделяющая сборка
ТЖМТ — тяжелый жидкометаллический теплоноситель
ТДА — термодинамическая активность
ТФО — твердофазное окисление
ТЦ — топливный цикл
УОКС-топливо — урановое оксидное топливо
ЭТВС — экспериментальная тепловыделяющая сборка
ЯТЦ — ядерный топливный цикл
ЯЭС — ядерная энергетическая система
ЯЭУ — ядерная экспериментальная установка
```

АВТОРСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

Алексеев Ю. В. 125, 131 Иванов А. А. 121 Астахова Н. Э. 86 Иванова Е. А. 80 Асхадуллин Р. Ш. 55, 60, 65 Изотов В. В. 13, 16 Апальнов Е. А. 65 Исанов К. А. 45 Архипов И. В. 116 К Б Казанцев А. А. 80 Бедняков С. М. 13, 16 Кетлеров В. В. 141 Бурьевский И. В. 8 Кинёв Е. А. 101 Клинов Д. А. 78 В Коробейников В. В. 41, 45 Воскресенская В. И. 118 Кривошеев Я. В. 143 Кудашов Д. В. 107 Г Кузина Ю. А. 21 Ганина С. М. 86, 90 Гремячкин Д. Е. 156, 157, 158 Грушичева Е. А. 136, 137 Лебезов А. А. 73
Асхадуллин Р. Ш. 55, 60, 65 Изотов В. В. 13, 16 Апальнов Е. А. 65 Исанов К. А. 45 Архипов И. В. 116 К Б Казанцев А. А. 80 Бедняков С. М. 13, 16 Кетлеров В. В. 141 Бурьевский И. В. 8 Кинёв Е. А. 101 Клинов Д. А. 78 Коробейников В. В. 41, 45 Воскресенская В. И. 118 Кривошеев Я. В. 143 Кудашов Д. В. 143 Кудашов Д. В. 107 Г Кузина Ю. А. 21 Ганина С. М. 86, 90 Гремячкин Д. Е. 156, 157, 158 Грушичева Е. А. 136, 137 Лебезов А. А. 73
Апальнов Е. А. 65 Исанов К. А. 45 Архипов И. В. 116 K K Kазанцев А. А. 80
Архипов И. В.116БКазанцев А. А.80Бедняков С. М.13, 16Кетлеров В. В.141Бурьевский И. В.8Кинёв Е. А.101Клинов Д. А.78ВКоробейников В. В.41, 45Воронин И. А.52Коробейникова Л. В.8, 16Воскресенская В. И.118Кривошеев Я. В.143Кудашов Д. В.107ГКузина Ю. А.21Ганина С. М.86, 90Гремячкин Д. Е.156, 157, 158ЛГрушичева Е. А.136, 137Лебезов А. А.73
КБКазанцев А. А.80Бедняков С. М.13, 16Кетлеров В. В.141Бурьевский И. В.8Кинёв Е. А.101Клинов Д. А.78ВКоробейников В. В.41, 45Воскресенская В. И.118Кривошеев Я. В.8, 16Воскресенская В. И.118Кривошеев Я. В.143Кудашов Д. В.107Кузина Ю. А.21Ганина С. М.86, 90Гремячкин Д. Е.156, 157, 158Грушичева Е. А.136, 137Лебезов А. А.73
Б Казанцев А. А. 80 Бедняков С. М. 13, 16 Кетлеров В. В. 141 Бурьевский И. В. 8 Кинёв Е. А. 101 Клинов Д. А. 78 Воронин И. А. 52 Коробейников В. В. 41, 45 Воскресенская В. И. 118 Кривошеев Я. В. 143 Кудашов Д. В. 107 Кузина Ю. А. 21 Ганина С. М. 86, 90 Гремячкин Д. Е. 156, 157, 158 Л Грушичева Е. А. 136, 137 Лебезов А. А. 73
Бедняков С. М. 13, 16 Кетлеров В. В. 141 Бурьевский И. В. 8 Кинёв Е. А. 101 Клинов Д. А. 78 Коробейников В. В. 41, 45 Воронин И. А. 52 Коробейникова Л. В. 8, 16 Воскресенская В. И. 118 Кривошеев Я. В. 143 Кудашов Д. В. 107 Ганина С. М. 86, 90 Гремячкин Д. Е. 156, 157, 158 Грушичева Е. А. 136, 137 Лебезов А. А. 73
Бурьевский И. В. 8 Кинёв Е. А. 101 Клинов Д. А. 78 Коробейников В. В. 41, 45 Коробейникова Л. В. 8, 16 Воскресенская В. И. 118 Кривошеев Я. В. 143 Кудашов Д. В. 143 Кудашов Д. В. 107 Кузина Ю. А. 21 Ганина С. М. 86, 90 Гремячкин Д. Е. 156, 157, 158 Л Грушичева Е. А. 136, 137 Лебезов А. А. 73
Клинов Д. А
В Коробейников В. В
Воронин И. А
Воскресенская В. И
Кудашов Д. В. 107 Г Кузина Ю. А. 21 Ганина С. М. 86, 90 Гремячкин Д. Е. 156, 157, 158 Грушичева Е. А. 136, 137 Лебезов А. А. 73
Ганина С. М. 86, 90 Гремячкин Д. Е. 156, 157, 158 Грушичева Е. А. 136, 137 Лебезов А. А. 73
Ганина С. М
Гремячкин Д. Е
Грушичева Е. А
Гулевич А. В
Гурская О. С
Легких А. Ю 55, 65
Д Легких К. Г
Дворяшин А. М
Декусар В. М 36
Денисова Н. А
Долгих В. П
Мастеров А. В141
Е Матвеев Ю. В30
Егоров А. С
Егоров А. Ф
Егоров Г. О
Елисеев В. А
Морозов А. В73
Ж Мосеев А. Л
Жидков В. С
Жуков А. М 10, 16
H
3 Николаев С. А141
Забудько Л. М
Зуборева М. В
Зуйков А. А 13

0
Орлов Ю. А 96, 107, 119
п
Пазюк А. Н 96
Панова Д. В
Пастухов В. И 101
Перегудов А. А 13, 26
Печенкин В. А 157
Пиксайкин В. М 156, 158
Плаксин О. А 96, 101
Поролло С. И 121
Порываев В. Ю 157
Посаженников А. М 52
Прищепа В. В 16
P
Раскач О. В 136
Раскач О. В 136
Раскач О. В
Раскач О. В
Раскач О. В
Раскач О. В. 136 С Садовничий Р. П. 55 Сапелкина Т. А. 157 Сахипгареев А. Р. 73 Семенов М. Ю. 13
Раскач О. В. 136 С Садовничий Р. П. 55 Сапелкина Т. А. 157 Сахипгареев А. Р. 73 Семенов М. Ю. 13 Супотницкая О. В. 80
Раскач О. В. 136 С Садовничий Р. П. 55 Сапелкина Т. А. 157 Сахипгареев А. Р. 73 Семенов М. Ю. 13
Раскач О. В. 136 С Садовничий Р. П. 55 Сапелкина Т. А. 157 Сахипгареев А. Р. 73 Семенов М. Ю. 13 Супотницкая О. В. 80 Смыков В. Б. 137
Раскач О. В. 136 С Садовничий Р. П. 55 Сапелкина Т. А. 157 Сахипгареев А. Р. 73 Семенов М. Ю. 13 Супотницкая О. В. 80 Смыков В. Б. 137 Соловьев Н. П. 107
Раскач О. В. 136 С Садовничий Р. П. 55 Сапелкина Т. А. 157 Сахипгареев А. Р. 73 Семенов М. Ю. 13 Супотницкая О. В. 80 Смыков В. Б. 137 Соловьев Н. П. 107 Сорокин А. П. 21

T
Тарасиков В. П 121, 125, 129, 131
Томилов О. Г
Тормышев И. В
Трифанова Е. М 136, 137
Троянов В. М
У
Усанов В. И
Φ
Фокина Д. А
Фоломеев В. И
x
Харчук С. Е 60
Хныкина Е. С
Хромылева Т. А141
Хрячков В. А
ч
Чебышев В. Д 107
Чесноков Е. А 101
ш
Шагинян Р. А 16
Шлёпкин А. С73
Шулепин С. В 121
щ
Щербачева О. С 151
Я
Ярков В Ю 101

СОДЕРЖАНИЕ

ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО ГЕНЕРАЛЬНОГО ДИРЕКТОРА АО «ГНЦ РФ – ФЗИ»4
1 ФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ
Использование свежевыделенного плутония в БН-800
НИОКР в обоснование нейтронно-физических характеристик перспективных реакторов на ККС БФС в 2023 году
Цикл работ по расчетному сопровождению экспериментов, выполненных на комплексе критических стендов БФС
Разработка программы экспериментов на стенде БФС-1 для экспериментального исследования нейтронно-физических особенностей реактора ВВЭР-С с МОКС-топливом
Исследования теплогидравлики быстрых реакторов с жидкометаллическими теплоносителями (достигнутые результаты, проблемы исследований)
2 РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ, КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ
Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах на основе файлов библиотеки РОСФОНД-2020.2 26 А. А. Перегудов, Д. В. Панова
Расчеты накопления актинидов в топливе теплового реактора типа ВВЭР с библиотекой РОСФОНД-2020.2
3 СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ И АТОМНО-ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
Плутоний-241 и америций в двухкомпонентной системе ядерной энергетики
Особенности становления ядерно-водородной энергетики в странах мира и России 41 А. В. Гулевич, А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников
Исследования замыкания топливного цикла реактора типа ВВЭР-1200 на плутонии из отработавшего ядерного топлива

4 ТЕХНОЛОГИЯ ТЖМТ

для контуров с ТЖМТ	52
О распределении примеси кислорода в неизотермических циркуляционных контурах с ТЖМТ	55
Источники металлических примесей в эвтектическом сплаве 44,5 % Pb – 55,5 % Bi. Подход к обоснованию технических условий на свинцово-висмутовый теплоноситель для реакторных установок нового поколения	60
Подходы к выбору конструкций массообменного аппарата с твердофазным источником растворенного кислорода для установок с ТЖМТ	65
5 БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	
Экспериментальное исследование теплофизических свойств растворов борной кислоты применительно к охлаждению реакторных установок ВВЭР	73
А. А. Лебезов, А. В. Морозов, А. Р. Сахипгареев, А. С. Сошкина, А. С. Шлёпкин	
Обоснование безопасности ИЯУ МБИР	78
Использование кода КУПОЛ-БР для анализа водородной безопасности реакторных установок с жидкометаллическими теплоносителями	80
6 РАБОТОСПОСОБНОСТЬ ТВЭЛОВ	
Расчетные исследования температурного и напряженно-деформированного состояния твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом	
Моделирование перестройки структуры оксидного топлива в первые часы после выхода реактора на мощность	86
Математическая модель и метод расчета напряженно-деформированного состояния твэла быстрого реактора при аппроксимации скоростей изменения радиальных напряжений и перемещений квадратичными функциями радиуса	90
7 РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ	
Получение высокотемпературного никелевого припоя методом газовой атомизации расплава	96

Исследование взаимодействия сплава ВН-2АЭ с сурьмой до и после реакторного облучения	01
Паяные соединения элементов из стали ЭП823-Ш в свинцово-висмутовом теплоносителе	07
В. Д. Чебышев, Д. В. Кудашов, Ю. А. Орлов, Н. П. Соловьев	0,
Исследование поведения конструкционных материалов в потоке натриевого теплоносителя1	16
О. Э. Левин, И. В. Архипов	
Испытания материаловедческих образцов в свинцовом стенде	18
Доработка стенда для испытаний макетов изделий активной зоны и конструкционных материалов с обеспечением скорости теплоносителя не менее 3 м/с	19
Материаловедческие исследования топливных, конструкционных и поглощающих материалов реактора БН-350 в горячей лаборатории ГНЦ РФ – ФЭИ	21
Влияние облучения на кристаллическую структуру карбида бора	25
Результаты послерадиационных исследований стержней СУЗ быстрых реакторов 12 В. П. Тарасиков	29
Изменения параметров кристаллической структуры облученного карбида бора при длительных отжигах	31
8 ОТДЕЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАО	
Разработка способа переработки ЖРК цеха радиоактивных отходов	
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»	36
Определение соответствия продукта твердофазного окисления отработавшего натриевого теплоносителя критериям приемлемости к длительному хранению	37
9 КОНВЕРСИОННЫЕ РАЗРАБОТКИ И ОБЪЕКТНО-ОРИЕНТИРОВАННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ	
Метод и устройство для бесконтактного определения содержания кислорода в анализируемой среде	41
В. А. Хрячков, В. С. Жидков, В. В. Кетлеров, А. В. Мастеров, С. А. Николаев, О. Г. Томилов, Т. А. Хромылева	
Роль неоднородного уширения в формировании спектров лазерных жидкостей, активированных ионами Yb³+	43

Влияние пленения резонансного излучения на пространственно-временное распределение населенности в лазерной среде, активированной ионами иттербия О. С. Щербачева, А. А. Суворов	151
Обновление справочной базы данных МАГАТЭ по эмиссии бета-запаздывающих нейтронов (компиляция опубликованных макроскопических данных)	156
Комплексные экспериментально-расчетные исследования радиационных явлений в реакторных материалах	157
Исследования в области ядерно-физических данных по запаздывающим нейтронам для ядерных технологий на базе ускорительного комплекса ГНЦ РФ – ФЭИ	
10 ПЕРИОДИЧЕСКОЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЕ ИЗДАНИЕ ЖУРНАЛ «ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ», СЕРИЯ: «ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ»	160
11 МАССОВЫЕ И ВНУТРЕННИЕ КОММУНИКАЦИИ	
12 КАДРОВАЯ СЛУЖБА	173
13 МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО, УПРАВЛЕНИЕ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТЬЮ	181
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	188
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ	189
АВТОРСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ	191

Научное издание

Научный годовой отчёт АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2023 году

Под общей редакцией доктора технических наук В. М. Троянова

Дизайн издания Л. Н. Чикинёва Компьютерная вёрстка В. Н. Долженко

> Подписано в печать 28.11.2024. Формат 60×84/8. Уч.-изд. л. ~14,31. Усл. печ. л. ~11,51. Печать полноцветная. Бумага мелованная. Гарнитура Helios, AGLettericaC, AGLettericaCondensedC Тираж 100 экз. Заказ №

Оригинал-макет подготовлен специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» 249033, Калужская обл., Обнинск, пл. Бондаренко, 1