



ФЭИ
РОСАТОМ



НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2021

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,
ВЫПОЛНЕННЫХ В 2021 ГОДУ

Обнинск, 2022

ГОСКОРПОРАЦИЯ «РОСАТОМ»
АО «НАУКА И ИННОВАЦИИ»
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2021



УДК 621.039
ГРНТИ 58.33.01
ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / Под общей редакцией д.т.н., научного руководителя В.М. Троянова. — Обнинск: АО «ГНЦ – РФ ФЭИ», 2022. — 206 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2021 году исследованиях и результатах работ по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: энергетические и исследовательские ядерные реакторы, реакторные материалы, элементы активных зон и топливо; исследования в области ядерной физики и лазерных технологий, неэнергетические ядерные технологии, радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, международная научно-техническая деятельность.

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 978-5-907108-40-0

© Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»), 2022

ОБНИНСК, 2022



2021

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





2021

СТРАТЕГИЧЕСКИЕ ЦЕЛИ И ОРИЕНТИРЫ ИНСТИТУТА

**ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО
ГЕНЕРАЛЬНОГО ДИРЕКТОРА**

Научные исследования, проводимые АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в 2021 году, главным образом, были направлены на решение отраслевых задач в следующих областях: создание реакторов нового поколения и обоснование их безопасной эксплуатации; разработка современных методов численного моделирования физических процессов; разработка различных методик ускоренных испытаний кандидатных материалов; создание систем контроля и диагностики.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», осуществляя научное руководство федеральным проектом «Создание современной экспериментально-стендовой базы для разработки технологий двухкомпонентной атомной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом», обеспечило реализацию большого объема научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в обоснование проекта МБИР. Завершены разработки элементов транспортно-технологических систем. Выполнены комплексные разработки для обоснования проектных решений по обеспечению безопасной эксплуатации ИЯУ МБИР, а именно: расчет времени транспорта радионуклидов в обоснование системы КГО; экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик модели активной зоны ИЯУ МБИР на критическом стенде БФС-1; продолжены работы по разработке УПМ-200 ОПГ и УПМ-200-Г – МБИР, системы межконтурной течи, ОПГ МБИР, устройства контроля кислорода в натрии. Продолжены работы по разработке информационных ресурсов в обоснование безопасных режимов эксплуатации ИЯУ МБИР, работы по аттестации и верификации программ для ЭВМ, используемых для обоснования безопасности ИЯУ МБИР.

Исполняя функции головной научной организации по энергоблокам с РУ БН-600 и БН-800, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выполняло в 2021 году необходимый объём НИОКР по сопровождению их эксплуатации, обоснованию ядерной и радиационной безопасности, выполнению эксплуатационных расчётов, проведению реакторных испытаний, переводу БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом. Выполнен комплекс НИОКР по экспериментальному моделированию нейтронно-физических характеристик активной зоны с полной загрузкой МОКС-топливом и получены данные для верификации расчётных программ. Выполнены экспериментальные исследования для обоснования активной зоны БН-800 со сборками для наработки радиоактивного кобальта.

Продолжалось выполнение обосновывающих расчётов и стендовых испытаний для проекта РУ БН-1200М по исследованию вопросов безопасности, обоснованию проектных решений, испытаниям элементов и узлов, как, например, привода циркуляционного насоса второго контура.

Как и прежде, в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» уделяется большое внимание исследованиям в области прикладной физики. В отчетном году продолжились работы по пополнению и уточнению отечественной библиотеки ядерно-физических данных БРОНД четвертого поколения. Выполнены измерения сечений ряда ядерных реакций под действием нейтронов, а также измерения параметров запаздывающих нейтронов для слабоизученных ядер.

В области реакторного материаловедения продолжились работы по созданию методик высокодозного имитационного моделирования радиационных явлений с использованием ускорительных систем. Данные работы легли в основу концепции Центра имитационных исследований. Создание указанного Центра обеспечит

существенный мультипликативный эффект для Госкорпорации «Росатом» в части сокращения временных и финансовых затрат при подборе кандидатных материалов для перспективных реакторных установок.

В 2021 году в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» наметился значительный прогресс в направлении развития лазерных технологий на основе жидких лазерно-активных сред. На базе созданного химико-технологического комплекса были синтезированы лазерно-активные среды с эффективностью преобразования энергии накачки в энергию лазерного излучения более 50%.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», обладая существенными компетенциями и значительным практическим опытом в области вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок с различными теплоносителями, продолжил работы по разработке технологий обращения с радиоактивными жидкометаллическими теплоносителями, переработки твердых металлических радиоактивных отходов и ионообменных смол.

Физико-энергетический институт на сегодняшний день является одной из ведущих научных организаций атомной отрасли, обладающей уникальными компетенциями и современной экспериментальной базой в области разработки и обоснования безопасной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах и ЯЭУ специального назначения, а также в области цифровой дозиметрии и ядерной медицине. Несомненно, всё это позволяет обеспечивать технологическое лидерство Госкорпорации «Росатом» в направлении ядерная энергетика.

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

2021

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: ВЧЕРА И СЕГОДНЯ

1 раздел



АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: вчера и сегодня

Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт создан в 1946 г. во исполнение Постановления Совета Народных Комиссаров СССР (СНК СССР) от 19 декабря 1945 г. как Лаборатория «В» в составе 9-го Управления (Управление специальных институтов) НКВД СССР. В 1949 г. Лаборатория «В» вошла в состав Первого главного управления (ПГУ) при Совете Министров СССР, а в 1953 г. — в Министерство среднего машиностроения СССР. Все последующие годы институт относился к этому Министерству, претерпевшему несколько преобразований. 7 сентября 1960 г. Лаборатория «В» переименована в Физико-энергетический институт (ФЭИ). В 1994 г. ФЭИ получил статус Государственного научного центра Российской Федерации, с 1996 г. носит имя А. И. Лейпунского. В 2000 г. ФЭИ преобразован в ФГУП, в 2015 г. — в акционерное общество. В настоящее время АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» входит в состав Госкорпорации по атомной энергии «Росатом».



Главный корпус АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Здание построено в 1938 г.

В Лаборатории «В» была размещена одна из групп немецких ученых и специалистов, привлеченных к работам по Советскому атомному проекту. Первый научный руководитель Лаборатории «В», немецкий физик Хайнц Позе, задачей исследований считал создание «самодвижущейся урановой машины», т. е. энергетического реактора для транспортных целей. Его предложения совпали с планами А. И. Лейпунского, руководившего научной деятельностью специальных институтов, созданных в системе 9-го Управления НКВД СССР. Таким образом, Лаборатория «В» изначально создавалась как первая в СССР научно-исследовательская организация, предназначенная для создания энергетических ядерных реакторов.

Уже в 1946 — начале 1947 гг. в Лаборатории «В» проводится изучение возможности создания «урановой машины с обогащенным ураном и легкой водой», «дающей энергию в технически применимом количестве». Курировавший научную работу Лаборатории «В»

А. И. Лейпунский в начале 1947 г. поручает ей «выяснение проблем, связанных с модельными опытами на урановых котлах с бериллием как тормозящим веществом».

Было очевидным, что для Лаборатории «В» выбранное направление — создание энергетических реакторов — наиболее перспективно. В те годы при необходимости интенсивного наращивания военной программы в стране не было организации, имеющей возможность полностью переключиться на это направление. В то же время, после взрывов американских ядерных бомб над Японией и испытания советской атомной бомбы, в среде ученых крепло убеждение, что необходим переход к исследованиям по мирному использованию ядерной энергии. Одной из форм такого использования были энергетические реакторы.

В октябре 1949 г. А. И. Лейпунский подготовил предложения о необходимости «шире развить работы по различным энергетическим системам с целью их сопоставления и выбора наиболее эффективных путей». Он считал возможным организовать в Лаборатории «В» работы по реакторам на быстрых и промежуточных нейтронах.*)

29 ноября 1949 г. НТС ПГУ принимает решение, по которому Лаборатория «В» определяется как база строительства опытных энергетических установок для «изучения вопросов о применении их в качестве судовых двигателей для крупных кораблей и подводных лодок».**)

В 1949 — начале 1950-х годов А. И. Лейпунский организует предварительные расчеты по реакторам с различными активными зонами, теплоносителями, защитой и т. п. Все это позволяет составить представление о будущей программе развития института и выделить основные направления его самостоятельной научной деятельности — реакторы на быстрых и промежуточных нейтронах.



Александр Ильич Лейпунский, один из создателей Лаборатории «В» и научный руководитель ФЭИ в 1959–1972 гг.



Дмитрий Иванович Блохинцев, директор Лаборатории «В» в 1950–1956 гг., научный руководитель создания Первой в мире АЭС

*1) Это письмо А. И. Лейпунского от 31 октября 1949 г. подготовлено в Лаборатории «В» и подписано также сотрудниками ПГУ Д. И. Блохинцевым и А. Д. Зверевым. — К истории мирного использования атомной энергии в СССР. 1944–1951. (Документы и материалы) / Минатом России. ГНЦ РФ – ФЭИ; отв. ред. В.А. Сидоренко; сост. Л.И. Кудинова, А.В. Щегельский. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 1994. С. 106–107.

**2) К истории мирного использования атомной энергии в СССР. 1944–1951. (Документы и материалы) / Минатом России. ГНЦ РФ – ФЭИ; отв. ред. В. А. Сидоренко; сост. Л. И. Кудинова, А. В. Щегельский. — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 1994. С. 114–119.



Первая в мире АЭС с реактором АМ (уран-графитовый реактор, тепловая мощность 30 МВт, теплоноситель — вода)

В то же время по предложению И. В. Курчатова Лаборатории «В» передаются работы по созданию Первой в мире АЭС (реактор на тепловых нейтронах), руководителем которых становится директор Лаборатории «В» Д. И. Блохинцев. И программа работ Лаборатории «В» дополняется еще одним направлением.

Так усилиями А. И. Лейпунского и Д. И. Блохинцева в первой половине 1950-х гг. была окончательно сформирована долгосрочная программа научной деятельности института. Ее основные направления:

1. Реакторы на тепловых нейтронах для АЭС.
2. Реакторы на быстрых нейтронах для АЭС.
3. Реакторы для ядерных энергетических установок подводных лодок.
4. Реакторы для ядерных энергетических установок космического назначения.

Работы по созданию Первой в мире АЭС были начаты в ФЭИ в 1951 г., ввод в эксплуатацию и подключение к системе Мосэнерго состоялось в июне 1954 года. Успешный пуск Первой АЭС вызвал широкий международный резонанс и стал поворотом от чисто военных программ к мирному использованию атомной энергии, а Обнинск на долгие годы стал местом паломничества учёных, специалистов, политиков и экскурсантов из многих стран мира.

В 1955 г. в ФЭИ был пущен первый в нашей стране экспериментальный реактор на быстрых нейтронах БР-1 (реактор нулевой мощности на металлическом плутонии). Уже в следующем году вступил в строй второй экспериментальный реактор БР-2 (тепловая мощность 100 кВт, на металлическом плутонии, охлаждаемый ртутью).

В 1957 г. БР-2 из-за проблем с ртутным теплоносителем был демонтирован, и на его месте в кратчайшие сроки создается экспериментальный реактор БР-5. В июне 1959 г. реактор БР-5 был выведен на проектную мощность 5 МВт. В 1971 – 1973 гг. БР-5 прошел реконструкцию с целью повышения мощности до 10 МВт, после чего получил название БР-10. Работа этого реактора, в котором был впервые использован натриевый теплоноситель, дала уникальный опыт по технологии радиоактивного натрия, по физике

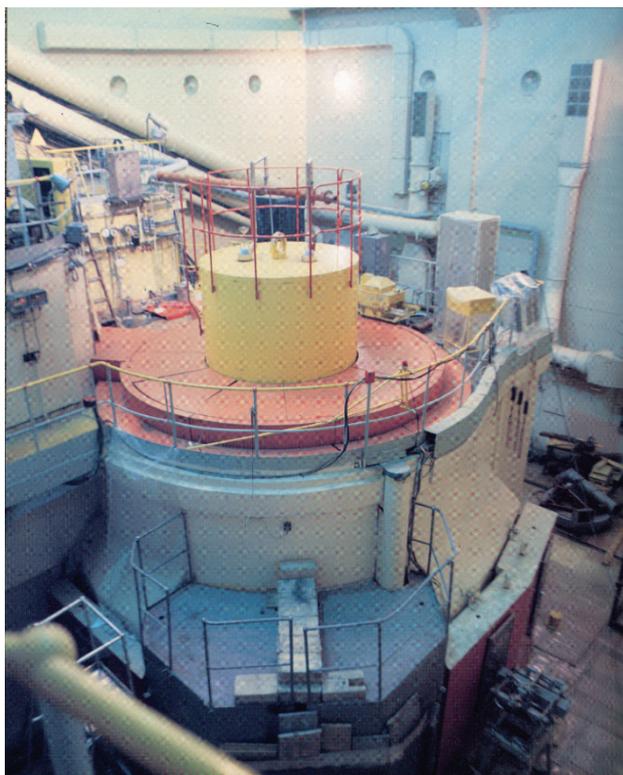
реактора, по стойкости конструкционных и топливных материалов, использованных при создании ряда установок: экспериментального реактора БОР-60 и быстрых энергетических реакторов БН-350 и БН-600.

Физико-энергетическим институтом вписано немало страниц в историю атомной науки и техники. В 1950-х — 1970-х годах в ходе широкомасштабных исследований ФЭИ выдвинул целый ряд новых идей и создал крупнейший комплекс уникальных экспериментальных установок; был накоплен богатейший опыт по физике реакторов на быстрых нейтронах, технологиям жидкометаллических теплоносителей, в применении конструкционных материалов и топливных композиций.

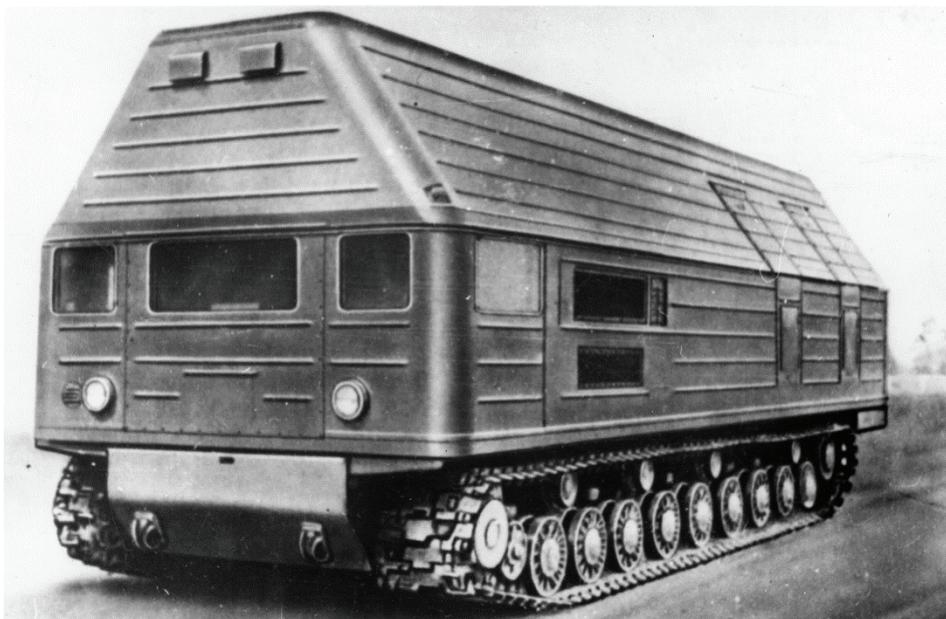
В 1950-х — 1960-х годах под научным руководством ФЭИ разработаны и сооружены первый и второй энергоблоки Белоярской АЭС с ядерным перегревом пара. Работы по тепловым реакторам для Белоярской АЭС (они получили название АМБ) начались уже в начале 1955 г. как естественное продолжение работ по Первой АЭС. В 1958 г. в Свердловской области началось строительство Белоярской АЭС, на которой было введено в строй два энергоблока с реакторами АМБ. Электрическая мощность первого реактора 100 МВт, второго — 200 МВт. Включение в энергосеть первого энергоблока состоялось в 1964 г., второй энергоблок пущен в 1967 г. По исчерпанию проектного ресурса они были выведены из эксплуатации. Опыт создания и эксплуатации этих реакторных установок позднее был использован для создания мощных серийных установок РБМК, а также установок малой мощности для Билибинской АТЭЦ.

В настоящее время все большее значение приобретают малогабаритные ядерные реакторы. Между тем предварительное изучение вопросов создания ядерных энергоисточников малой мощности и их использования в районах Севера началось под научным руководством ФЭИ одновременно с пуском Первой АЭС. В октябре 1956 г. Совет Министров СССР принял решение о начале в нашей стране работ по созданию атомных станций малой мощности. В результате было принято решение о создании первой АЭС малой мощности (электрическая мощность 1,5 МВт). Эта атомная станция получила название ТЭС-3 (транспортабельная электростанция, 3-й проектный вариант).

В 1957–1960 гг. ТЭС-3 была спроектирована и изготовлена на Кировском заводе, а в конце 1960 г. ее доставили на промплощадку ФЭИ. В октябре 1961 г. был проведён энергетический пуск. Эксплуатация ТЭС-3 показала надёжность, хорошую управляемость и удобство в обслуживании. ТЭС-3 была подготовлена к перебазированию в



Исследовательский реактор БР-5 — первый на Евразийском континенте экспериментальный быстрый реактор с натриевым теплоносителем



Блок Транспортальной атомной электростанции ТЭС-3 в походном положении

нефтедобывающие районы, но в последний момент заказчик — Министерство нефтедобывающей промышленности СССР — отказался от ее использования.

Большим достижением ФЭИ в области малой энергетики стало создание реакторов для первой атомной теплоэлектростанции (АТЭЦ) в пос. Билибино на Чукотке, в условиях вечной мерзлоты.

Идея создания Билибинской АТЭЦ была выдвинута учеными ФЭИ и поддержана руководством отрасли. Начало проектирования относится к 1963 г. В соответствии с разработанным проектом БиАТЭЦ состоит из четырех блоков, каждый из которых в номинальном режиме рассчитан на выработку 12 МВт электрической мощности. Разработанные для этой станции реакторы ЭГП-6 являются водо-графитовыми канальными, по типу реактора Первой АЭС. Последовательный пуск четырех блоков состоялся в 1973–1976 гг.

Ввод в строй БиАТЭЦ стал решающим фактором в социально-экономическом развитии этого отдаленного района. Но главное — он ознаменовал начало практического использования малой атомной энергетики, причем в самых экстремальных условиях дальнего Севера. На протяжении четырех десятилетий БиАТЭЦ наглядно демонстрирует высокую надежность и эффективность работы.

Успешная реализация комплексных исследовательских программ, а также ценный опыт эксплуатации исследовательского реактора БР-5 послужили основой создания под научным руководством ФЭИ первого в мировой практике промышленного быстрого реактора БН-350 с натриевым теплоносителем (г. Шевченко, ныне — Актау, Казахстан), введенного в работу в 1973 г.

Уникальным отечественным вкладом в атомную энергетику является создание и эксплуатация с 1980 г. быстрого энергетического реактора БН-600 на Белоярской АЭС (г. Заречный Свердловской обл.). Реактор БН-600 успешно работает в коммерческом режиме с 1980 г., результаты его работы стали базой для дальнейшего промышленного внедрения реакторов на быстрых нейтронах. Первыми этапами этого внедрения являются

реактор БН-800 и ведущееся проектирование коммерческого реактора большой мощности БН-1200.

Энергетический пуск реактора БН-800 осуществлен был в 2015 г. В октябре 2016 г. старейший американский журнал по энергетике «POWER» присудил четвёртому энергоблоку Белоярской АЭС с реактором БН-800 премию «Power Awards» за 2016 г. в номинации «Лучшие станции».

Решая актуальнейшие задачи повышения обороноспособности страны, институт обеспечивал создание, испытания и научное сопровождение ядерных энергетических установок для военно-морского флота и космоса.

В 1956–1958 гг. в Лаборатории «В» пущены экспериментальные наземные стенды-прототипы, представлявшие собой полномасштабные реакторный, турбинный и генераторный отсеки атомных подводных лодок (ПЛА):

– Стенд 27/ВМ — прототип ЯЭУ ПЛА введен в эксплуатацию в 1956 году (реактор на тепловых нейтронах, мощность 75 МВт, теплоноситель – вода).

– Стенд 27/ВТ — прототип ЯЭУ ПЛА введен в эксплуатацию в 1959 году (реактор на промежуточных нейтронах, мощность 75 МВт, теплоноситель — сплав Pb-Bi).

Стенды служили базой для отработки ядерных энергетических установок атомных подводных лодок первых поколений и подготовки их экипажей.

Особой гордостью института является научное руководство созданием ЯЭУ для подводной лодки-истребителя знаменитого проекта 705. Этот корабль опередил время на несколько десятилетий (занесен в книгу рекордов Гиннеса за свои сверхскоростные и маневренные качества).

Другим направлением были работы в области ЯЭУ для космических аппаратов.

В 1955 г. ФЭИ предложил проект ядерного ракетного двигателя для баллистической ракеты, работы по которому велись с начала 1950-х годов. Детальные и углубленные проработки закончились в 1954 г. выпуском отчета «Баллистическая атомная ракета». По существу, это был предэскизный проект ракеты с ядерным ракетным двигателем (ЯРД) на водороде в качестве рабочего тела.

В 1956 г. на основе предложений Лаборатории «В» вышло постановление Правительства СССР по созданию проекта ядерных ракетных двигателей с малогабаритным высокотемпературным реактором. Научным руководителем работ по нейтронно-физической части ЯРД была назначена Лаборатория «В».

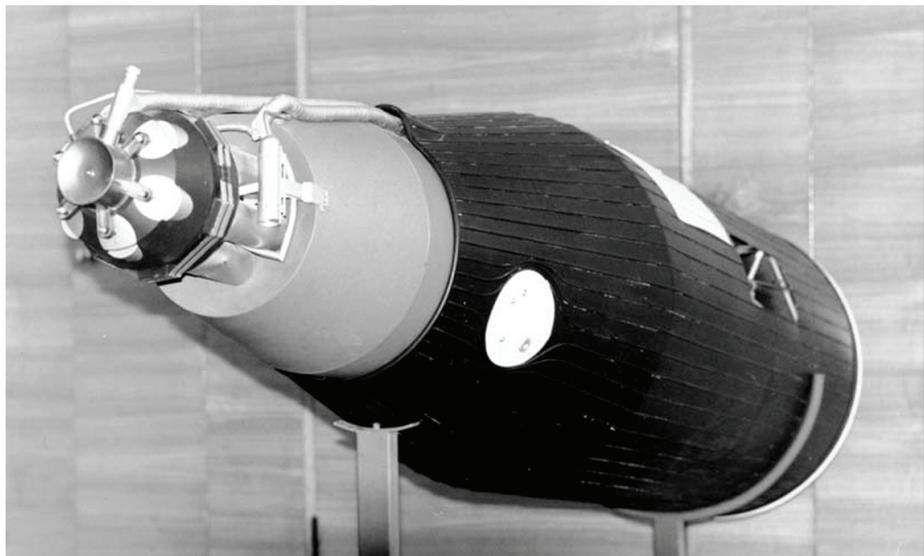
В 1956 г. по инициативе Лаборатории «В» вышло постановление Совета Министров СССР о начале работ над созданием космических бортовых ядерных энергетических установок.*)

Под научным руководством института разработана, прошла летно-конструкторские испытания и принята в боевую эксплуатацию космическая ЯЭУ БУК (Бортовая Установка Космическая) с термоэлектрическим преобразованием энергии. Конструктивная концепция самого реактора и всей ядерно-энергетической установки БУК были предложены учеными ФЭИ.

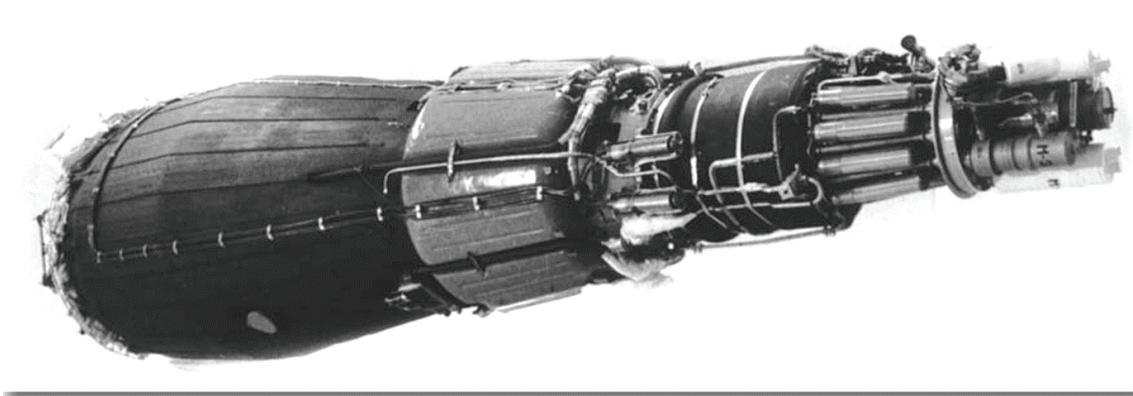
Первая БУК была выведена в космос 3 октября 1970 г. в составе спутника «Космос-367». С 1971 г. установки БУК штатно эксплуатировались в космосе на спутниках военно-морской космической разведки и целеуказания. Всего 33 космических аппарата с ЯЭУ БУК штатно отработали на околоземных орбитах, обеспечивая безопасность страны. Благодаря этим спутникам в 1970 – 1980 гг. практически вся акватория мирового океана находилась под советским контролем.

*) Хроника событий истории ГНЦ РФ – ФЭИ за 50 лет. 1946-1996. – Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 1996. С. 22.

2021



Космическая бортовая ядерная энергетическая установка БУК с термоэлектрическим преобразованием энергии



Космическая бортовая ядерная энергетическая установка ТОПАЗ с термоэмиссионным преобразованием энергии, петлевые испытания электрогенерирующих каналов которой проводились на реакторе Первой в мире АЭС в течение трёх десятилетий

Последний запуск космического аппарата с бортовой ЯЭУ состоялся 15 марта 1988 г. На спутнике «Космос-1933» была установлена доработанная установка БУК с шестимесячным сроком функционирования и электрической мощностью в конце ресурса 2400 Вт. И хотя полет прошел нормально, от эксплуатации аппаратов с ЯЭУ в космосе было решено отказаться. Основной причиной этого стало давление со стороны США и подконтрольных им международных организаций, требовавших от Советского Союза «прекратить загрязнение космоса», а заодно и убравших с пути значительно опередившего их конкурента.

Физико-энергетический институт является родиной первой в мире космической ЯЭУ с термоэмиссионным реактором-преобразователем ТОПАЗ (Термоэмиссионный Опытный Преобразователь в Активной Зоне). Пять установок этого типа прошли ресурсную отработку на наземном космическом испытательном комплексе ФЭИ.

Первый образец КЯЭУ ТОПАЗ заработал в ФЭИ в апреле 1975 г. После сообщения ТАСС по этому поводу в американской газете «Нью-Йорк Таймс» была опубликована

статья Н. Уилфрида «Крупный советский успех». В ней говорилось: «Успешные испытания в Советском Союзе первой в мире атомной термоэмиссионной энергетической установки электрической мощностью несколько киловатт получили высокую оценку в научных кругах зарубежных стран. Американские эксперты признают, что США намного отстали от СССР в области безмашинного преобразования атомной энергии в электрическую».

Первый летный образец ТОПАЗ на «Космосе-1818» заработал в космосе 2 февраля 1987 г. и проработал там 143 дня. Второй ТОПАЗ в составе «Космоса-1867» стартовал 10.07.1987 и проработал уже 343 дня. Отметим, что в последние годы ни коллеги-конкуренты внутри страны, ни специалисты в США и Китае, несмотря на неоднократные попытки, не смогли превзойти технологию изготовления космических ЯЭУ типа ТОПАЗ, фундамент которым заложили ученые и специалисты ФЭИ.

В общей сложности Физико-энергетический институт участвовал в разработке 120 проектов реакторных установок гражданского и военного применения, многие из которых составляют славу и гордость России.

За успешное решение государственных задач 18 сотрудников ГНЦ РФ – ФЭИ стали лауреатами Ленинской и 24 лауреатами Государственной премий.

За многолетний период научно-технической деятельности в ГНЦ РФ – ФЭИ сформировалось 10 научных школ мирового уровня. Почти все они ведут свое начало от созданной А. И. Лейпунским самой первой и выдающейся научной школы в области ядерной и реакторной физики и техники.

Мировое признание получили теоретические и экспериментальные работы, выполненные ГНЦ РФ – ФЭИ по ядерной физике, физике реакторов и радиационной защите, физике плазмы, лазерной физике, теплофизике, гидродинамике, физхимии жидкометаллических теплоносителей, физике радиационных повреждений и радиационному материаловедению.

Учеными ГНЦ РФ – ФЭИ под руководством А. И. Лейпунского выдвинуты идеи ядерных реакторов на быстрых нейтронах, ядерных ракетных двигателей, устройств прямого преобразования энергии, применения жидких металлов в качестве теплоносителя для быстрых реакторов различных типов.

Сегодня АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» — многофункциональная научная организация, ведущая системные исследования физико-технических, инженерных, технологических и экологических проблем использования ядерной энергии и ядерных излучений.

С 2010 года ГНЦ РФ – ФЭИ принимал активное участие в работах по Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения» (ФЦП ЯЭНП), осуществляя научное руководство созданием энергоблока быстрого реактора БН-1200, который рассматривается как основа двухкомпонентной атомной энергетики с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах и единым замкнутым топливным циклом, решение о сооружении которой было принято в 2018 году Решением Президиума НТС Госкорпорации «Росатом».

Немаловажную роль в принятии такого стратегического решения сыграла успешная эксплуатация в течение более 40 лет на Белоярской АЭС энергоблока № 3 с реактором БН-600 и перевод в промышленную эксплуатацию энергоблока № 4 с реактором БН-800, научное руководство пуском и сопровождения эксплуатации которых также выполняет ГНЦ РФ – ФЭИ. В настоящее время институт принимает участие в работах по переводу реактора БН-800 на МОКС-топливо, а также в реализации программы концерна «Росэнергоатом» по увеличению длительности топливной кампании реакторов БН.

Выполнение реализации замыкания ядерного топливного цикла с использованием быстрых реакторов выдвигает Россию в мировые лидеры по решению проблемы

устойчивого энергетического развития страны с двухкомпонентной атомной энергетикой при малом потреблении природного урана и минимальном экологическом воздействии на окружающую среду, а также способствующих глобальному сокращению выбросов парниковых газов.

Ведутся работы по обновлению и модернизации экспериментальной базы, проведено техническое перевооружение комплекса критических стендов БФС, на которых выполняется обоснование нейтронно-физических характеристик всех инновационных проектов ЯЭУ с использованием смешанного уран-плутониевого топлива.

Начаты работы по созданию нового крупномасштабного стенда для отработки и испытаний оборудования для натриевых реакторов типа БН-1200.

Для замещения устаревшей базы исследовательских реакторов отрасли по предложению и под научным руководством ГНЦ РФ – ФЭИ разрабатывается и сооружается в АО «ГНЦ НИИАР» многофункциональный исследовательский комплекс МБИР, который через несколько лет придёт на смену эксплуатируемому с 1969 года исследовательскому реактору БОР-60.

В рамках реализации государственных программ ГНЦ РФ – ФЭИ также принимает участие в разработке реактора БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем, участвует в разработке смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива, проводит экспериментальные исследования по физическому обоснованию активных зон реакторов БРЕСТ ОД-300, БР-1200 и БН-1200 на нитридном топливе.

ГНЦ РФ – ФЭИ участвует в международных программах и проектах, таких как INPRO (Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам), GENERATION 4 (Международный проект по разработке ядерных реакторов 4-го поколения и инновационных ядерных топливных циклов). Важным направлением деятельности института является участие в создании центров ядерной науки и техники для развивающихся стран (Боливия и др.).

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

2 раздел



ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ И ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

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

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

Краткое описание характеристик критических стендов БФС

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

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

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

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

Экспериментальная аппаратура стендов помогает измерять многие характеристики, которые трудно либо невозможно измерить на реальном реакторе. К таким характеристикам можно отнести, например, плотностной (пустотный) эффект реактивности теплоносителя.

Основные технические характеристики критических стэндов БФС

Характеристика	БФС-1	БФС-2
Мощность (макс.), кВт	0,2	1,0
Моделируемый теплоноситель	Na, Pb, Pb-Bi и др.	
Отражатель	U, UO ₂ , Pb, Pb-Bi, сталь и др.	
Плотность потока быстрых нейтронов, (макс.), н/(см ² ·с)	до 10 ⁸	до 10 ⁹
Охлаждение активной зоны	Естественная конвекция или принудительное воздушное охлаждение	

Критический стэнд (КС) БФС-1 предназначен для изучения нейтронно-физических характеристик проектируемых быстрых реакторов и создания бенчмарков. Возможно моделирование и активных зон реакторов типа ВВЭР с водой или имитацией воды блочками полиэтилена, а также моделирование хранилищ ядерного топлива и технологических пределов ядерного топливного цикла. Физический пуск стэнда состоялся 20.02.1962.

На КС БФС-1 проводятся работы по:

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

- разработке и внедрению новых методик определения нейтронно-физических характеристик разрабатываемых перспективных реакторов;

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

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

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

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

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

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

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

- сырьевые материалы (металлический уран и его оксид — обедненные по изотопу U-235, нитрид обедненного урана, оксид естественного урана, металлический торий);

- минорные актиниды (блочки с оксидом Np-237, образцы различных изотопов МА);
- конструкционные материалы (широкий набор сталей и различных металлов);
- теплоносители (металлический натрий, свинец, свинец-висмут, полиэтилен для моделирования воды);

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

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

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

- автоматические дистанционно управляемые манипуляторы (позволяющие реализовать режим осцилляций);

- устройства синхронного ввода макетов стержней СУЗ в активную зону;

- устройства разогрева образцов до 600 °С;

- устройства принудительного охлаждения активных зон;

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

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

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

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

- широкий набор образцов для осцилляторных измерений (в холодном и нагретом до 600 °С состояниях);

- набор фольг и образцов для нейтронно-активационного анализа;

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

- системы регистрации излучений различных типов.

Возможные типы критсборок на стендах БФС:

- модели быстрых реакторов;

- модели реакторов с другим спектром нейтронов;

- бенчмарки для тестирования нейтронных данных;

- бенчмарки для обоснования ядерной безопасности;

- бенчмарки для отработки методик измерений нейтронно-физических параметров.

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

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

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

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

МБИР. Технический проект исследовательского реактора МБИР в качестве стартовой предлагал активную зону с ТВС из МОКС-топлива, стальным экраном и ВРХ с борной защитой, центральным петлевым каналом, двумя периферийными петлевыми каналами, тремя экспериментальными каналами, двенадцатью материаловедческими сборками, а также системой СУЗ с рабочими органами из карбида высокообогащенного и естественного бора. Активная зона реактора МБИР обладает существенной особенностью, которая в опыте разработок быстрых реакторов до сих пор не встречалась: в ней на три топливных сборки приходится одна сборка без топлива. Другой важной особенностью этой активной зоны является неопределенность содержимого экспериментальных ячеек. В них могут быть размещены конструкционные и топливные материалы, теплоносители, поглотители, и т. д. Поэтому возникла необходимость верификации программ для расчета подобных активных зон. Конструкция БФС и набор имеющихся материалов позволяет воспроизвести материальный состав активной зоны, конструкцию бокового экрана и первичной защиты реактора МБИР. Экспериментальные исследования на модели активной зоны МБИР на критическом стенде БФС-1 были проведены в два этапа. В первой серии измерений в 2020 г. исследовалось состояние реактора в начале цикла, когда компенсаторы реактивности частично погружены в активную зону (критическая сборка БФС-111-1). На втором этапе в 2021 г. исследовалась критическая сборка БФС-111-2, моделирующая состояние МБИР в конце цикла, когда компенсаторы реактивности выведены из активной зоны. При этом геометрические размеры активных зон этих двухборок были выдержаны одинаковыми.

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

БРЕСТ-ОД-300. До завершения работ по техническому перевооружению на ККС БФС в наличии было не более полутонны блочков монокристаллического обедненного урана, что недостаточно для полномасштабного моделирования реактора БРЕСТ. Поэтому сначала были проведены предварительные эксперименты на бенчмарк-моделях, близких по

составу и спектральным характеристикам к моделируемому реактору. На этих моделях были выполнены экспериментальные исследования, необходимые для верификации расчетных кодов и нейтронных данных, разрабатываемых в рамках ФЦП ЯЭНП для реакторных установок с жидкометаллическим (свинцовым) теплоносителем и нитридным топливом. Исследования проводились в два этапа. На первом этапе изучалась критсборка БФС-111-1А, активная зона которой состояла из двух частей — центральной с оксидным уран-плутониевым топливом и драйверной с оксидным урановым топливом. На втором этапе исследовалась критсборка БФС-111-1В, с активной зоной из трех частей — центральной с нитридным уран-плутониевым топливом, средней с оксидным уран-плутониевым топливом и драйверной с оксидным урановым топливом. На критсборке БФС-111-1С был исследован эффект изменения плутониевого вектора в центральной вставке, который заключался в замене блочков низкофонового плутония в топливных стержнях центральной подзоны на блочки высоко-фонового плутония при сохранении общей композиции топливных стержней этой подзоны. В 2021 г. начаты работы по полномасштабному моделированию нейтронно-физических характеристик активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300 на стенде БФС-2, которые будут завершены в 2023 г.

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

- Франция, СЕА. Сборки БФС-67, БФС-69, БФС-71 (до 14% Pu в топливе, различное содержание Pu) [8];
- КНР, моделирование реактора CEFR – БФС-65 (1992), БФС-83 (2000), БФС-119 (2019);
- США – утилизация экс-оружейного плутония, создание систем физической защиты, учета и контроля ЯМ на БФС;
- Япония – бенчмарки по натриевой полости, гибридная зона реактора БН-600;
- Республика Корея – модели различных вариантов реактора КАЛИМЕР – БФС-73 (1997), БФС-75 (1999), PGSFR – БФС-84 (2015); SFR – БФС-76 [9] (2010–2011), БФС-109 (2012);
- Индия – серия сборок БФС-24, анализ результатов.

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

- с Францией и Японией, – измерение эффективной доли запаздывающих нейтронов на различных сборках;
- с Францией и другими участниками проекта – измерение скоростей реакций камерами делений на критическом стенде МАЗУРКА;
- с Францией и США – измерение реактивности в условиях сильного влияния пространственных эффектов;
- контракты МНТЦ (более 15 сборок);
- международный проект по оценке бенчмарк-критических экспериментов (12 сборок);
- международный проект по оценке реакторных экспериментов (11 сборок);
- международные эксперименты по сравнению методик измерений реакторных параметров (зарубежные участники – Япония, Франция, критические сборки, кроме БФС, МАЗУРКА, FCA).

В рамках российско-американской программы по учету, контролю и физической защите ядерных материалов с 1994 г. по настоящее время проводится большая работа по усовершенствованию безопасности обращения с ядерными материалами и работы БФС в целом.

В последнее десятилетие на критических сборках БФС был проведен ряд экспериментальных программ по моделированию Корейского быстрого реактора–выжигателя актинидов SFR с металлическим топливом (уран-циркониевый или уран-плутоний-циркониевый сплав) и натриевым теплоносителем в диапазоне мощностей от 100 до 300 МВт (эл). Это были полномасштабные модели активных зон реакторов SFR-300 (БФС-76), SFR-100 (БФС-109), PGSFR (БФС-84). Поскольку для реакторов с металлическим топливом существенны реактивностные эффекты от температурного расширения активной зоны, то в стандартную программу измерений дополнительно были включены измерения эффектов реактивности за счет аксиального и радиального расширения активной зоны. Кроме того, были измерены спектральные индексы минорных актинидов: нептуния, америция и кюрия. Полученный обширный экспериментальный материал был использован корейской стороной для обоснования (лицензирования) дизайн-проекта реакторной установки PGSFR.

В рамках контракта с СЕА (Франция) в 2021 г. был завершен цикл работ в рамках рабочего соглашения по вопросам физики активной зоны быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Был собран ряд критическихборок, моделирующих активную зону с МОКС-топливом со спектральными характеристиками, близкими к таковым в реакторах ASTRID и БН-1200, для последующей оптимизации активных зон с точки зрения величины натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). Целью исследований стало получение экспериментальных данных, которые позволили бы расширить область обоснованного применения расчетных кодов, используемых для проектирования будущих быстрых реакторов.

В рамках контракта с CIAE (КНР) в 2019–2020 гг. выполнено обоснование нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора CEFR с МОКС-топливом. Модель активной зоны CEFR была собрана на БФС-1. Исследования были проведены для двух полномасштабных моделей активной зоны: на начало цикла (БФС-119-1) и на конец цикла (БФС-119-2).

Перспективы использования ККС БФС В 2022 – 2025 годах

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

В рамках этой же комплексной программы будет выполняться моделирование и обоснование нейтронно-физических характеристик перспективных реакторов ВВЭР со спектральным регулированием и на сверхкритических параметрах.

Предполагается также выполнение работ по обоснованию ядерной безопасности быстрого реактора с натриевым теплоносителем при тяжелых запроектных авариях, а также выполнение целого ряда международных контрактов.

Литература

1. Правила ядерной безопасности РУ атомных станций НП-082-07 // Ядерная и радиационная безопасность. №1(47)-2008, М., 2008

2. Казанский Ю.А. и др. Направления исследований на стендах БФС и основные результаты 1961–1985 гг. // Тезисы докладов междунар. конф. «50 лет БФС». — Обнинск, 28 февраля – 1 марта 2012. — Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 2012. С. 3–4.
3. Матвеев И.П. и др. Направления исследований на стендах БФС и основные результаты 1986–2013 гг. // Там же, с. 7.
4. Бриггс Дж. Блейр и др. БФС: вклад в деятельность научных сообществ в области физики реакторов, ядерной безопасности и ядерных данных // Там же, с. 10–11.
5. Казанский Ю.А. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. — М. : Атомиздат, 1977.
6. Дулин В.А. Возмущение критичности реакторов и уточнение групповых констант. — М. : Атомиздат, 1979.
7. Римпо Ж. и др. Необходимость реализации экспериментальной программы на БФС в обоснование перспективных быстрых реакторов // Тезисы докладов междунар. конф. «50 лет БФС». — Обнинск, 28 февраля – 1 марта 2012. — Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 2012. С. 24, 34.
8. Заetta А. Программа ASTRID и сотрудничество с Россией // Там же, с. 13–14.
9. Йо Дж. и др. Анализ критическихборок БФС с металлическим топливом в обоснование корейского быстрого натриевого реактора // Там же, с. 27.

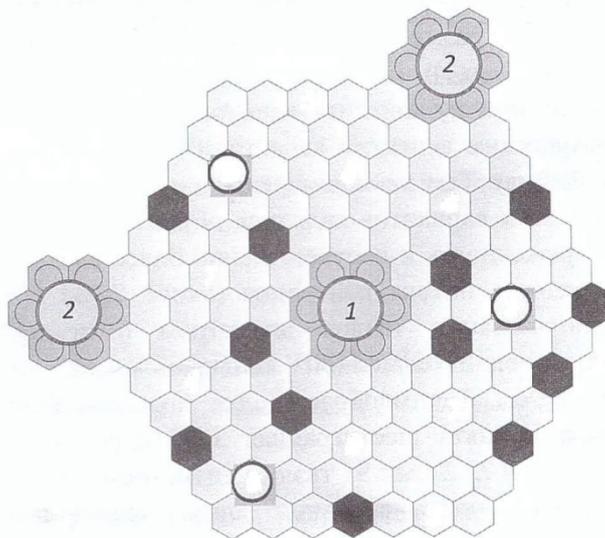
*С. М. Бедняков, А. В. Гулевич, В. Г. Двухшерстнов, А. М. Жуков,
Д. А. Клинов, Г. М. Михайлов, М. Ю. Семёнов*

Моделирование на БФС-1 этапа физического пуска МБИР и эффективности экспериментальных устройств

Целью работы являлось моделирование процесса загрузки топлива на критическом стенде БФС-1 для экспериментального обоснования порционной загрузки ТВС в активную зону реактора МБИР и измерение эффективности его экспериментальных устройств. Загрузка активной зоны реактора от первой ТВС до полностью скомпонованной активной зоны выполнялась поэтапно, первый из которых — проведение физического пуска с достижением минимальной критической конфигурации. В соответствии с принципами и требованиями обеспечения ядерной безопасности, установленными в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии, физические измерения эффективности РО СУЗ необходимы для обоснования требуемых значений подкритичности в режимах кратковременного и длительного остановов и соответствующих запасов реактивности на весь период эксплуатации установок. Моделирование условий реакторных измерений на критическом стенде позволяет повысить надежность получаемых результатов за счет более широких возможностей использования разных методик измерения реактивности, вариации детекторов и их местоположения.

Целевая активная зона, представленная на рисунке с нанесенной на нее сеткой расположения ТВС в активной зоне МБИР, содержит окисное уран-плутониевое топливо, теплоносителем является натрий, над и под активной зоной расположены торцевые отражатели из двуокиси обедненного урана и стальная защита. В активной зоне установлены имитаторы экспериментальных устройств (ЭУ) и макеты органов («гильз») СУЗ. В радиальном направлении активная зона окружена двухслойным стальным отражателем, в котором внутреннее кольцо сформировано из стали Х18, а внешнее — из

стали X12. Стальной отражатель окружен экраном из двуокиси обедненного урана. В направлении металлической колонны стенда БФС-1 от периферии стального отражателя сформирован стальной «коридор» из шести зон, характеризующихся различными типами стальных конструктивных элементов БФС, моделирующий канал в направлении блока ионизационных камер (БИК).



Расчетная картограмма активной зоны модели МБИР, 1, 2 — петлевые каналы [1]

Параметры критичности определенной расчетом конфигурации получают в результате регламентированного вывода собираемой сборки в критическое состояние. До загрузки ТС в активную зону, заполненную макетами ТС, в трубу центрального петлевого канала в ячейку 0-0-0 устанавливается пусковой Pu-Be источник нейтронов. Загрузка ТС в активную зону сопровождалась построением кривых обратного счета по показаниям трех штатных импульсных каналов контроля плотности потока нейтронов стенда БФС-1. Первая порция загружаемых ТС не превышала 10% от расчетного количества ТС, соответствующего критическому состоянию. Вторая порция загружалась после снятия показаний приборов контроля плотности потока нейтронов и не превышала первую. Каждая последующая порция загружаемых ТС не должна была превышать $\frac{1}{4}$ величины оставшегося до минимального экстраполируемого по кривой обратного счета значения количества ТС, соответствующего критическому состоянию. Процедура набора критмассы сборки БФС-121-1 выполнялась таким образом, чтобы на ее основе можно было интерпретировать процедуру набора критмассы модели реактора МБИР, где каждый макет ТВС моделировался несколькими ТС сборки БФС-121-1, в среднем $\sim 2,2$.

Последовательные порции загрузки ТС для БФС-121-1 и ТВС для МБИР выбирались таким образом, чтобы не возникало противоречий правилам ядерной безопасности и в одном, и в другом случае одновременно. При достижении $K_{эфф} \sim 0,98$ (коэффициент умножения нейтронов ~ 50) была проведена поочередная оценка эффективности всех рабочих органов СУЗ и проверка наличия (отсутствия) критического состояния при введении всех рабочих органов СУЗ БФС.

Положение макетов органов СУЗ в активной зоне со стартовой критической загрузкой характеризуется тем, что в ней моделируется полное погружение макетов РР и

частичное погружение макетов АР (полупогруженные АР) реактора МБИР. При этом органы АЗ и КР оставались в самом верхнем положении.

В этой модели РУ МБИР выполнено экспериментальное обоснование возможности загрузки экспериментальных устройств с различными топливными композициями и анализ влияния вариантов загрузки на нейтронно-физические характеристики активной зоны, а также моделирование вариантов установки облучательных устройств с гидридом циркония в боковом экране активной зоны РУ МБИР. Экспериментальные устройства представлялись в виде макетов ТС со СНУП-топливом, МОКС-топливом с низкофоновым и высокофоновым плутонием, металлическим топливом. Получено распределение этих эффектов реактивности по радиусу и по объему сборки.

Двумя методами измерены эффективности макетов РО СУЗ МБИР в условиях максимально возможной загрузки макетов ТС с альтернативными видами топлива в координаты макетов ЭУ (17 макетов ТС со СНУП-топливом, 15 макетов ТС с МОКС-топливом и 11 макетов ТС с металлическим топливом). Экспериментально обосновано, что эффективность органов аварийной защиты не зависит от вида топлива, которое помещается в экспериментальные устройства, и не зависит от количества размещаемых топливныхборок (но не более общего количества ЭУ). Таким образом, ядерная безопасность, связанная с размещением топлива в экспериментальные устройства, надежно обеспечивается. Эффективность РО АР также не зависит ни от вида топлива, загружаемого в ЭУ, ни от его количества, что с точки зрения стабильности величины эффективности достаточно «легких» органов регулирования хорошо для выполнения норм ядерной безопасности, а именно: эффективность отдельных РО АР не должна превышать 0,70βэф. Двумя методами измерены эффекты реактивности загрузки облучательных устройств двух типов, различающихся концентрацией замедлителя, в радиальный экран сборки вместо стержней стального отражателя. Рассмотрены варианты моделирования УО одним и тремя стержнями стенда БФС-1.

Таким образом, задачи экспериментального обоснования безопасности размещения в экспериментальные устройства образцов различных видов топлива и размещения облучательных устройств в отражатель выполнены полностью. Полученные экспериментальные данные рекомендуются к использованию при верификации нейтронно-физических кодов, задействованных при проектировании РУ МБИР. Экспериментальные работы выполнены на научно-техническом уровне, соответствующем самым высоким мировым стандартам, принятым в данной области исследований.

Литература

1. Тузов А.А., Гулевич А.В., Кочетков Л.А. и др. Перспективные задачи МБИР в обоснование характеристик ЯЭУ нового поколения и его экспериментальные возможности // Атомная энергия, 2015, т. 119, вып. 1, с. 29—34.

*С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, А. В. Гулевич,
Д. А. Клинов, Г. М. Михайлов*

Расчёт доминантного отношения для активной зоны реактора типа БН большой мощности применительно к проблеме стабильности нейтронного поля

Многочисленные исследования безопасности быстрых натриевых реакторов показали, что для исключения возможности разрушения активной зоны в запроектных авариях с прекращением расхода теплоносителя через активную зону с несрабатыванием аварийной защиты высота активной зоны должна быть не более 85–90 см, а над ней должна располагаться натриевая полость [1]. Чтобы в этих ограничениях обеспечить необходимую тепловую мощность активной зоны, её диаметр для реактора типа БН большой мощности должен составлять более 4,3 м. Отношение диаметра к высоте для такой активной зоны оказывается более 5.

Правила ядерной безопасности требуют доказательства отсутствия колебаний плотности потока нейтронов. Для активной зоны реактора типа БН большой мощности эта проблема особенно актуальна в связи с увеличенным, по сравнению с ранее разрабатывавшимися активными зонами, доминантным отношением — отношением собственных чисел двух первых гармоник нейтронного потока.

В настоящей работе представлена информация о роли доминантного отношения в проблеме устойчивости нейтронного потока, приведены оценки доминантного отношения активной зоны реактора БН большой мощности и эксплуатируемых в настоящее время реакторов типа БН-600 и БН-800 и проведено сопоставление с доминантными отношениями для реакторов на тепловых нейтронах.

Доминантное отношение ядерного реактора и его связь с устойчивостью нейтронного потока

В качестве критерия устойчивости нейтронного поля широко используется отношение двух первых собственных чисел условно-критической задачи (1), описывающей рассматриваемую активную зону (доминантное отношение):

$$\hat{A}\psi_n = \frac{1}{k_n} \hat{F}\psi_n, \quad (1)$$

здесь \hat{A} — оператор, описывающий перенос, поглощение и рассеяние нейтронов, \hat{F} — оператор, описывающий воспроизводство нейтронов за счёт деления, k_n — собственное число, которому соответствует собственная функция ψ_n , первое собственное значение k_0 — коэффициент размножения, соответствующая ему собственная функция ψ_0 — нейтронный поток в реакторе.

В работе [2] показано, что в приближении мгновенного скачка и одной группы запаздывающих нейтронов изменение нейтронного потока после возмущения реактора может быть представлено в виде разложения:

$$\Delta\varphi(\mathbf{r}, t) = \sum_n a_n(t) \psi_n(\mathbf{r}). \quad (2)$$

Коэффициенты $a_n(t)$ разложения нестационарного потока по собственным функциям условно-критической задачи определяются выражением:

$$a_n(t) = \frac{\rho_n k_n}{1 - k_n} \left\{ 1 - \frac{\beta k_n}{1 - (1 - \beta) k_n} \exp \left[\frac{-\lambda(1 - k_n)t}{1 - (1 - \beta) k_n} \right] \right\} - \frac{\beta k_n \langle \psi_n^*, \Delta \hat{F} \psi_0 \rangle}{[1 - (1 - \beta) k_n] \langle \psi_n^*, \hat{F} \psi_n \rangle} \exp \left[\frac{-\lambda(1 - k_n)t}{1 - (1 - \beta) k_n} \right], \quad (3)$$

где $\rho_n = \langle \psi_n^*, (-\Delta \hat{A} + \Delta \hat{F}) \psi_0 \rangle / \langle \psi_n^*, \hat{F}_0 \psi_n \rangle$ – реактивность n -й гармоники, связанная с внесенным возмущением, β – эффективная доля запаздывающих нейтронов, λ – постоянная распада запаздывающих нейтронов.

Из приведенных выражений видно, что в показатели экспонент входят множители $(1 - k_n) / (1 - (1 - \beta) k_n)$, стремящиеся к 0 при k_n , стремящимся к 1, что приводит к растягиванию во времени переходного процесса. Также в выражение для a_n входит множитель $\rho_n k_n / (1 - k_n)$, возрастающий при k_n , стремящимся к 1, что приводит к увеличению амплитуд высших гармоник. Таким образом, приближение собственных значений высших гармоник к единице (увеличение доминантного отношения) замедляет установление асимптотического распределения нейтронного потока и увеличивает вклад высших гармоник в распределение нейтронного потока.

Также доминантное отношение влияет на стационарное распределение нейтронного потока, установившееся в возмущенном реакторе по окончании переходного процесса. Оно может быть представлено в виде [3]:

$$\psi' = \psi_0 + \sum_{n=1}^{\infty} a_n \psi_n, \quad (4)$$

$$a_i = - \frac{k_0 k_n}{k_0 - k_n} \frac{\left\langle \psi_n^+, \left(\Delta \hat{A} - \frac{\Delta \hat{F}}{k_0} \right) \psi_0 \right\rangle}{\left\langle \psi_n^+, \hat{F} \psi_n \right\rangle}. \quad (5)$$

Входящая в выражение для a_i дробь $EVS_i = k_0 k_n / (k_0 - k_n)$ называется разделением собственных значений. Этот параметр, наряду с доминантным отношением k_n / k_0 , часто используется для оценки степени близости собственных значений ядерных реакторов. При сближении собственных значений k_0 и k_n EVS возрастает. Таким образом, в установившемся состоянии ядерного реактора вклад высших гармоник в распределение потока возрастает при уменьшении разделения собственных значений: чем хуже разделены собственные значения, тем в большей степени нейтронное поле склонно к возникновению перекосов.

В работе [4] рассмотрена устойчивость поля энерговыделения реактора на тепловых нейтронах к ксеноновым колебаниям и показано, что вероятность возникновения колебаний возрастает при увеличении доминантного отношения.

Таким образом, доминантное отношение является важным критерием устойчивости нейтронного поля в ядерном реакторе.

Расчет высших гармоник нейтронного потока и отвечающих им собственных значений

Как правило, при выполнении физического расчёта реактора определяется только одно, максимальное, собственное значение задачи (1), соответствующее коэффициенту размножения реактора $K_{эф}$. При выполнении расчёта система (1) заменяется ее дискретным аналогом, в котором вместо потока ψ , зависящего от координат фазового пространства \mathbf{r} , выступает вектор Ψ значений потока в точках конечно-разностной аппроксимации, а вместо операторов \hat{A} и \hat{F} – матрицы A и F , являющиеся их дискретными аналогами. Наиболее широко для расчёта ведущего собственного значения дискретизированной условно-критической задачи используется степенной метод. В данном методе дискретный аналог системы (1) записывается в виде:

$$kq = FA^{-1}q, \quad (6)$$

где $q = F\Psi$ – источник деления, и организуется итерационный процесс с последовательным умножением матрицы FA^{-1} на вектор источника q (стартовый источник $q^{(0)}$ может быть выбран произвольным вектором с положительными элементами):

$$q^{(n+1)} = FA^{-1}q^{(n)}, \quad (7)$$

$$k^{(n+1)} = \frac{\|q^{(n+1)}\|}{\|q^{(n)}\|}. \quad (8)$$

Итерационный процесс (7), (8) повторяется до достижения сходимости q и k с заданной точностью.

Для определения нескольких собственных значений степенной метод не подходит, и необходимо использование других методов. В настоящей работе использовался метод Арнольди с рестартом [5], реализованный в пакете программ ARPACK [6]. На основе этого пакета была разработана модификация модуля DIFF3D пакета прикладных программ РЕАКТОР [7].

Модуль DIFF3D решает задачу (1) в многогрупповом диффузионном приближении на HEX-Z сетке.

Для аппроксимации уравнения диффузии в модуле DIFF3D используется интегро-интерполяционная разностная схема второго порядка точности. Конечно-разностная аппроксимация уравнения диффузии нейтронов для одной ячейки имеет вид:

$$\begin{aligned} & \frac{4D_{i,g}}{3s^2} \sum_{j_s} \frac{D_{j_s,g}}{D_{i,g} + D_{j_s,g}} (\Phi_{i,g} - \Phi_{j_s,g}) + \frac{2D_{i,g}}{h_i} \sum_{j_h} \frac{D_{j_h,g}}{D_{j_h,g} h_i + D_{i,g} h_{j_h}} (\Phi_{i,g} - \Phi_{j_h,g}) + \Sigma_{cf,i,g} \Phi_{i,g} = \\ & = \sum_{g'=1}^{g'-g-1} \Sigma_{s,i,g' \rightarrow g} \Phi_{i,g'} + \frac{\chi_{i,g}}{K} \sum_{g'=1}^{g'-g-1} \nu \Sigma_{f,i,g'} \Phi_{i,g'}. \end{aligned} \quad (9)$$

Здесь $\Phi_{i,g}$ – нейтронный поток в ячейке i в группе g , $D_{i,g}$ – коэффициент диффузии в i -й ячейке в энергетической группе g , $\Sigma_{cf,i,g}$ – сечение увода (сумма сечений поглощения и рассеяния в другие энергетические группы) в ячейке i и группе g , $\Sigma_{s,i,g' \rightarrow g}$ –

сечение рассеяния в ячейке i из группы g' в группу g , $\nu\Sigma_{f,i,g'}$ – сечение производства нейтронов (произведение числа вторичных нейтронов на сечение деления) в ячейке i в группе g' , $\chi_{i,g}$ – выход нейтронов деления в группе g в ячейке i , K – собственное число условно-критической задачи, суммированием по j_s обозначена сумма по всем ячейкам, соседним с ячейкой i в плоскости, суммирование по j_h – сумма по ячейкам, прилегающим к ячейке i сверху и снизу, s – размер «под ключ» шестигранной ячейки, h_i – шаг в плоскости, соответствующий ячейке i .

Для оценки сеточной погрешности разработан модуль DIF3D6 с возможностью решения уравнения диффузии на сетке из шестигранных призм, разбитых на 6, 24, 96 и более треугольных призм.

С применением доработанного модуля DIFF3D были рассчитаны доминантные отношения для ряда вариантов активных зон реактора типа БН большой мощности (активная зона с MOX-топливом, начало и конец микрокампании, соответствующей среднестационарному составу, при наличии аксиальной воспроизводящей вставки и без неё). Аналогичные расчеты были выполнены для реакторов типа БН-600 и БН-800. Для реактора БН большой мощности доминантное отношение для всех вариантов составило $\sim 0,980 \div 0,981$, для БР-800 — 0,945, для БН-600 — 0,928.

Для варианта без прослойки на начало микрокампании были выполнены дополнительные расчеты по оценке влияния на разделение собственных значений разностной сетки. Расчёты показали, что наибольшее влияние на доминантное отношение оказывает переход на расчёт с 6 точками на ТВС, дальнейшее измельчение расчётной сетки в плоскости и уменьшение вдвое шага расчётной сетки по высоте существенной поправки не вносят.

Сравнение доминантного отношения реактора типа БН большой мощности с доминантными отношениями реакторов на тепловых нейтронах

Оцененные значения доминантных отношений для рассмотренных вариантов реактора типа БН большой мощности находятся в диапазоне 0,980 – 0,981 (к концу микрокампании доминантное отношение уменьшается).

В литературе можно найти данные о доминантных отношениях для реакторов на тепловых нейтронах большой мощности. Так, в работе [8] для рассмотренного в ней реактора типа PWR доминантное отношение для первой гармоники k_1/k_0 составило 0,9958 – 0,9926 в зависимости от типа отражателя (соответствующее разделение собственных значений 237–134). В работе [9] в качестве типичной для реактора BWR указана реактивность первой гармоники $\rho_1 = -(0,8 \div 1,4)\beta_{\text{eff}}$, что соответствует доминантному отношению k_1/k_0 0,9948 – 0,9910 и разделению собственных значений 191–110. В работе [10] для реактора РБМК-1000 4-го блока ЧАЭС по состоянию на 26.04.1986 дается оценка подкритичности первой гармоники 0,196% $\Delta K/K$, что соответствует доминантному отношению k_1/k_0 0,9980 и разделению собственных значений 499.

Таким образом, собственные значения реактора типа БН большой мощности разделены значительно лучше, чем в реакторах на тепловых нейтронах большой мощности.

Заключение

Доминантное отношение является важным критерием устойчивости нейтронного поля ядерного реактора. Склонность нейтронного поля к возникновению неустойчивости увеличивается при приближении доминантного отношения к 1. В реакторах типа БН большой мощности доминантное отношение существенно выросло по сравнению с реакторами типа БН-600 и БН-800. Однако доминантное отношение в реакторах типа БН остается существенно меньше, чем в эксплуатируемых в настоящее время реакторах на тепловых нейтронах большой мощности. Поэтому возникновение колебаний полей энерговыделения в реакторе БН-1200 представляется маловероятным.

Литература

1. *Poplavsky, V.M.* Studies on Influence of Sodium Void Reactivity Effect on the Concept of the Core and Safety of Advanced Fast Reactor / V.M. Poplavsky, V.I. Matveev, V.A. Eliseev, I.A. Kuznetsov, A.V. Volkov, Y.E. Shvetsov, Y.S. Khomyakov, A.M. Tsiboula, // Journal of Nuclear Science and Technology. — 2011 — № 48 (4). — Pp. 538–546.
2. *Stacey, W.M.* Nuclear reactor physics / W.M. Stacey — New York : John Wiley & Sons Inc., 2001. — 707 p.
3. *Maillot, M.* A Search for Theories Enabling Analyses of Spatial Effects In Highly Coupled SFR Cores / M. Maillot, J. Tommasi, G. Rimpault // PHYSOR 2016 (Sun Valley, USA, Idaho, May 1–5, 2016), on CD-Rom (2016).
4. *Stacey, W.M.* Linear Analysis of Xenon Spatial Oscillations / W.M. Stacey // Nuclear Science and Engineering. — 1967 — №30 (3) — pp. 453–455.
5. *Sorensen, D.C.* Implicit application of polynomial filters in a k-step Arnoldi method / D.C. Sorensen // SIAM J. Matrix Analysis and Applications. — 1992 — №13 (1). — Pp. 357–385.
6. *Lehoucq, R. B.* ARPACK Users' Guide: Solution of Large-Scale Eigenvalue Problems with Implicitly Restarted Arnoldi Methods / R. B. Lehoucq, D.C. Sorensen, C. Yang. — Philadelphia, PA : Society for Industrial and Applied Mathematics, 1998. — 137 p.
7. *Комлев, О.Г.* Состояние и проблемы расчётно-методического обеспечения проектных разработок реакторных установок с теплоносителем свинец-висмут / О.Г. Комлев, Н.Н. Новикова, М.М. Тревгода, Е.В. Филимонов // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2007 — №1. — С. 79–91.
8. *Sargeni, A.* Coupling effects in large reactor cores: The Impact of Heavy and Conventional Reflectors on Power Distribution Perturbations / A. Sargeni, K.W. Burn, G.B. Bruna // PHYSOR 2014 (Kyoto, Japan, September 28 – October 3, 2014) (The Westin Miyako, editor), on CD-Rom (2014).
9. *Turso, J.A.* A Modal-based reduced-order model of BWR out-of-phase instabilities / J.A. Turso, J. March-Leuba, R.M. Edwards // Ann. Nucl. Energy. — 1997 — №24 (12). — Pp. 921-934.
10. *Hashimoto, K.* Interpretation of positive scram reactivity in the RBMK-1000 reactor / K. Hashimoto, M. Hirose, T. Shibata // Ann. Nucl. Energy. — 1994 — №21 (4). — Pp. 211–217.

И. В. Тормышев, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев

Перевод реактора БН-800 на свежевыделенный плутоний

В техническом проекте БН-800 рассмотрено и обосновано использование двух типов плутония: низкофонового и высокофонового с длительной выдержкой (базовый) [1], [2]. Необходимым условием использования этих типов плутония для изготовления топлива является их переочистка от образующегося при хранении америция. Это очень дорогая операция, по затратам сравнимая с переработкой ОЯТ. В последнее время появилась задача исключить операцию переочистки и использовать для изготовления топлива свежевыделенный плутоний из ОЯТ ВВЭР-1000. Этот плутоний может иметь различные изотопные составы, в т. ч. и высокое содержание изотопа 241, которое может достигать ~10% [3].

Отметим, что делящийся изотоп плутония-241 с периодом полураспада ~14 лет превращается в америций — сильный поглотитель нейтронов. Поэтому нейтронно-физическая ценность топлива на основе такого плутония будет непостоянна во времени, что необходимо учитывать при изготовлении топлива. Так, при содержании изотопа 241 ~10% за одну микрокампанию 0,45% плутония будет превращаться в америций, в результате чего запас реактивности реактора за год хранения такого топлива будет снижаться на $0,4\% \Delta k/k$.

В технологии изготовления МОКС-топлива заложена формула корректировки массовой доли плутония в зависимости от изотопного состава [4], в которой принята длительность задержки плутония 1 год*. Однако в случае более длительной задержки (например, ремонт оборудования реактора или при возникновении проблем с изготовлением топлива) эта формула будет некорректной.

Процесс изготовления МОКС-топлива достаточно длительный, он включает целый ряд транспортных и логистических операций, последней из которых является его приемка и хранение на складе БАЭС. В результате задержка от момента паспортизации плутония до пуска реактора с топливом на основе этого плутония может оказаться существенно более одного года. Поэтому формула корректировки массовой доли плутония в топливе требует исправления.

Особенностью МОКС-топлива с высоким содержанием плутония-241 является преимущественное выгорание этого изотопа под облучением: его сечение деления в полтора раза больше, чем у плутония-239. Следствием этого является повышенный темп потери реактивности от выгорания при использовании такого топлива. В сумме повышенный темп потери реактивности от выгорания с потерей запаса реактивности при задержке топлива может привести к невозможности выработать полную микрокампанию.

Более того, из-за естественного распада и увеличенного темпа выгорания плутония-241 меняться будет не только реактивностная ценность топлива, но и его «теплотворная» ценность. Поэтому, кроме контроля запаса реактивности, необходим контроль максимальных тепловыделений в ТВС с различными изотопными составами плутония и сроками задержки топлива [5].

Наконец, использование такого топлива (да еще после длительной задержки) приведет к росту остаточного тепловыделения выгружаемых ТВС. Образующийся в топливе за счет естественного распада плутония-241 америций под облучением превращается в кюрий-242 с тепловыделением 120 кВт/кг(!!!). За время выдержки

* Время задержки считается от момента паспортизации выделенного плутония до предполагаемого момента пуска реактора с этим топливом.

отработавших ТВС во внутриреакторном хранилище в течение одной микрокампании кюрий-242 распадется лишь наполовину (превращается в плутоний-238). Поэтому еще одним важным параметром реактора становится контроль соответствия остаточных тепловыделений выгружаемых ТВС проектным ограничениям и, возможно, разработка компенсирующих мероприятий для этого.

Таким образом, при использовании такого топлива в БН-800 особое внимание следует уделять:

- запасу реактивности (чтобы реактор мог отработать полную микрокампанию);
- балансу между запасом реактивности и запасом подкритичности (выполнение требований НП-082-07);
- теплонапряженности твэлов под облучением и остаточному тепловыделению отработавших ТВС (превышение проектных пределов теплонапряженности и остаточного тепловыделения).

Особо отметим, при хранении плутония его изотоп 241 превращается в америций-241. Поэтому преимущественное деление плутония-241 под облучением означает выжигание (превращение в продукты деления, а не в изотопы кюрия) не самого америция, а его источника. Поэтому использование в БН-800 топлива на основе свежевыделенного плутония во многом равнозначно выжиганию америция, но:

- без сложностей с изготовлением топлива с америцием;
- без выделения нетрансмутировавшего америция;
- без обращения с продуктом трансмутации америция — кюрием.

Такой подход не решит всю проблему накопления америция в системе ядерной энергетики, но позволит без лишних затрат существенно снизить его накопление.

Литература

1. Багдасаров Ю.Е., Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев В.А. Естественная безопасность перспективной ядерной технологии на основе БН-800 // Атомная энергия, т. 98, вып. 6, июнь 2001, с. 438–443.
2. Елисеев В.А., Матвеев В.И., Цибуля А.М. и др. Усовершенствование топливного цикла реактора БН-800 при использовании МОХ-топлива / В сб. 14 ежегодной конференции ЯО России «Научное обеспечение безопасного использования ядерных энергетических технологий», Удомля, Тверская обл., 30 июня – 4 июля 2003 г. С. 285.
3. Alyoshin S.S., Bolshagin S.N., Bychkova N.A. et al. Characteristics of VVER-1000 with 1/3 Core Loaded by MOX Fuel with Plutonium from Surplus Russian Nuclear Weapons. PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
4. Васильев Б.А., Фаракин М.Р., Белов С.Б., Кузнецов А.Е. Перспективы развития активной зоны реактора БН-800 / В сб. 10 международной научно-технической конференции МНТК 2016, Росэнергоатом, Москва, 25–27 мая 2016, с. 34–36.
5. Шошина А.Н., Бурьевский И.В., Поплавская Е.В. Влияние изотопного состава топлива на основные характеристики быстрого реактора / Международная молодежная конференция МИФИ «Полярное сияние – 2007». Сборник тезисов докладов. Санкт-Петербург, 29 января – 3 февраля 2007 г.

В. А. Елисеев, А. В. Гулевич, Л. В. Коробейникова, В. Ю. Стогов

Гидрид гафния как альтернатива карбиду обогащенного бора в реакторах на быстрых нейтронах

В тепловых реакторах могут использоваться различные поглощающие материалы, их выбор определяется обоснованностью их работоспособности. В то же время в быстрых реакторах карбиду бора в качестве поглощающего материала альтернативы пока нет. При этом эффективность карбида естественного бора часто оказывается недостаточной, поэтому в части стержней СУЗ использован бор обогащенный. Выбор содержания изотопа бор-10 зависит от типа поглощающего стержня.

В качестве альтернативного поглощающего материала для быстрых реакторов рассматривается гидрид гафния. Гафний — это попутный элемент циркония, его ресурсы в России достаточны. Он не теряет эффективность под облучением, практически не распухает, по своей эффективности эквивалентен карбиду бора среднего обогащения. Много исследований по использованию гидрида гафния в быстрых реакторах выполнили японские и американские специалисты, в т. ч. облучение экспериментальных образцов в БОР-60 [1] – [3].

Сравнение нейтронно-физических свойств бора и гафния

Привлекательность того или иного поглощающего материала определяется рядом факторов:

- эффективностью (степенью влияния на реактивность);
- степенью возмущения поля энерговыделения;
- стабильностью свойств под облучением;
- технологичностью производства и утилизации отработавших изделий, и др.

Карбид бора

Наиболее освоенным поглощающим материалом в стержнях СУЗ атомных реакторов является карбид бора. Его безусловным преимуществом является устойчивость к высоким температурам, что важно в аварийных ситуациях. Природный бор состоит из двух изотопов: ^{10}B , содержание которого составляет 19,8 %, и ^{11}B . Поглощает нейтроны только изотоп ^{10}B за счет (n, α)-реакции, в результате чего ^{10}B превращается в ^7Li , который практически не поглощает нейтроны (его сечение поглощения на 5 порядков меньше). В результате бор «выгорает», теряя эффективность. Образующиеся при этом α -частицы (ядра гелия) приводят к растрескиванию карбида бора и его распуханию, что ограничивает ресурс поглощающих элементов [1]. Эффективность естественного бора в быстрых реакторах типа БН-600 и БН-800 недостаточна, приходится импортировать обогащенный бор. Поэтому возникает необходимость его замещения более технологичными отечественными аналогами. Таковым может быть гидрид гафния.

Гидрид гафния

Природный гафний состоит из 5 стабильных изотопов (^{176}Hf , ^{177}Hf , ^{178}Hf , ^{179}Hf и ^{180}Hf) и одного долгоживущего радиоактивного ^{174}Hf (с периодом полураспада от $2 \cdot 10^{15}$ лет) (см. табл.).

Сечения поглощения изотопов гафния в области высоких энергий уступают бору (рис. 1), но за счет локального смятения спектра их можно увеличить. Такое возможно в гидриде гафния HfH_x . Этот материал подробно исследовался японскими специалистами для перспективного быстрого натриевого реактора JSFR [3], [5]. Было показано, что в

гидриде гафния с коэффициентом стехиометрии $x = 1,3$ ($\text{HfH}_{1,3}$) можно достичь такой же эффективности, как и в карбиде обогащенного до 80 % бора.

Изотопный состав природного гафния

Изотоп	Содержание в природной смеси, %	Примечание
^{174}Hf	0,16	$T_{1/2} = 2 \cdot 10^{15}$ лет
^{176}Hf	5,26	стабильный
^{177}Hf	18,60	стабильный
^{178}Hf	27,28	стабильный
^{179}Hf	13,62	стабильный
^{180}Hf	35,08	стабильный

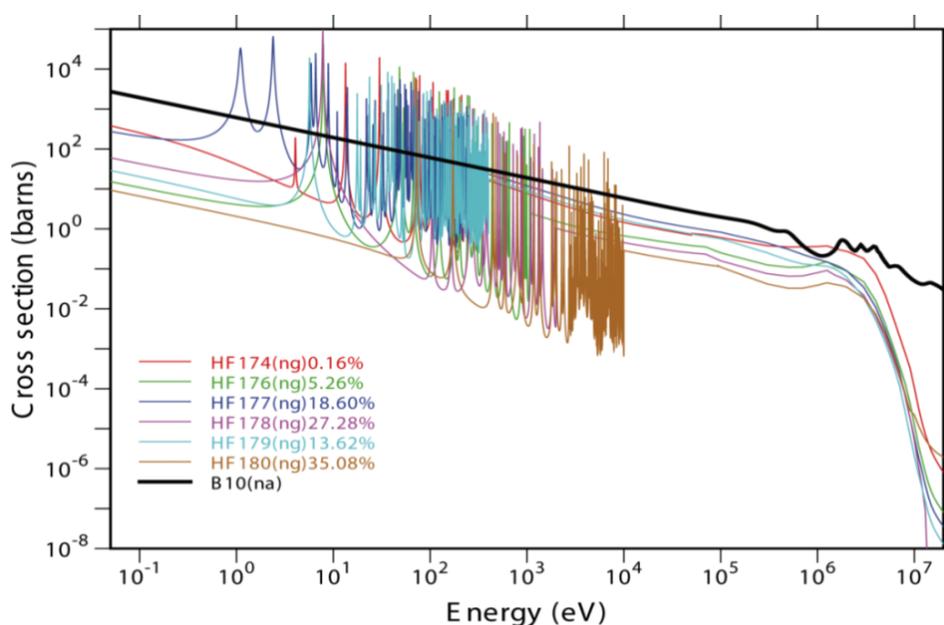


Рис. 1. Энергетическая зависимость сечений поглощения изотопов Hf и ^{10}B [4]

По сравнению с бором гафний имеет два принципиальных преимущества. Во-первых, радиационный захват нейтронов на гафнии происходит без деления и образования газов. Поэтому нет радиационного распухания, которое является одним из главных недостатков бора. Во-вторых, гафний не выгорает. Бор-10 при поглощении нейтрона превращается в непоглощающие литий и гелий, а любой изотоп гафния с высоким сечением поглощения превращается в другой изотоп того же гафния (или тантала, или вольфрама) тоже с высоким сечением поглощения. В результате изотопные превращения в гафнии происходят, но их свойство поглощать нейтроны не исчезает. Это преимущество позволяет увеличить ресурс стержней СУЗ в несколько раз.

Особенности расчета стержней СУЗ

Основным инструментом расчета эффективности стержней СУЗ быстрых реакторов является разработанный в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» прецизионный код ММКК (в реальной

геометрии), в котором реализован метод Монте-Карло в мультигрупповом (300 групп) приближении с индикатрисами рассеяния в Pn-приближении. Этот код имеет две разновидности:

- 1) ММКК с мультигрупповой версией библиотеки констант БНАБ-93 и модулем их подготовки CONSYST;
- 2) ММКС с использованием детальных энергетических зависимостей сечений [6]–[9].

Конструктивные решения стержней СУЗ

Рассмотрим гидрид гафния с коэффициентом стехиометрии 1,66 ($\text{HfH}_{1,66}$). Расчет эффективности стержней СУЗ штатной конструкции показывает, что гидрид гафния в них эквивалентен карбиду бора 50% обогащения, что недостаточно для быстрых реакторов.

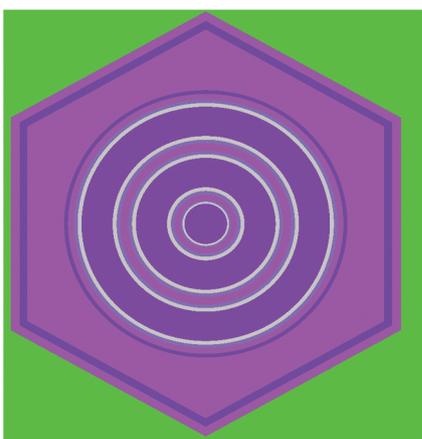


Рис. 2. Иллюстрация расчетной модели кольцевого стержня СУЗ

Кроме того, под облучением гидрид гафния сильно разогревается, и чтобы избежать перегрева и выхода водорода, поглощающие элементы должны быть меньшего размера. Поэтому нужна конструкция, обеспечивающая и большую загрузку гидрида гафния, и приемлемые условия охлаждения ПЭЛов. Таким требованиям удовлетворяет кольцевая конструкция стержня (рис. 2).

Кольцевая конструкция принципиально отличается от штатной: в ней используются 2 коаксиальных кольцевых поглощающих элемента и 1 центральный цилиндрический. Она обеспечивает как большую объемную долю поглощающего материала и эффективность (на 8 % больше штатной системы СУЗ), так и меньшую толщину поглощающих элементов, что (при натриевом контактном подслое) обеспечивает эффективное охлаждение поглотителя.

Условия эксплуатации стержней СУЗ

Самую большую опасность использования гидридов металлов в быстрых реакторах представляет выход водорода и, как следствие, потеря эффективности стержней СУЗ более чем в 3 раза. Эта потеря эффективности носит нелинейный характер. При потере 50% водорода эффективность снижается только на 25%. При этом нарушаются требования правил ядерной безопасности по запасам подкритичности реактора, хотя эффективность стержней СУЗ достаточна для перевода реактора в подкритическое состояние.

Опасной становится потеря более 80% водорода, когда эффективность СУЗ снижается на 50%. В этом случае в начале микрокампании (при максимальном запасе реактивности) эффективность компенсирующих стержней становится недостаточной для остановки реактора, хотя вместе с аварийными стержнями эффективность еще достаточна. В то же время мгновенно водород выйти не может, это процесс длительный. При этом, если ориентироваться на японские данные [1], то при температуре 600 °С в реакторных условиях (т. е. в стоячем натрии) выход водорода из гидрида гафния не наблюдается.

Оценки условий эксплуатации стержней СУЗ штатной конструкции с гидридом гафния показали, что максимальная температура поглотителя в них превышает 600 °С, что представляет опасность потери водорода и, соответственно, эффективности стержней. В то же время в альтернативной (кольцевой) конструкции стержней обеспечивается как необходимая их эффективность, так и приемлемые температурные условия, исключающие выход водорода.

Стержни аварийной защиты при работе реактора на мощности всегда извлечены из активной зоны, поэтому опасные температуры в них никогда не достигаются. Это возможно только в компенсирующих стержнях, которые в начале микрокампании погружены до половины активной зоны.

В этих стержнях 90 % тепловыделения приходится на гидрид гафния. Вертикальное распределение тепловыделения в гидриде гафния имеет особенность — сильный всплеск в нижней части поглощающего элемента. Это связано с тем, что если на боковую поверхность стержня нейтроны попадают только сбоку, то на нижний срез стержня — и сбоку, и снизу. При этом максимум тепловыделения находится не на самом нижнем срезе (куда попадают быстрые нейтроны), а на расстоянии ~2 см от него, на котором эти нейтроны успевают замедлиться. То же относится и к распределению теплонапряженности по радиусу стержня: максимальное тепловыделение наблюдается не во внешнем, а в среднем (малом) кольце, куда попадают уже замедленные нейтроны из внешнего кольца. До центрального элемента замедленные нейтроны почти не доходят, поэтому тепловыделение в нем невысокое.

Заключение

Гидрид гафния обладает рядом преимуществ перед карбидом бора: он не дефицитен, не теряет эффективность под облучением, не распухает. Однако перейти от карбида бора на гидрид гафния в стержнях СУЗ штатной конструкции реакторов БН-600 и БН-800 нельзя: это приведет и к перегреву гидрида гафния, и к нарушению требований правил ядерной безопасности. Увеличить эффективность и обеспечить приемлемые температурные условия эксплуатации стержней позволяет переход на иную конструкцию, состоящую из концентрических кольцевых элементов. Она обеспечивает и большую загрузку поглощающего материала, и его эффективное охлаждение, в результате эффективность таких стержней становится близкой к эффективности штатной системы СУЗ из карбида обогащенного бора.

Литература

1. K. Konashi, M. Yamawaki. Utilization of Hydride Materials in Nuclear Reactors. *Advances in Science and Technology*. Vol 73 (2010) pp. 51–58.
2. T. Iwasaki & K. Konashi. Development of Hydride Absorber for Fast Reactor—Application of Hafnium Hydride to Control Rod of Large Fast Reactor— *Journal of Nuclear Science and Technology*, 1881-1248 (Online), 46:8, 874-882, DOI: 10.1080/18811248.2007.9711595.
3. K. Ikeda, H. Moriwaki, Y. Ohkubo, et al. Application of hafnium hydride control rod to large sodium cooled fast breeder reactor. *Nuclear Engineering and Design*. Vol. 278 (2014) 97–107
4. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., и др. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // ВАНТ, серия: «Ядерные константы». — 2007. — Вып. 1—2. — С. 3—21
5. Афанасьев А.А., Конотоп Ю.Ф., Одейчук Н.П. Гафний – перспективный поглотитель для ПЭЛов СУЗ реакторов ВВЭР-1000 // ВАНТ, серия: «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение». — 2000. — Т.78. — № 4. — С. 95—113.

6. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММКК для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Pn-приближении: Препринт ФЭИ-2887. – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
7. Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона / Сб. Докладов семинара НЕЙТРОНИКА-2012. – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012.
8. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // ВАНТ, серия «Ядерные константы». — 1996. — Вып.1. — 1996. — С. 59.
9. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828. – Обнинск, 2000.

Р. А. Шагинян, В. А. Елисеев, В. П. Евдокимов

БАЗЫ ДАННЫХ И ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ

Разработка баз данных ядерных констант для расчетов быстрых реакторов на основе РОСФОНД-2020.2

Повышение требований к экономическим и эксплуатационным показателям ЯЭУ ставит задачу повышения точности расчетного предсказания н/ф характеристик (распределений нейтронных и фотонных полей в активной зоне и радиационной защите), как работающих, так и новых, проектируемых реакторных установок с реакторами на быстрых нейтронах. Одной из основных является задача совершенствования имеющихся и разработка новых, более совершенных программных средств и баз данных для обеспечения нейтронно-физических расчетов, оценка их неопределенностей и выработка рекомендаций по снижению этих неопределенностей.

Сегодня инженерные нейтронно-физические расчеты активных зон реакторов на быстрых нейтронах (РБН) проводятся с использованием системы многогрупповых констант БНАБ-93 [1], формат которой был выработан в 1990 году, а широкое практическое использование началось в конце 90-х — начале 2000-х. Выбор константного обеспечения CON-SYST/БНАБ [2] обеспечивает подготовку констант для н/ф расчетов как с использованием инженерных, так и прецизионных кодов метода Монте-Карло. Разработанная система программ и архивов ИНДЭКС [3] позволяет проводить научно обоснованную оценку погрешности получаемых расчетных результатов.

Доминирующей составляющей погрешности при расчетах н/ф характеристик РБН является именно составляющая, обусловленная неопределенностью используемых в расчетах ядерно-физических констант. Оцениваемая на сегодня точность расчета эффективного коэффициента размножения только за счет погрешностей в константах составляет в отдельных случаях не менее $\pm(0,6 - 0,8) \%$ при требуемой $\pm 0,3 \%$, а оцениваемая точность расчета запаса реактивности на выгорание $\pm 0,1 \%$ основана на экспериментах с урановым топливом и, очевидно, не применима к перспективным активным зонам с МОКС и СНУП топливом. Здесь константная погрешность при запланированном, например, выгорании топлива 14% может составлять до $\pm 1 \%$.

Актуальность повышения точности констант очевидна.

Требуется усовершенствование и существенное обновление константной расчетной базы с учетом уже проведенных или запланированных новых экспериментов, с использованием более совершенных расчетных методик, которые сегодня развиты, как в мире, так и в России. При этом ставится задача разработки усовершенствованных методик и программ для обоснованной количественной оценки получаемых расчетных результатов — величин погрешности. Необходимость реалистичной и надежной оценки погрешностей расчетов возникает и при анализе в обоснование ядерной и радиационной безопасности хранилищ ядерного топлива, особенно ОЯТ, контейнеров для перевозки топлива, технологического оборудования, мест хранения отходов.

Точность расчетов можно повысить за счет использования новых более современных экспериментальных микроданных и учета современных макроэкспериментов, а также за счет совершенствования методической базы константного обеспечения. Доступными в настоящее время стали результаты, полученные в рамках работы

международных научных групп в МАГАТЭ (IAEA) и АЯЭ ОЭСР (NEA/OECD), в рамках международных проектов JEFF и CIELO, деятельности рабочих групп WPEC. Новые данные существенно влияют на результаты расчетов. Расчетные оценки показывают, что результаты расчетов $K_{эфф}$ плутониевых систем с использованием полученных новых данных могут варьироваться от 0,5 до 1%.

Состояние разработки баз данных ядерных констант

В настоящее время разработана усовершенствованная версия отечественной библиотеки файлов ОЯД РОСФОНД (версия 2020.2) [4], в которой внедрены новые оценки сечений с учетом новой экспериментальной информации, обеспечивающие повышение точности расчетов. В новую библиотеку включены новые файлы данных:

- топливных материалов (U-235, 238, Pu-239, 240, 241);
- теплоносителя (натрий, свинец);
- конструкционных материалов (Al, Cr, Fe, Ni, Zr, Nb);
- продуктов деления (Tc, Ru, Rh и др.);
- актинидов (Np-237, Pu-238, Am-241, 242, 243, изотопы Cm).

Уточнены данные по сечениям для расчета повреждающих доз конструкционных материалов, константы запаздывающих нейтронов, спектры нейтронов деления. Расширена база данных ковариационных матриц погрешностей ядерных констант.

На базе усовершенствованной версии РОСФОНД-2020.2 созданы новые версии баз данных многогрупповых констант БНАБ-РФ-2020.2 [5, 6] и нейтронно-физических данных в формате ACE для прецизионных расчетов методом Монте-Карло с детальной энергетической зависимостью сечений, в том числе в зависимости от температуры.

Файлы данных предыдущей версии РОСФОНД-2010 (скан веб-страницы приведен на рис. 1) размещены в открытом доступе на сайте АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» и переданы в МАГАТЭ в рамках международного обмена для широкого использования (где российская библиотека зарегистрирована под номером 59).

В библиотеке данных РОСФОНД аккумулированы современные оценки нейтронных сечений для более 680 важных и второстепенных материалов (нуклидов), в том числе, отобранных из файлов оцененных данных ENDF/B-VI.8 и -VII.1, JEFF-3, JENDL-3, ФОНД-2 и БРОНД-3 на основе их тщательного анализа.

РОСФОНД – Российская библиотека Файлов Оцененных Нейтронных Данных

[Скачать библиотеку РОСФОНД \(ACE формат\)](#)

В 2005-2007 гг. были выполнены работы по созданию Российской национальной библиотеки оцененных нейтронных данных РОСФОНД по контракту с Мособлгазом.

РОСФОНД – это коллекция самых современных оценок нейтронных сечений и законов рассеяния для более чем 680 материалов (нуклидов – отдельных изотопов и элементов) на основе их тщательного сравнительного анализа и верификации в расчетах многоканальных интервальных бенчмарк экспериментов.

Современная версия РОСФОНД 2010 содержит оцененные нейтронные данные для всех стабильных и радиоактивных нуклидов и находится в открытом доступе, в том числе на сайте МАГАТЭ.

Источники данных: (1) библиотеки оцененных нейтронных данных: ФОНД 2.2, БРОНД 2 и БРОНД 3, JENDL-3.3, ENDF/B-VII, JEFF-3.1 и IAF-2003; (2) экспериментальные данные (EXFOR).

Состав библиотек:

- 686 файлов данных для отдельных изотопов и элементов;
- 20 файлов – законы рассеяния тепловых нейтронов;
- 100 текстовых файлов с описаниями обозначений граничных оценок.

Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обозначениям набора файлов оцененных нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оцененных данных для каждого изотопа. Обозначения представлены в виде отдельных документов в формате pdf. Файлы оцененных данных приведены в текстовом формате ENDF-6.

Сведения по каждому элементу можно получать, нажав на соответствующую ячейку в таблице.

Группа	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
Период	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
1	1 H	2 He																2 Rn
2	3 Li	4 Be								5 B	6 C	7 N	8 O	9 F	10 Ne			
3	11 Na	12 Mg								13 Al	14 Si	15 P	16 S	17 Cl	18 Ar			
4	19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr
5	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	47 Ag	48 Cd	49 In	50 Sn	51 Sb	52 Te	53 I	54 Xe
6	55 Cs	56 Ba	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu	72 Hf
7	87 Fr	88 Ra	89 Ac															
Лантаноиды			57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu	
Актинοиды			89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 Yb	103 Lr	

Рис. 1. Вэб-страница РОСФОНД

Современная версия константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ обеспечивает проведение многогрупповых нейтронно-физических расчетов ядерных установок и радиационной защиты, а также расчеты в обоснование ядерной и радиационной безопасности установок ЗЯТЦ, в том числе с различными видами топлива.

На рис. 2 приведен скан вэб-страницы БНАБ, где представлена история развития системы констант от разработки 1964 года под руководством И. И. Бондаренко до современного состояния. В работе [6] показана схема использования отечественного константного и программного обеспечения на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ для проведения расчетов. Усовершенствованная версия призвана стать системой константного обеспечения нового поколения и прийти на смену системе констант БНАБ-93.

Разработанная усовершенствованная версия системы архивов и баз данных ИНДЭКС, включая программный комплекс CORE оценки погрешностей расчетов, в том числе с применением GRS методики [7], обеспечивает проведение оценки величин неопределенности результатов нейтронно-физических расчетов с учетом дифференциальных и интегральных бенчмарк-экспериментов. При этом усовершенствованы сопровождающие систему ИНДЭКС специализированные банки данных расчетной и экспериментальной информации LEMEX, LSENS, LUND для оценки константной, технологической и методической составляющих расчетной погрешности, корректировки констант, планирования новых экспериментов с целью повышения точности расчетов (с учетом экспериментов на стендах БФС и др.).

В настоящее время выполнено тестирование и адаптация нового константного обеспечения в расчетах РУ БРЕСТ-ОД-300, БР-1200 и БН-1200 с использованием н/ф кодов TRIGEX, ММКК и ММКК, JAR-FR, FACT-BR, MCU-BR. Новая версия константного обеспечения расчетов быстрых реакторов и ЗЯТЦ на основе отечественных библиотек файлов данных РОСФОНД и многогрупповых констант БНАБ-РФ подготовлена к аттестации.

Результаты верификации констант

В работе [6] были приведены предварительные результаты верификации/валидации системы CONSYST/БНАБ-РФ и файлов РОСФОНД. Сейчас они существенно расширены.

Для верификации и аттестации развитой системы константного обеспечения на основе усовершенствованных баз данных РОСФОНД и БНАБ-РФ проведены верификационные расчеты с использованием баз данных бенчмарк-экспериментов ICSBER [8] и IRPhEP [9], в том числе экспериментов на сборках БФС со свинцовым и

База данных групповых констант для расчета реакторов и защиты (БНАБ)

В начале 50-х годов XX столетия в ГИИ РБ – ФЭИ в связи с потребностями нейтронных расчетов быстрых реакторов был дан старт разработке необходимых для расчета групповых нейтронных констант.

В 1960-1962 гг. была разработана библиотека групповых нейтронных констант для расчета реакторов и защиты, которая получила название БНАБ. Название БНАБ составлено по начальным буквам фамилий авторов: Бондаренко И.И., Николаев М.Н., Абаев Л.Л., Бокланец Н.О.

В 1964 г. вышло издание «Групповые константы для расчета ядерных реакторов», которое сразу же было переведено на английский и французский языки. За рубежом константы БНАБ получили широкое распространение и мировую известность как система АБВВ.

Созданная в начале 50-х годов констант БНАБ-93 совместно с системой подготовки макро- и микроконстант CONSYST широко используется в настоящее время в расчетах быстрых реакторов всех типов в пакетах проектных кодов и кодов сопровождения (TRIGEX, JAR-FR, FACT-BR, REACTOR, GEACST).

В 1995 г. библиотека БНАБ-93 аттестована Государственной службой стандартов справочных данных в качестве рекомендуемых справочных данных (Сертификат ГСОСД № 444-95), а в 2014 году получено свидетельство о государственной регистрации № 2014620091.

Современные версии библиотек многогрупповых констант – БНАБ-РБ, БНАБ-СР (свидетельства о государственной регистрации баз данных № 2016620461 и № 2014620365) созданы на основе Российской национальной библиотеки оценочных нейтронных данных РОСФОНД 2010.

В настоящее время активно ведутся работы по развитию обновленной версии библиотек констант БНАБ-РБ, ей верификации под задачи расчета инновационных проектов быстрых реакторов и радиационной защиты. Проводятся работы по пересмотру групповых констант, актуальных в свете процессов естественного старения нейтронных данных, связанных с поступлением новых, более современных и более точной информации из-за пополнением и пересмотром старых.



Рис. 2. Вэб-страница БНАБ

натриевым теплоносителем, сборках ZPR и ZPPR с большим содержанием плутония, реакторах FFTF и JOYO.

Для примера на рисунках 3 и 4 показаны результаты валидации констант урана и плутония в расчетах критических бенчмарк-экспериментов БФС и ZPR с МОКС топливом.

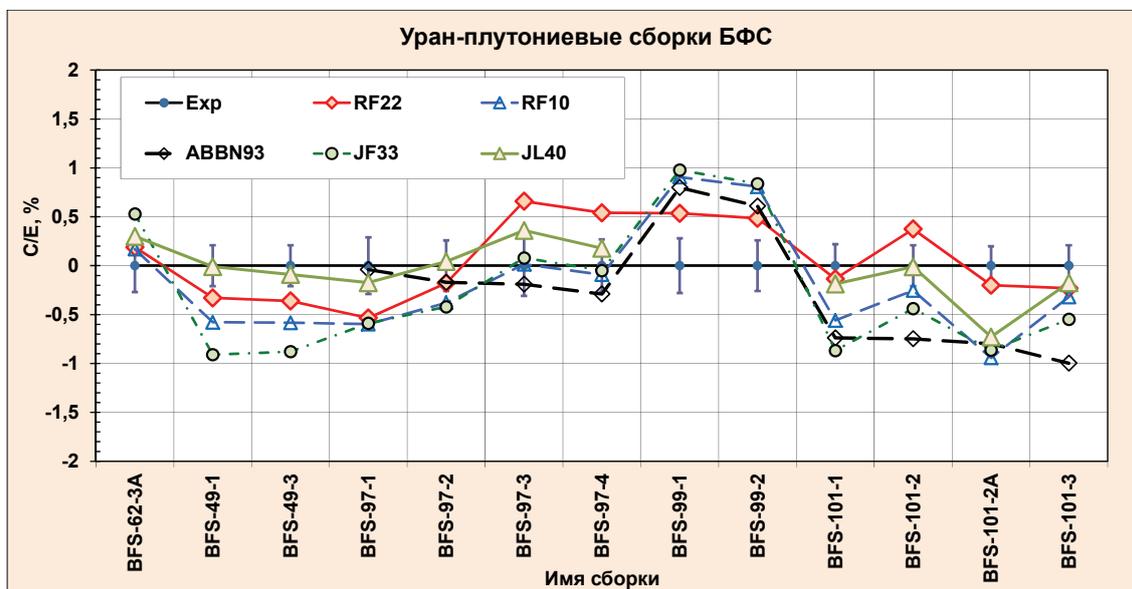


Рис. 3. Сравнение результатов расчетов $k_{эфф}$ сборок БФС с МОКС топливом

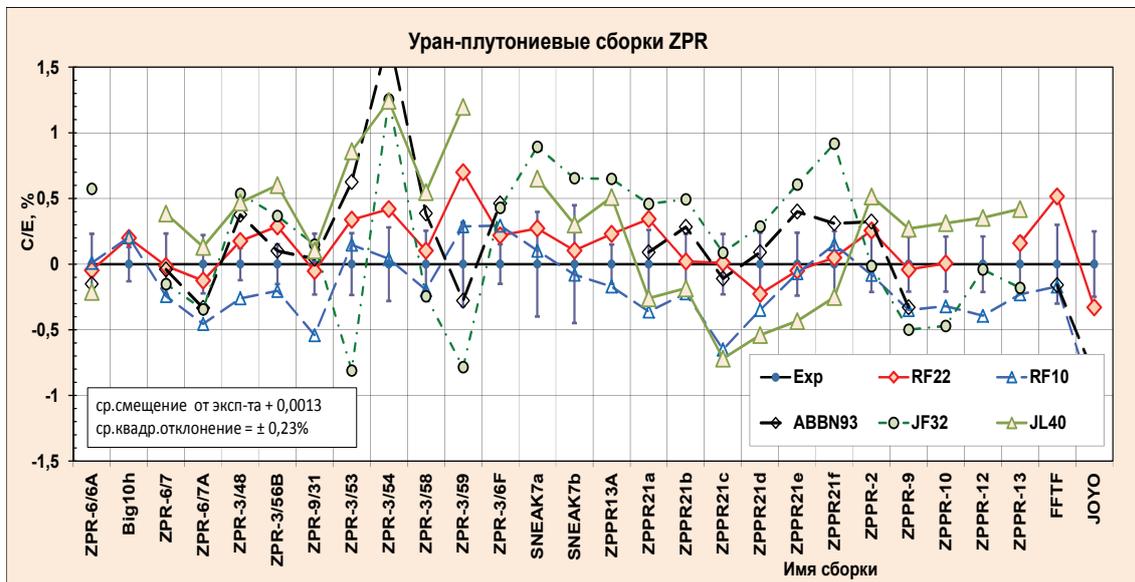


Рис. 4. Сравнения результатов расчетов $k_{эфф}$ экспериментов ZPR и ZPPR

В расчетах моделей реакторов РБН файлы нейтронных данных РОСФОНД при использовании их в расчетах методом Монте-Карло в формате ACE обеспечивают уровень погрешности расчета $k_{эфф}$ не хуже (0,3–0,4)%. При этом современная версия системы CONSYST/БНАБ-РФ в сравнении с прецизионным детальным расчетом методом Монте-Карло обеспечивает уровень погрешности (методической) в расчетах $k_{эфф}$ не хуже 0,2%.

В расчетах критичности систем ядерной безопасности по программам метода Монте-Карло система CONSYST/БНАБ-РФ-2020.2 обеспечивает уровень погрешности не хуже 0,4%. При этом расчеты бенчмарк-экспериментов ICSBER с плутонием с файлами РОСФОНД-2020.2 в формате ACE описывают эксперименты с точностью в пределах $\pm 0,3\%$.

В расчетах сборок БФС максимальное расхождение с экспериментом расчетов с константами БНАБ-РФ не превышает $\pm 0,5\%$, а с детальными файлами РОСФОНД в формате ACE расхождение с экспериментом не превышает $\pm 0,4\%$ (при типичной погрешности эксперимента $\pm 0,3\%$). Расчеты бенчмарков — сборок ZPR, моделей быстрых реакторов с МОКС топливом — с новыми файлами РОСФОНД описывают эксперименты ZPR в пределах их погрешности и не хуже $\pm 0,3\%$. Расчеты сборок БФС со свинцом (моделей быстрого реактора БРЕСТ-ОД-300) описывают эксперименты с точностью в пределах $\pm 0,2\%$.

При анализе инновационных моделей быстрых реакторов со смешанным уран-плутониевым топливом оцениваемый с использованием программных средств системы ИНДЭКС суммарный вклад в погрешность расчета $k_{эфф}$ за счет неопределенностей в сечениях нуклидов без учета интегральных экспериментов составляет $\pm(1,5 - 1,9) \%$. Учет же имеющихся, проведенных ранее, интегральных (макро) экспериментов снижает эту погрешность до уровня, примерно, $\pm(0,4 - 0,6) \%$. Погрешность в $k_{эфф}$ снижается в результате компенсационного эффекта за счет установления дополнительных корреляций между погрешностями сечений различных изотопов в различных энергетических областях. Без учета этих корреляций суммарная погрешность в $k_{эфф}$ составляет около $\pm 1\%$. При этом основной вклад в суммарную погрешность дают относительно небольшое количество реакций: сечение деления и число вторичных нейтронов деления Pu-239; сечение деления, захвата и неупругого рассеяния U-238; сечение захвата и неупругого рассеяния конструкционных материалов; сечение деления Pu-241.

Выводы

Результаты выполненной верификации разработанных усовершенствованных баз ядерных данных РОСФОНД-2020.2 и БНАБ-РФ-2020.2 показывают, что они обеспечивают проведение надежных, сертифицированных н/ф расчетов быстрых реакторных систем с использованием как инженерных, так и прецизионных кодов метода Монте-Карло.

Литература

1. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // ВАНТ: Серия: Ядерные константы. – М. 1996 – Вып. 1, – С.59.
2. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828. Обнинск, 2000.
3. Мантуров Г.Н. Система программ и архивов ИНДЭКС // ВАНТ: Серия: Ядерные константы. - Вып. 5(89). - М. – 1984. - С.20.
4. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Николаев М.Н. и др. РОСФОНД – российская национальная библиотека нейтронных данных // ВАНТ. Серия: Ядерные константы, – 2007, – Вып. 1-2, – с. 3-21.
5. Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия вузов. Ядерная Энергетика. – 2014. – № 3. – С. 93.
6. 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: Ядерные константы. - Вып. 2. – 2021. - С.5-24.

7. Peregudov A., Andrianova O., Manturov G., et al. Application of the GRS method for estimation of uncertainties of LMFBR type reactor physics parameters with taking into account macroscopic experiments // Proceedings of Intern. Conf. Physor 2014, on CD-ROM, 1104316.
8. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2008 Edition).
9. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2006)1 (March 2006 Edition).

*Г. Н. Мантуров, С. В. Забродская, А. А. Зуйков, Ю. В. Левченко, Н. А. Мелега,
В. А. Мишин, Д. В. Панова, А. А. Перегудов, О. О. Перегудова,
М. Ю. Семёнов, М. Н. Слюняев, К. В. Тыклеева*

BNCODE — усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН

Для научного сопровождения реакторной установки БН-600 в ГНЦ РФ-ФЭИ в 2010 году была разработана и внедрена система ModExSys [1]. Основной задачей научного сопровождения РУ БН-600 является расчетное обоснование безопасной работы реактора.

Расчетным инструментом в системе ModExSys является диффузионный код TRIGEX [2], в состав которого входит модуль для расчета изотопной кинетики на основе программы CARE [3].

За годы использования система ModExSys показала высокую эффективность. В рамках работ по сопровождению с помощью системы ModExSys ведется контроль параметров, необходимых для обеспечения безопасной работы реактора БН-600. При этом расчетная и экспериментальная величины запаса реактивности совпадают с точностью не хуже $\pm 0,1\% \Delta k/k$.

В последние годы реактор БН-600 активно используется не только как энергетический реактор, но и для выполнения научных экспериментов, в частности, облучения ТВС с нитридным топливом [4]. В этом случае система ModExSys может работать некорректно. Кроме того, изменения, связанные с появлением новых доступных вычислительных возможностей, а также с повышением требований к точности и надежности расчетных предсказаний диктуют новые потребности к научного сопровождения реакторов. В силу объективных причин выполнить модернизацию системы ModExSys не представляется возможным.

Таким образом, необходимость оперативного учета растущих потребностей сопровождения реактора БН-600, а также ввод в эксплуатацию реактора БН-800, для которого также стоит задача научного сопровождения, привели к необходимости разработки кода сопровождения нового поколения, который бы учитывал достоинства и недостатки, обнаруженные при использовании системы ModExSys, позволил бы гибко учитывать актуальные потребности научного сопровождения как реактора БН-600, так и реактора БН-800, а в перспективе, мог бы быть адаптирован и для сопровождения проектируемого реактора БН-1200. Такой код, по сути, должен представлять интегрированную систему, которая будет иметь более развитые возможности расчетного моделирования, более гибкий, удобный и современный интерфейс.

В качестве стартовой версии нового кода научного сопровождения послужил код TRIUM800 [5], созданный специально для расчетного сопровождения реактора БН-800. TRIUM800, в настоящее время, активно используется в своей области применения. В отличие от системы ModExSys TRIUM800 основан на использовании в расчетах не только диффузионного, но и транспортного приближения — в его оболочку, в качестве расчетных модулей, включены программы TRIGEX (диффузионное приближение; приближение точки на кассету в плане или нодальная схема, примерно эквивалентная 6 точкам на кассету в плане; до 26 энергетических групп), ММКК и ММКС (транспортное P_N -приближение; метод Монте-Карло; 26 и 299 энергетических групп или использование поточечных нейтронных данных, подобно тому, как это делается в программе MCNP). Имеется возможность позлементного расчета РО СУЗ и комбинированных ЭТВС.

В настоящее время ведется работа по разработке усовершенствованного кода сопровождения нового поколения — BNcode. Для этого требуется решить следующие основные задачи:

1. Взяв за основу расчетный инструментарий кода TRIUM800 и архив загрузок (базу данных) по сопровождению реактора БН-800, модернизировать его программную оболочку;
2. Модернизировать процедуру восприятия информации об эксплуатации для корректной работы с ТВС с нитридным топливом.
3. Разработать гибкие и удобные для пользователя средства пре- и пост-процессинга;
4. Разработать средства визуализации входных и выходных параметров;
5. Перенести и усовершенствовать возможности системы ModExSys, связанные с сопровождением реактора БН-600;
6. Перенести и адаптировать для использования в новом коде сопровождения базу данных ModExSys.
7. Создать универсальную архитектуру для последующего подключения более мощных расчетных модулей (в частности, рассматривается возможность включение со временем в его состав кода Монте-Карло из семейства MCU).

Описание BNcode

Код научного сопровождения работы быстрого натриевого реактора служит для текущих и прогнозных расчетов характеристик реактора БН-800, обоснования безопасности при перегрузке, обоснования баланса реактивности по микрокампании, соблюдения установленных критериев работоспособности твэл и других элементов. Универсальность реализованного подхода позволяет в будущем применять данный код и для быстрых реакторов со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями БРЕСТ и СВБР. Ниже, на рис. 1, представлена принципиальная схема работы BNcode.

BNcode включает в себя следующие модули и сервисы:

- топливный архив – база данных, содержащая информацию по всем состояниям жизненного цикла реактора;
- модуль расчета нейтронно-физических характеристик;
- модуль расчета изотопной кинетики;
- модуль теплогидравлического расчета;
- интерфейсные модули и модули графической визуализации исходных данных и результатов расчета.

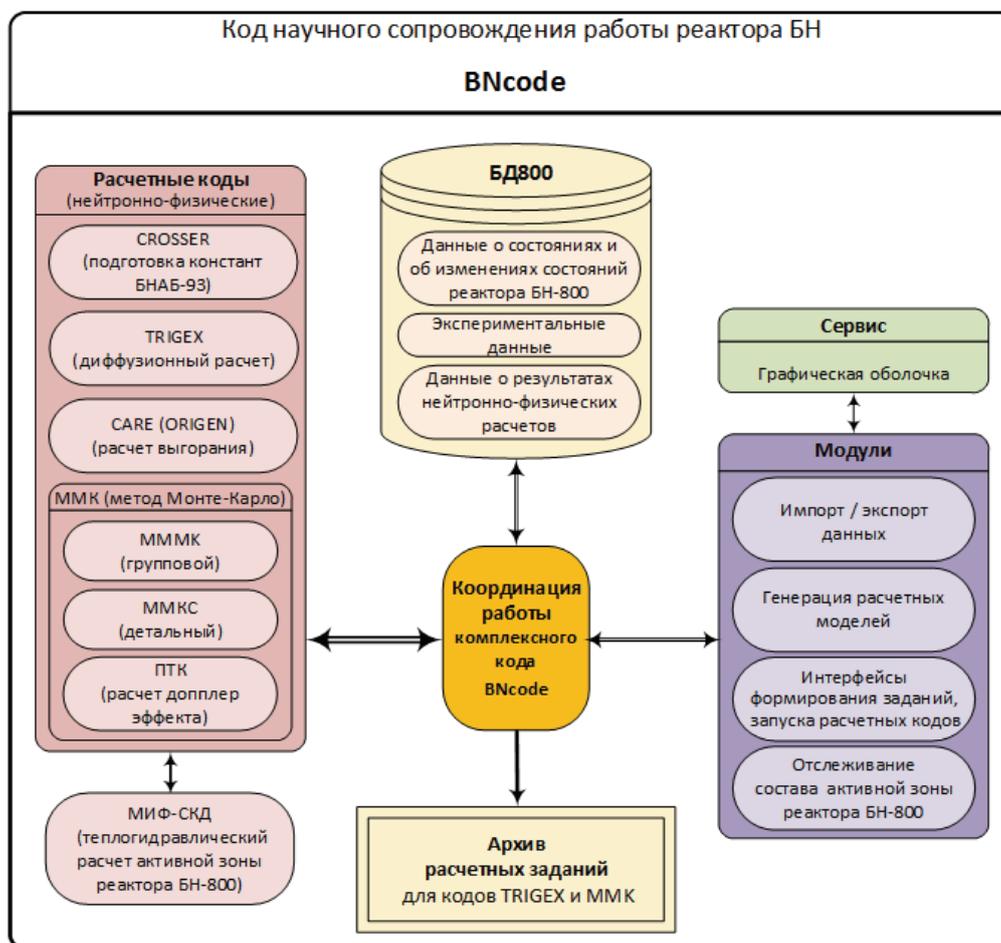


Рис. 1. Принципиальная схема кода BNcode

Результаты и обсуждение

В качестве демонстрации работы BNcode были выполнены расчеты критических состояний работы реактора БН-800 на протяжении пяти микрокампаний, а также расчет эффективности стержней СУЗ в начале и в конце 2-й микрокампании.

Расчеты критичности и эффективности стержней СУЗ выполнены по программе ММКС (детальная версия) с использованием файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД2010 в формате ACE. Для расчетов использовалась подробная гетерогенная модель (~ 50 тысяч зон) с профилем температур по высоте и радиусу. Расчет проводился на Супер ЭВМ (100 миллионов историй). Статистическая погрешность в величине критичности составила 0,00003.

Результаты расчета критических состояний работы реактора БН-800 на протяжении 5 микрокампаний представлены на рис. 2.

На рис. 3 представлены сравнения расчетных и экспериментальных значений эффективности стержней СУЗ: АЗ, ПАЗ и КС для 2-й микрокампании. Стержни СУЗ на рис. 3 расположены группами по радиусу для внутреннего и внешнего радиуса соответственно. Измерения эффективности РО СУЗ выполнялись методом «разгон-сброс» [6], [7]. Аналогичные результаты расчета эффективности стержней СУЗ наблюдаются и для других микрокампаний реактора БН-800.

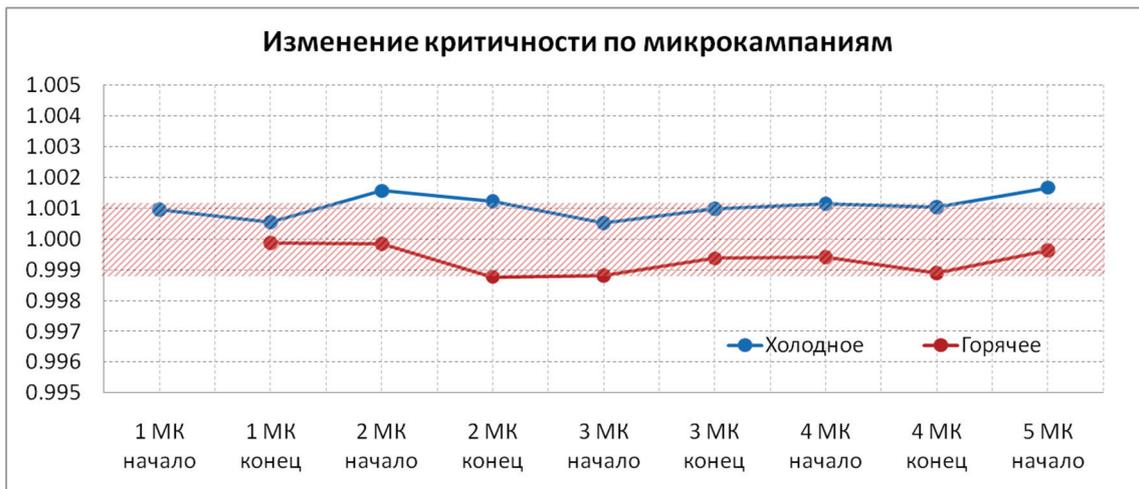


Рис. 2. Результаты расчетов величины критичности

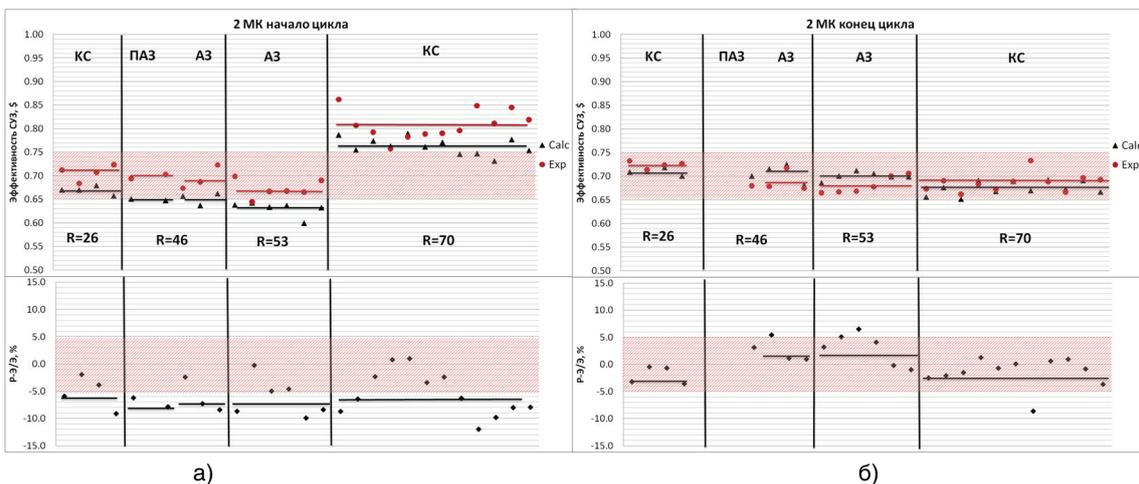


Рис. 3. Расчеты эффективности стержней СУЗ для 2-й МК: а) начало МК, б) конец МК

Нужно отметить, что расчетное время в BNcode одного нейтронно-физического расчета по программе Монте-Карло с детально описанной геометрией (расчетное задание порядка 50 000 зон) и с профилем температур по высоте и радиусу занимает приблизительно 3 часа, а время расчета одной микрокампании – приблизительно 12 часов. Следовательно, в течение суток можно рассчитывать две микрокампании. Таких результатов удалось достичь, во многом, благодаря быстрой подготовки констант с помощью модуля Crosser (~3 минуты) для группового расчета и модуля ПТК (несколько секунд) для детального расчета.

Как видно из рис. 2, расчетное критическое состояние реактора предсказывается с высокой точностью $\sim \pm 0,1\%$. Следует отметить закономерное (по микрокампаниям) отличие расчетов критичности для «холодного» и «горячего» состояний реактора, которое составляет $\sim 0,2\%$.

Сравнение расчетных и экспериментальных значений в эффективности стержней СУЗ, как видно из рисунка 3, хорошо согласуются между собой — максимальное наблюдаемое отличие составляет $\sim 7\%$. Мы наблюдаем, также, что результаты сравнения

на начало кампании имеют более сильный разброс значений, нежели на конец кампании. Подобная закономерность наблюдается и для других микрокампаний реактора

В настоящее время, полученные результаты проходят этап углубленного анализа, для выявления причин расхождений расчетных и экспериментальных значений.

Выводы

Создан интегральный код повышенной точности BNcode для научного сопровождения действующих реакторов БН-600 и БН-800 (3-й и 4-й блоки БАЭС). С помощью BNcode удалось получить максимально точные (с учетом имеющихся кодов) расчетные значения экспериментальных состояний работы реактора БН-800.

Анализ полученных результатов по научному сопровождению реактора БН-800 по BNcode даёт основания в дальнейшем не только устранить имеющиеся расхождения между расчетом критичности «холодного» и «горячего» состояния реактора, но и выполнить безболезненный (с сохранением заявленных расчетных точностей) переход реактора БН-800 на полномасштабную загрузку MOX-топливом.

Накопленный опыт при сопровождении реактора БН-800 по BNcode может быть использован также при обосновании проекта коммерческого энергоблока БН-1200М.

Литература

1. A.V. Moiseev, Yu.S. Khomyakov, S.V. Surov. Experimental and calculating substantiation of reactivity balance and energy-release distribution in BN-600 core. IAEA International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), 4-7 March 2013, Paris, France.
2. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-BNAB-90: Препринт ФЭИ-2655. – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1997.
3. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: Препринт ФЭИ-2431. – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1995.
4. А. А. Перегудов, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов, А. А. Якунин, Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков. Разработка нейтронно-физических тестов для анализа первой серии облучения нитридного топлива в реакторе БН-600. Нейтроника-2017, Обнинск 2017.
5. Разработка кода повышенной точности TRIUM800 для расчетного сопровождения эксплуатации реактора БН-800 В.А. Елисеев, Д.А. Клинов, В.Н. Кощев, П.А. Маслов, А.А. Перегудов, Е.В. Рожихин, М.Ю. Семенов. Одиннадцатая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018), г. Москва, 23-24 мая 2018 года.
6. Бриккер И.Н. Обращенное решение уравнения кинетики // Атомная энергия, 1966, т. 21, вып. 1, с. 9.
7. WCR (программное обеспечение реактиметра реактора БН-600). Аттестационный паспорт программного средства. НТЦ ЯРБ, 2009г.
8. Д.С. Асатрян, А.А. Белов, А.А. Перегудов и др. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в стационарном режиме // Атомная энергия, 2015, том 118, выпуск №6, С. 303–309.

*А. А. Перегудов, М. Ю. Семёнов, В. А. Мишин, Я. В. Дьяченко,
Э. М. Дзугкоева, И. В. Тормышев, Г. А. Кунцёв*

Верификационные исследования по программе VOX2000, предназначенной для расчета последствий горения натрия в помещении с натриевым оборудованием реактора типа БН

Работа выполняется в рамках Государственного контракта с Госкорпорацией «Росатом» и имеет своей целью проведение верификации программы для ЭВМ VOX2000 на экспериментальных данных, кросс-верификации программы VOX2000 с расчетным кодом CONTAIN LMR, а также оценка погрешности расчета по программе VOX2000 основных параметров горения натрия с учетом неопределенностей входных параметров и параметров расчетной модели.

Верификация программа VOX2000, разработанной в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и предназначенной для расчета последствий пролива и горения натрия в виде «лужи» на полу технологического помещения быстрого реактора, проводилась для условий экспериментов по горению натрия на установках «Эсмеральда» (Франция); в Карлсруэ (Германия) и на Белоярской АЭС (Россия).

По результатам выполненной верификации программы VOX2000 получено, что для всех рассмотренных экспериментов максимальные значения расчетных параметров близки к экспериментальным.

Кросс-верификация программы VOX2000 проводилась посредством сравнения основных параметров горения натрия, рассчитанных при помощи программ VOX2000 и CONTAIN LMR, для условий эксперимента на установке «Эсмеральда». Программа CONTAIN LMR (модификация программы CONTAIN) разработана в США и аттестована для анализа безопасности АЭС с быстрым натриевым реактором, в том числе для оценки последствий горения натрия в помещениях АЭС.

По результатам кросс-верификации получено хорошее совпадение основных параметров горения натрия.

Оценка погрешностей расчета по программе VOX2000 основных параметров горения натрия выполнялась на основе консервативного подхода с учетом неопределенностей входных параметров и параметров расчетной модели.

По результатам оценки погрешностей получено, что учет неопределенностей входных параметров и параметров расчетной модели дает более консервативную оценку погрешности расчета при помощи программы VOX2000 основных параметров горения натрия по сравнению с погрешностями без учета неопределенностей указанных параметров. Это соответствует требованиям нормативного документа НП-001-15 относительно консервативного подхода к детерминистическому анализу безопасности, в том числе при аварийных ситуациях с проливом и горением натрия.

А. В. Виноградов, А. А. Камаев

Расчетные исследования в обоснование технических решений по системе противопожарной защиты помещений с натриевым оборудованием энергоблока типа БН большой мощности

Работа выполняется в рамках Государственного контракта с Госкорпорацией «Росатом» и имеет своей целью проведение комплекса расчетных исследований в обоснование эффективности системы противопожарной защиты технологических помещений с натриевым оборудованием энергоблока типа БН большой мощности, а также подготовку рекомендаций по усовершенствованию и оптимизации ее конструкции, в том числе по алгоритмам переключений в системах вентиляции помещений с натриевым оборудованием.

Система противопожарной защиты помещений с натриевым оборудованием энергоблока типа БН большой мощности сформирована на основе опыта разработки подобных систем противопожарной защиты для энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-800.

Для выполнения расчетов в обоснование эффективности системы противопожарной защиты в технологических помещениях энергоблока типа БН большой мощности была использована программа для ЭВМ ВОХ2000, разработанная в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и предназначенная для расчета параметров натриевых пожаров в технологическом помещении быстрого реактора при течи и горении натриевого теплоносителя на полу в виде «лужи».

По результатам расчетных исследований получено, что в целом система противопожарной защиты обеспечивает эффективную защиту технологических помещений с натриевым оборудованием от опасных факторов натриевых пожаров. Вместе с тем при заданных условиях протекания возможных аварий значения ряда параметров во всех рассмотренных помещениях существенно выше допустимых значений.

Для усовершенствования и оптимизации конструкции системы противопожарной защиты помещений с натриевым оборудованием энергоблока типа БН большой мощности разработаны рекомендации по параметрам и режимам функционирования пассивной системы подавления горения натрия (поддоны пожаротушения на полу помещений). Кроме того, даны рекомендации по применению специального алгоритма работы систем вентиляции технологических помещений. Предложен критерий, определяющий необходимость задействования специального алгоритма работы систем вентиляции в технологических помещениях, а также диапазон его изменения.

А. В. Виноградов, А. А. Камаев, Ю. Ю. Малько

Верификационные исследования по программе TWSG, предназначенной для расчета температурного состояния оболочек отработавших ТВС реактора БН при транспортировке по тракту перегрузки

Для аттестации программного средства (ПС) TWSG проводились верификационные исследования. Данное ПС предназначено для расчета нестационарного температурного режима элементов отработавшей тепловыделяющей сборки реактора (ОТВС) на быстрых нейтронах, находящейся в газовой среде и/или транспортируемой в трубе-гильзе механизма передачи сборок тракта перегрузки (труба-гильза). Программа позволяет получить температуры элементов ОТВС и трубы гильзы в текущий момент времени. ПС необходимо для определения безопасных условий обращения с ОТВС в газовой среде и/или в ТТТ. Ниже представлено краткое описание ПС TWSG.

Объектом моделирования ПС TWSG является сборка реактора на быстрых нейтронах, находящаяся в вертикальном положении в трубе-гильзе механизма передачи сборок в газовой среде. В качестве основных исходных данных задаются свойства основных конструкционных материалов ТВС, топлива, газовой среды внутри и снаружи ТВС, остаточное энерговыделение, геометрические размеры и коэффициенты степени черноты элементов ТВС и трубы-гильзы.

Для расчета сборка условно разбивается на:

- центральный твэл;
- кольцевые ряды твэлов;
- чехол;
- трубу-гильзу.

Для данной расчетной модели (рисунок) принята следующая физическая модель:

– теплопередача с наружной поверхности трубы-гильзы осуществляется за счет естественной конвекции окружающего газа и излучения;

– теплоотдача между внутренней поверхностью трубы-гильзы и наружной поверхностью чехла сборки осуществляется за счет лучистого теплообмена и теплопроводности (с учетом конвекции) газового зазора;

– теплоотдача между чехлом и наружным рядом твэлов и между рядами твэлов осуществляется за счет лучистого теплообмена и теплопроводности газового зазора.

Основные допущения, принятые в данном ПС:

1) Температура оболочек твэлов одного ряда считается одинаковой, поскольку твэлы одного ряда находятся в близких условиях.

2) Температуры наружной и внутренней поверхности оболочек твэлов принимаются одинаковыми вследствие незначительности тепловых потоков в радиальном направлении твэла в рассматриваемых задачах.

3) Теплоотвод естественной конвекции газа внутри сборки не учитывается.

4) Давление газовой среды постоянно, поскольку оно оказывает слабое влияние на изменение температуры ТВС внутри трубы-гильзы.

Несмотря на достаточно разработанный математический аппарат по теплофизическому расчету температур элементов тепловыделяющих сборок, точность получаемых результатов неизбежно зависит от надежности и объективности принимаемых в расчетах

предпосылок, исходных данных и т. д. Поэтому получение достоверных результатов возможно лишь при проведении прямых измерений.

С этой целью было проведено сравнение с экспериментальными исследованиями нестационарного температурного режима со сборками и макетами сборок быстрых реакторов БН-350, БОР-60, Superphenix и CEFR при нахождении их в газовой среде.

Рассмотрен следующий список экспериментальных данных:

1) Разогрев отработавшей полномасштабной сборки Ц-82 активной зоны реактора БН-350 на воздухе. Для получения необходимой информации о распределении температур в сборке в нее были введены специальные термопары. Данная сборка с установленными в ней микротермопарами, с помощью спецзахвата извлекалась из бассейна выдержки и поднималась на воздух. Сборка выдерживалась до выхода всех измеряемых температур в квазистационарное состояние.

2) Разогрев макета ОТВС БОР-60 (вместо топливных стержней были стержни с нагревательными элементами) в среде аргона. Измерение температур в макете сборки БОР-60 осуществлялось с помощью 15 хромель-алюмелевых микротермопар.

3) Разогрев макета сборки реактора Superphenix в среде азота.

4) Последний набор экспериментальных данных получен при исследовании теплопередачи макета ОТВС реактора CEFR в атмосфере аргона

Для сравнения с экспериментальными данными были проведены расчёты температурного состояния тепловыделяющей сборки с использованием ПС TWSG. Исходные данные, используемые в расчетах, соответствовали исходным данным эксперимента.

В результате проделанной работы была проведена верификация программного средства TWSG. В рамках работ по верификации ПС проведено сравнение полученных расчетных и экспериментальных данных. Показано хорошее совпадение расчетных и экспериментальных данных, что демонстрирует правильность подхода, принятого в ПС TWSG.

И. А. Пахомов, Р. О. Сулягина

Расчетные исследования температурного и напряженно-деформированного состояния ТВЭЛов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом

Проведение дополнительных расчетов ТВЭЛ со СНУП топливом реактора БН-1200М с использованием кода ДРАКОН

Смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо рассматривается в качестве одного из вариантов топлива для реактора БН-1200М. Для обоснования работоспособности ТВЭЛов со СНУП топливом Ростехнадзором рекомендовано проведение верификационных (параллельных) расчетов по различным кодам.

Квазитрехмерный термомеханический код ДРАКОН предназначен для численного моделирования и расчёта 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 дополнительные расчеты температурного и напряженно-деформированного состояния твэлов со СНУП топливом реактора БН-1200М с использованием кода ДРАКОН-М 2.0. Полученные результаты будут использованы при подготовке технических проектов твэлов реактора БН-1200М.

Исследование влияния параметров облучения на основные повреждающие факторы в твэле типа БРЕСТ с оболочкой ЭП823-Ш по результатам ПРИ ОУ БОР-60 и 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-13 и ЭТВС-16 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-13 и ЭТВС-16 с учетом модели растрескивания топливных таблеток с результатами послереакторных исследований.

Результаты этой работы будут использоваться при подготовке технических проектов твэлов реактора БРЕСТ и твэлов экспериментальныхборок со СНУП топливом.

Е. Е. Мариненко, Р. О. Сулягина

Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600

Неотъемлемой элементом эксплуатации быстрого энергетического реактора БН-600 является его расчетное сопровождение научным руководителем (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»). Анализ результатов расчетного сопровождения облегчает понимание особенностей физики быстрых реакторов, которые обычно ускользают от внимания при проектных работах. Расчетное сопровождение необходимо для:

- получения лицензии на каждый пуск реактора (необходимым условием этого является согласование тремя организациями — научным руководителем, главным конструктором и эксплуатирующей организацией);
- обоснования безопасной работы реактора (контроль выполнения требований ядерной безопасности и проектных ограничений);
- сопровождения проводимых в БН-600 облучательных экспериментов.

Такие эксперименты включали обоснование новых радиационно стойких материалов, новых видов топлива, новых компоновок активных зон и многое другое. Результатом этих экспериментов стал перевод БН-600 на новую радиационно стойкую сталь ЭК164, ведется подготовка к увеличению кампании этого реактора. Заканчивается перевод

БН-800 на МОКС-топливо и начинается его перевод на новую радиационно стойкую сталь. В перспективе будет перевод БН-800 на активную зону с аксиальной прослойкой, экспериментальное облучение таких сборок ведется уже сейчас. Готовится облучение экспериментальных ТВС для будущего БН-1200 (также с прослойкой) и активно ведется облучение ТВС для инновационного реактора БРЕСТ-300 с нитридным топливом.

Кроме этого, у расчетного сопровождения есть и прикладное значение: локализация потерявших герметичность ТВС. Это делается по анализу соотношения активностей различных газообразных продуктов деления, попавших в газовую подушку реактора. Но для этого необходимы прецизионные расчеты с учетом паспортных характеристик и индивидуальной истории облучения каждой ТВС. Расчетное сопровождение дает такую возможность. Для этого используется база данных ModExSys, в которой зафиксированы паспортные характеристики и история облучения каждой ТВС БН-600 с 38 по 83 микрокампании.

Э. М. Дзугкоева, В. Ю. Стогов

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Исследования особенностей быстрых реакторов и технологий замкнутого ядерного топливного цикла, предназначенных для экспортных поставок при соблюдении режима ядерного нераспространения

Эта работа проводилась в ГНЦ РФ-ФЭИ по теме: «Анализ особенностей проектов РБН с Na теплоносителем и предприятий ЗЯТЦ для обеспечения режима ядерного нераспространения при экспорте». Работа состояла из 4 направлений или этапов.

Работы по этапу 1 были посвящены анализу особенностей экспорта РБН и технологий ЗЯТЦ. В частности, были рассмотрены особенности быстрых реакторов при постановке их под гарантии МАГАТЭ и необходимость дополнительных проектных решений, а также анализ возможных рисков при экспорте РБН с ЗЯТЦ и меры снижения таких рисков и анализ возможностей стран-импортеров тайно или открыто нарушать соглашения с Россией.

В настоящее время отсутствует разработанная и скоординированная на международном уровне система гарантий МАГАТЭ для быстрых реакторов и установок замкнутого ядерного топливного цикла. Существующая система гарантий для экспортируемых тепловых реакторов может служить основой для разработки подходов к будущим экспортируемым быстрым реакторам и установкам ЗЯТЦ. Использование опыта разработки гарантий МАГАТЭ для быстрого реактора Монжу в Японии может помочь в разработке такой системы гарантий для экспортируемых быстрых реакторов.

Работы по этапу 2 выполнялись по анализу особенностей РБН с ЗЯТЦ с точки зрения режима нераспространения. Эти работы включали три следующие задачи: анализ технологических барьеров и институциональных мер по снижению риска распространения при экспорте РБН с предприятиями ЗЯТЦ или без них, требования в существующей международной системе учета и контроля ядерных материалов и анализ существующих и возможности достижения меньших погрешностей измерения масс ЯМ в ЗЯТЦ с Na теплоносителем.

В настоящее время отсутствует разработанная и скоординированная на международном уровне система технологических барьеров и институциональных мер для быстрых реакторов и установок ЗЯТЦ, предназначенных для экспорта. Отсутствуют требования к системе учета и контроля ядерных материалов и требования к погрешностям измерения масс ядерных материалов для быстрых реакторов и установок ЗЯТЦ. Существующая система технологических барьеров и институциональных мер по снижению риска распространения для экспортируемых тепловых реакторов, а также система учета и контроля ядерных материалов могут служить основой для разработки подходов к будущим экспортируемым быстрым реакторам и установкам ЗЯТЦ. Существующие для тепловых реакторов погрешности измерения масс ядерных материалов должны быть пересмотрены в направлении достижения меньших

погрешностей с учетом особенностей быстрых реакторов и перехода от открытого ядерного топливного цикла тепловых реакторов к замкнутому ЯТЦ быстрых реакторов.

Работы по этапу 3 были направлены на методические подходы к экспорту РБН с ЗЯТЦ с точки зрения режима нераспространения и включали три задачи: развитие методических подходов к оценке привлекательности ядерных материалов в ЯТЦ быстрых реакторов для их использования в ядерных взрывных устройствах, описание укрупненной структуры ЗЯТЦ РБН с Na теплоносителем и мест контроля в интересах математической модели виртуальной площадки ЗЯТЦ РБН для выработки рекомендаций по обеспечению режима ядерного нераспространения при экспорте, а также анализ взаимосвязи ядерной безопасности, физической безопасности и гарантий МАГАТЭ.

Ядерные материалы, находясь в ЯТЦ в выделенном состоянии, имеют достаточно высокую привлекательность для их использования в ядерном взрывном устройстве. По этой причине должны быть разработаны новые или существенно улучшены имеющиеся подходы к применению мер гарантий для завода по фабрикации ядерного топлива и завода по переработке отработавшего ядерного топлива для быстрых реакторов, предназначенных для экспорта. В стационарном (установившемся) режиме работы замкнутого ЯТЦ начало технологической цепочки фабрикации ядерного топлива для быстрых реакторов должно быть совмещено с заключительной стадией замкнутого ЯТЦ, поскольку исходные материалы для изготовления «свежего» ядерного топлива быстрых реакторов будут поступать с перерабатывающего завода ОЯТ тех же быстрых реакторов.

Ответственность за ядерную безопасность и физическую ядерную безопасность во многом несут владельцы или операторы ядерной установки в тесном сотрудничестве с национальными властями. На сегодня существуют хорошо разработанные требования на национальном и международном уровне (с учетом рекомендаций МАГАТЭ) по обеспечению ядерной и физической ядерной безопасности, которые лежат в основе технических заданий на проектирование и обоснование безопасности ядерных установок. Что касается гарантий МАГАТЭ, то на сегодня отсутствуют консолидированные требования, особенно на национальном уровне, которые могли бы быть конвертированы в задание на проектирование, сделав ядерную установку «дружественной» по отношению к внедрению мер гарантий.

Существует много технических взаимно полезных областей между гарантиями и физической безопасностью. Гарантии основаны на международных соглашениях. Существуют также обязательные международные соглашения по физической ядерной безопасности, но обеспечение физической ядерной безопасности — это забота национального органа власти.

Работы по этапу 4 заключались в выработку рекомендаций в обеспечение экспорта РБН и технологий ЗЯТЦ. Эти работы состояли из четырех отдельных задач: подготовка рекомендаций по мерам противодействия использования РБН для наработки и выделения незаявленного ядерного материала, рекомендации по увеличению экспортного потенциала российских ядерно-энергетических технологий за счет синергии быстрых и тепловых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетической системе с единым ЗЯТЦ, рекомендаций по расширению спектра сервисных услуг ЯТЦ другим странам за счет использования РБН и предприятий ЗЯТЦ и оценке дополнительных затрат при экспорте РБН.

Основной риск, связанный с быстрыми реакторами, заключается в возможности несанкционированной наработки оружейно-пригодного материала в бланкете или в активной зоне такого реактора. Для исключения даже минимального риска ядерного распространения для быстрых реакторов, предназначенных для экспортных поставок, предлагается разрабатывать конструкции, не содержащие бланкет. Применение

усовершенствованных гарантий позволит свести к минимуму и риск несанкционированной наработки оружейно-пригодного плутония в активной зоне быстрого реактора. Реализация двухкомпонентной модели позволит существенно увеличить экспортный потенциал российских ядерно-энергетических технологий за счет синергии быстрых и тепловых реакторов с единым замкнутым ядерным топливным циклом. Облагораживание иностранного плутония, наработанного в МОКС-топливе легководных реакторов, в российских быстрых реакторах может существенно расширить спектр экспортных услуг, предоставляемых другим странам. По предварительным оценкам, затраты на обеспечение гарантий быстрых реакторов на 3 порядка меньше стоимости АЭС.

А. Н. Чебесков, О. С. Гурская

Водородная взрывобезопасность в реакторе ЭГП-6 Билибинской АЭС

ЭГП-6 (Энергетический Гетерогенный Петлевой реактор с 6 петлями циркуляции теплоносителя) — энергетический графито-водный гетерогенный реактор канального типа на тепловых нейтронах с естественной циркуляцией, реализующий схему прямого цикла. Все четыре ЭГП-6 разработаны под научным руководством ФЭИ, установлены на Билибинской АЭС и введены в эксплуатацию с 1974 по 1976 год. Атомная теплоэлектроцентраль (АТЭЦ) обеспечивает потребителей как электрической, так и тепловой энергией. В рамках работ для продления эксплуатации блока РУ БиАЭС, в течение 2021 года для обоснования водородной взрывобезопасности, регламентируемой НП-040-02 [1], выполнялись расчетные исследования в помещениях энергоблока с РУ БиАЭС. Расчеты проводились с использованием кода КУПОЛ-М [2].

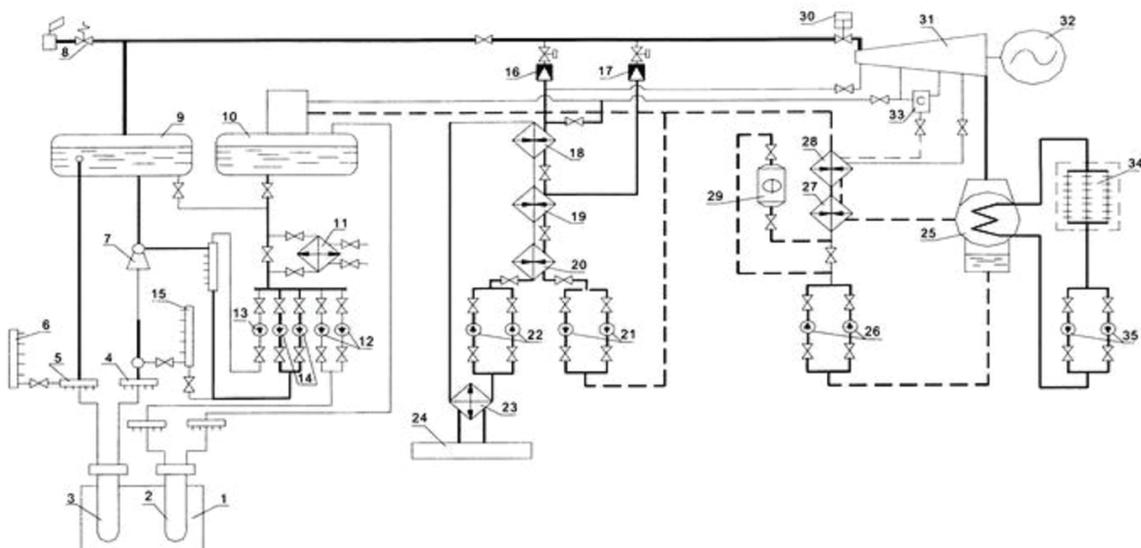
На рис. 1 приведена принципиальная тепловая схема БиАЭС [3]. Разрез блока АЭС с РУ ЭГП-6 приведен на рис. 2 [4]. Источниками радиолитического водорода в РУ БиАЭС являются:

- вода-теплоноситель ОЦК в активной зоне реактора (поз. 3 рис. 1);
- вода в каналах охлаждения системы СУЗ (поз. 2 рис. 1);
- вода в баке биологической защиты (поз. 14 рис 2);
- вода в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива;
- контакт теплоносителя с магниевой матрицей топлива при разрушении оболочки твэл. (поз 3 рис. 1);
- водород в основном конденсаторе (поз. 25 рис. 1) с выводом газовой смеси через основной эжектор турбины в атмосферу.

В этом списке места возникновения источников водорода отмечены как позиции (поз. х рис. у), указанные в подрисуночных подписях.

Для предотвращения взрыва водорода в герметичных помещениях и оборудовании, содержащих водородно-воздушно-парогазовую смесь, согласно НП-040-02 [1] должно быть обеспечено одно из следующих условий

- концентрация водорода (объемная) менее 4%;
- концентрация кислорода (объемная) менее 5%;
- концентрация водяного пара (объемная) более 55%.



1 – реактор; 2 – канал СУЗ; 3 – ТВС, 4 – раздаточный групповой коллектор, 5 – сборный групповой коллектор, 6 – перепускной коллектор, 7 – смеситель полезного напора, 8 – главные предохранительные клапана, 9 – барабан-сепаратор, 10 – деаэрактор, 11 – теплообменник глубокого расхолаживания, 12 – насосы охлаждения контура СУЗ, 13 – аварийный питательный насос, 14 – питательные насосы, 15 – коллектор САОР, 16 – редукционная установка БРУ 60/7, 17 – стерегущий регулятор на основной бойлер, 18 – пиковый бойлер, 19 – основной бойлер, 20 – доохладитель конденсата подогревателя, 21 – конденсатные насосы подогревателей, 22 – насосы промежуточного контура, 23 – водо-водяной теплообменник, 24 – потребители тепла, 25 – конденсатор турбины, 26 – конденсатные насосы, 27 – охладитель конденсата, 28 – подогреватель низкого давления, 29 – фильтр смешанного действия, 30 – стопорный клапан турбины, 31 – турбина, 32 – генератор, 33 – промежуточный сепаратор, 34 – воздушно-радиаторные охладители, 35 – циркуляционные насосы

Рис. 1. Принципиальная тепловая схема Билибинской АТЭЦ

Учитывая интенсивность источников излучения, были определены скорость накопления радиолитических газов и проанализированы процессы накопления водорода в элементах оборудования РУ ЭГП-6.

Основной контур циркуляции

Водород образуется в воде при прохождении через активную зону (поз. 3 рис. 1) и окончательно, через основной эжектор турбины выбрасывается в атмосферу. Водяной пар при концентрации более 55 % предотвращает горение водорода [1]. Взрывоопасность в потоке практически чистого пара, с малыми примесями радиолитического газа по всему основному контуру циркуляции (ОЦК): в барабане-сепараторе, в паропроводах и в турбине отсутствует, т. к. объемная доля водорода составляет в нем $\sim 1 \cdot 10^{-3}$ %. Эта доля не превышает на всех уровнях мощности реактора.

Водородная взрывоопасность возникает на выхлопе из основных эжекторов турбины. Прямые измерения содержания водорода в паропроводе после РУ ЭГП-6 показали, что генерация водорода составляет $\sim 0,5$ $\text{нм}^3/\text{ч}$; количество водорода в газе на выхлопе эжекторов равно $0,44$ $\text{нм}^3/\text{ч}$. Водородная взрывобезопасность обеспечивается.

Контур охлаждения каналов СУЗ

Количество водорода, которое образуется в охлаждающей воде каналов СУЗ (поз. 2 рис. 1) с выносом его в деаэрактор (поз. 10 рис. 1), по данным прямых измерений составляет $0,096$ $\text{м}^3/\text{ч}$. Содержание его в деаэракторном баке, в деаэракторной колонке, в трубопроводе к теплообменнику выпара составляет $\sim 0,02$ % объемных, что на два порядка

ниже взрывоопасных концентраций. Вторым критерием обеспечения водородной взрывобезопасности является тот факт, что водяной пар имеет концентрацию значительно выше 55 % об. во всех трубопроводах, каналах СУЗ и деаэраторе.

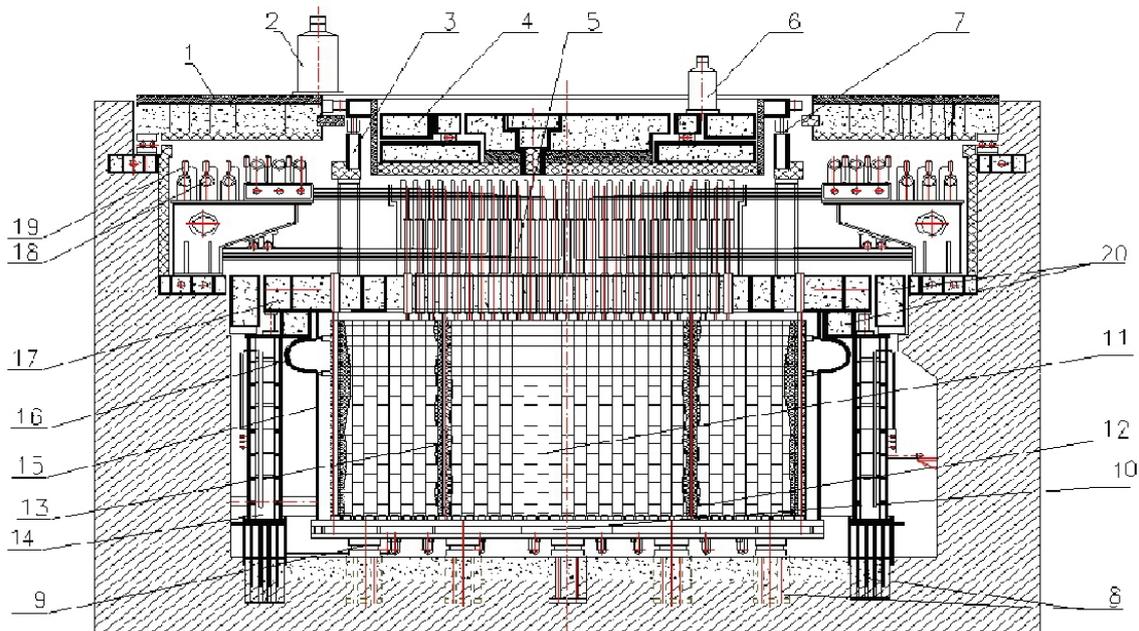
Баки биологической защиты

По данным прямых измерений, концентрация водорода в воздушном пространстве баков биологической защиты (ББЗ) при работе реакторов на номинальной мощности составляет 0,15% объемных. Водородная взрывобезопасность обеспечивается.

Реакторное пространство

В условиях нормальной эксплуатации, водород образуется в реакторном пространстве (РП), заключенном в кожух (поз. 15 рис. 2) за счет радиолитических процессов имеющихся в смеси газов паров воды (до 0,01 нл/ч) и при авариях, за счет взаимодействия паров воды со сталью элементов активной зоны (0,14 нл/ч). Взаимодействием паров воды с графитом кладки реактора при температурах до 500 °С можно пренебречь. Концентрация водорода в объеме газового контура реактора при этом будет менее $0,6 \cdot 10^{-3}$ % объемных.

Для разных уровней мощности скорость образования радиолитических газов на действующем кипящем реакторе (ВК-50) систематически исследовалась и опубликована в работах [4] – [7]. На основании этого цикла работ, а также обоснованного в них критерия подобия, был выполнен перенос результатов на условия БиАЭС. Результаты публикуются в работе [8]. Водородная взрывобезопасность обеспечивается.



1 – верхнее боковое перекрытие; 2 – привод большого вращающегося перекрытия; 3 – центральная рама с опорами; 4 – центральное вращающееся перекрытие; 5 – стояки; 6 – привод малого вращающегося перекрытия; 7 – опора катковая; 8 – закладные части; 9 – опорные узлы; 10 – нижняя плита; 11 – графитовая кладка; 12 – канал СУЗ; 13 – ТВС; 14 – бак биологической защиты; 15 – кожух; 16 – компенсатор кожуха; 17 – верхняя плита; 18 – групповые коллекторы с рабочими трубопроводами; 19 – вентили запорные; 20 – нижний слой защитного перекрытия

Рис. 2. Разрез блока реакторной установки ЭГП-6

Проектная «мокрая» авария

При разрыве одиночной ТВС и разрушении одного твэла на длине 100 – 200 мм происходит «мокрая» авария в активной зоне. В течение первого часа после глушения реактора образуется 54 нл водорода. Этот водород выносится потоком паро-азотной смеси в систему локализации «мокрой» аварии. Объем воздуха в газгольдере-барботере этой системы 50 м³. Возможная концентрация водорода составит ~0,1%. Водородная взрывобезопасность обеспечивается.

Накопление водорода при запроектных авариях

При несрабатывании аварийной защиты на работающем реакторе, авария переходит в разряд запроектных аварий (ЗПА), с массовыми разрывами тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне. При наиболее тяжелой аварии с вводом максимально-возможной положительной реактивности, происходит возрастание нейтронной мощности до 419 % от номинальной и разрушение до 126 ТВС [9], [10]. Анализ ЗПА с точки зрения водородной взрывобезопасности БиАЭС публикуются в работе [11].

Вследствие роста давления в РП, происходит подъем верхней плиты, разрыв компенсатора термических удлинений кожуха реактора и сброс верхнего вращающегося перекрытия. Объем образовавшегося водорода составляет до 2,5 м³, практически весь водород уходит в надреакторное пространство и далее — в центральный зал. Здесь предохранительными конструкциями являются разрушенные оконные стекла, обеспечивающие при повышении давления удаление в атмосферу смеси воздуха с радиолитическим водородом. Взрывоопасная концентрация не достигается за счет больших объемов помещений, его концентрация составит $2 \cdot 10^{-2}$ % объемных, и в паро-азотной среде, заполняющей газовый контур, вероятность взрыва водорода исключена.

Выход водорода при запроектных авариях в бассейне выдержки

Перечень запроектных аварий, связанных с хранением отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в бассейнах выдержки (БВ), приведен в НП-061-05 [12]. Появление водорода в заполненном водой БВ происходит вследствие её радиолитического распада, а также по мере нагрева воды за счет уменьшения растворимости водорода в воде. Расчет изменения суммарной мощности ОТВС выполнен в работе [13]. На основании расчета источников радиолитических газов получено, что концентрация водорода над поверхностью воды в БВ номер 3 составляет 0,04% об., а при ЗПА максимальная объемная доля 0,0483% об., что на два порядка ниже допустимых значений. Водородная взрывобезопасность в условиях ЗПА для РУ БиАЭС обеспечивается.

По результатам работ подготовлен доклад на конференцию Теплофизика-2022. Тезисы доклада находятся в печати [14].

Заключение

В результате выполненного цикла работ обоснована водородная взрывобезопасность для кипящего реактора с естественной циркуляцией для всех систем РУ ЭГП-6. Расчетный анализ показал, что водородная взрывобезопасность обеспечивается для всех номинальных режимов работы РУ ЭГП-6, включая ЗПА.

Литература

1. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции, НП-040-02, 2003, Госатомнадзор России. – Москва, 2002.

2. КУПОЛ-М версия 1.10а. Аттестационный паспорт программного средства № 397 от 27.02.2018. – М.: НТЦ ЯРБ, 2018
3. Долгов В.В. Билибинская АЭС – тридцать лет работы в экстремальных условиях крайнего северо-востока России «История атомной энергетики Советского Союза и России. Вып. 5 История малой атомной энергетики». – 2004 г. Электронный ресурс. http://elib.biblioatom.ru/text/istoriya-atomnoy-energetiki_v5_2004/go,118/ (дата обращения 24.06.2022)
4. Курский А.С., Калыгин В.В. Радиолиз теплоносителя и методы обеспечения взрывозащищенности корпусного кипящего реактора / Курский А.С., Калыгин В.В. // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – 2013. – №4 - С. 22 –27.
5. Курский А.С. Радиолиз теплоносителя и методы обеспечения взрывозащищенности корпусного кипящего реактора / А.С. Курский // Вестник национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». – 2014. – Т. 3. – № 1. – С. 85 – 90.
6. Курский А.С. Методы комплексного решения проблем радиационной безопасности и водородной взрывозащиты корпусных кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя: автореф. дисс. ... докт. тех. Наук: 05.14.03 / Курский Александр Семенович. – Москва: -2014 г. НИЦ «Курчатовский институт».
7. Забелин А.И. Радиолиз теплоносителя кипящего реактора ВК-50 / А.И. Забелин, В.Е. Шмелев // Атомная энергия. – 1986. – Т. 60, вып. 4. – С. 248 – 251.
8. Казанцев А.А., Супотницкая О.В., Иванова Е.А., Московченко И.В., Мухамадеев Р.И., Тимофеев В.Ф., Астахова Н.Э. Радиолиз теплоносителя в реакторе ЭГП-6 Билибинской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2022. – № 3. (в печати)
9. Мухамадеев Р.И., Баранаев Ю.Д., Парафило Л.М., Суворов А.П. Анализ тяжелой запроектной аварии РУ ЭГП-6 Билибинской АЭС. Формирование источника выброса // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – № 1. – С. 99-111.
10. Мухамадеев Р.И., Баранаев Ю.Д., Суворов А.П. Тяжелая запроектная авария РУ ЭГП-6 Билибинской АЭС. Анализ последствий для населения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – № 2. – С. 89-100.
11. Казанцев А.А., Супотницкая О.В., Иванова Е.А., Московченко И.В., Мухамадеев Р.И., Тимофеев В.Ф., Астахова Н.Э. Водородная взрывобезопасность в условиях запроектной аварии для реактора ЭГП-6 Билибинской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 1 (в печати).
12. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии, НП-061-05, Ростехнадзор. – Москва, 2005.
13. Сергеев В.В. Особенности расчетного моделирования тепловых режимов бассейнов выдержки БиАЭС // ВАНТ, сер. Ядерно-реакторные константы, 2021, вып. 1, с. 97–107.
14. Казанцев А.А., Супотницкая О.В., Сергеев Вл.В. Расчетная оценка выхода радиолитического водорода из бассейна выдержки ЭГП-6 Билибинской АЭС при запроектной аварии // ВАНТ, сер. Ядерно-реакторные константы, 2022 (в печати).

*А. А. Казанцев, О. В. Супотницкая, Е. А. Иванова, И. В. Московченко,
Р. И. Мухамадеев, В. Ф. Тимофеев, Н. Э. Астахова*

Расчетный анализ теплогидравлических параметров бассейнов выдержки Билибинской АЭС при длительном хранении ОЯТ

Билибинская атомная станция состоит из 4 энергоблоков с водо-графитовыми канальными реакторами ЭГП-6. В настоящее время энергоблок № 1 остановлен, блоки № 2–4 получили лицензию на эксплуатацию до декабря 2025 года.

Отработавшее ядерное топливо и каналы СУЗ хранятся в герметичных стальных пеналах, заполненных азотом, в осушенных БВ-1, -2 и заполненных водой БВ-3, -4.

Проведен расчетный анализ динамики температур теплоносителей, материалов стенок пеналов и оболочек ТВЭЛ ОТВС, находящихся в БВ 1–4, на период до 2045 года, с последующей оценкой коррозионного состояния материала оболочек ТВЭЛ ОТВС и стенок пеналов хранения.

Особенностью конструкции Билибинской АЭС является общий реакторный зал четырех энергоблоков, в котором между шахтами реакторов размещены бассейны выдержки. Соответственно, две стены БВ-1, -2, -3 дополнительно «подогреваются» за счет работы примыкающих реакторов, а БВ-4 с одной стороны.

На основе ранее разработанной точечной модели «универсального» бассейна [1] были выполнены верификационные расчеты и получен прогноз теплового состояния БВ на срок до 2045 года. Точечная динамическая модель основана на представлении всего водяного («мокрое» хранение) или воздушного (сухое хранение) объема в бассейне одной балансовой текущей температурой с соответствующей теплоемкостью и массой. Модель разработана в оболочке кода КОРСАР [2]. Основой для проведения тепловых расчетов послужили расчеты динамики остаточного энерговыделения отдельной ОТВС с заданным выгоранием (средним и наибольшим, в соответствии с Регламентом безопасной эксплуатации БиАЭС) и выдержкой, а также результаты расчетов суммарной динамики энерговыделения всех ОТВС в каждом из БВ на основе данных по истории их загрузки, выполненные с использованием программы «Ядерный калькулятор ЭГП-6» (ЯК ЭГП-6, аттестационный паспорт № 511 от 30.01.2021) [3], реализующей метод изотопной кинетики для отдельной ОТВС РУ ЭГП-6. Расчеты выполнялись для ОТВС с топливной композицией на основе UO₂ и первоначальным обогащением 3,6%.

С использованием данных по изменению температурного режима БВ, металлоконструкций пеналов и ОТВС был выполнен расчетный анализ повреждения коррозией материалов оболочек ТВЭЛ ОТВС и стенок пеналов их хранения в течение всего расчетного периода (с 1977 по 2045 гг.).

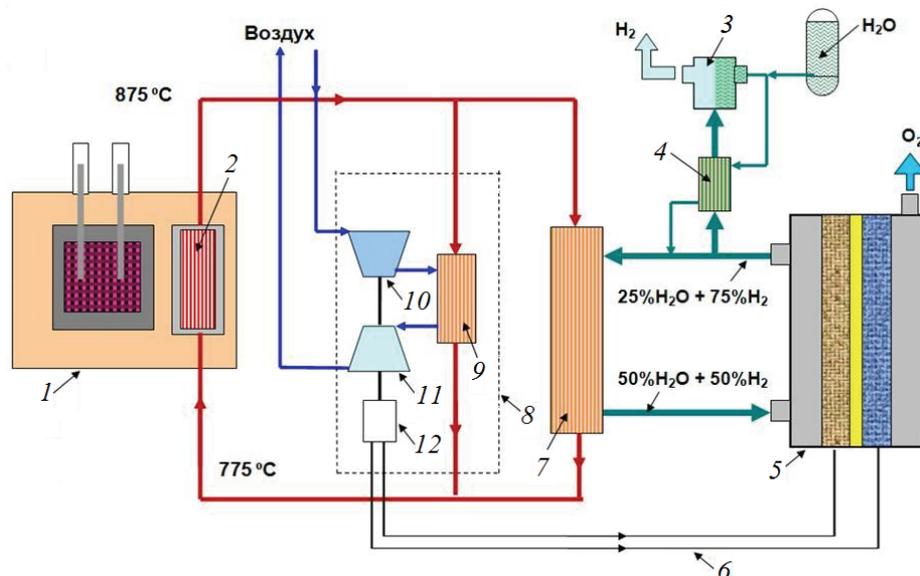
Литература

1. РК КОРСАР. Руководство пользователя. Сосновый Бор. 2006.
2. Сергеев В.В. Особенности расчетного моделирования тепловых режимов бассейнов выдержки БиАЭС // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2021 — Вып. 1.
3. Жердев Г.М., Суворов А.П. Программа «Ядерный Калькулятор ЭГП-6» для инженерных расчётов радиационных характеристик ОТВС Билибинской АЭС // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2020 — Вып. 3. — С. 72—79.

*А. А. Воробьева, И. В. Московченко, Р. И. Мухаммадеев,
В. В. Сергеев, А. П. Суворов, В. Ф. Тимофеев*

Исследования высокотемпературной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах для производства водорода

Результаты проведенного комплекса нейтронно-физических, теплогидравлических, физико-химических, технологических исследований, концептуальных исследований и разработок по выбору облика, характеристик систем и узлов оборудования энергетического высокотемпературного реактора (900 – 950 °С) на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-ВТ) для создания крупномасштабной атомно-водородной энергетики показали, что создание такого реактора является реальной технической задачей (см. рисунок).



1 – быстрый реактор; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – сепаратор водорода; 4 – теплообменник; 5 – твердооксидный электролизер; 6 – электроэнергия на электролизер; 7 – парогенератор; 8 – газотурбинная установка; 9 – теплообменник; 10 – компрессор; 11 – турбина; 12 – электрогенератор

Схема реакторной установки для производства электроэнергии и водорода с использованием технологии твердооксидного электролиза воды

Демонстрируется, что реактор такого типа обладает широким набором потенциальных возможностей. Быстрый нейтронный спектр позволяет осуществить воспроизводство делящихся материалов, выжигать и утилизировать значительную долю трансурановых элементов, а высокая температура даёт возможность развить производство больших количеств водорода с высоким коэффициентом теплового использования и электроэнергии с высоким КПД. Относительная малогабаритность, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с внутренними, присущими ему свойствами (пассивное снятие остаточной теплоты, исключение разгона реактора на мгновенных нейтронах), обеспечивающими повышенную ядерную и радиационную безопасность, отвечающую требованиям для будущих реакторов IV поколения.

В результате анализа возможности использования жаропрочных конструкционных материалов для высокотемпературного реактора для оболочек твэлов, работающих в области температуры до 1200 °С, рекомендован ряд тугоплавких материалов. Для использования в оборудовании реакторного блока до уровня температуры до 900 – 950 °С рекомендованы высокотемпературные конструкционные материалы. Для принятия решения о практическом применении этих материалов в реакторных условиях необходимы крупномасштабные исследования их радиационных, механических и коррозионных свойств.

По результатам анализа полученных данных по источникам примесей, способам и устройствам очистки натрия акцентировано внимание на тех примесях, которые в первую очередь необходимо учесть для обеспечения безопасности, экономичности, необходимых технологических характеристик и экологичности реактора БН-ВТ. Для каждого из рассматриваемых режимов работы выбраны методы и устройства, необходимые для реализации контроля примесей в высокотемпературном натриевом теплоносителе и технологического процесса очистки от них.

Показано, что в контурах БН-ВТ концентрации (термодинамические активности) кислорода и углерода в натрии должны быть на порядки меньше, чем на современных АЭС, для их контроля должны быть разработаны системы, включающие специальные приборы с электрохимическими датчиками или датчиками мембранного типа.

Для высокотемпературной установки с реактором БН-ВТ при использовании в качестве конструкционных материалов ниобия, ванадия и др. обоснована целесообразность и возможность создания комбинированных систем очистки натрия от примесей, предложены конкретные схемы построения таких систем, включающие комбинацию способов холодной очистки, геттерной (горячей) очистки и фильтрации. При этом приняты во внимание уровень температуры, конструкционные материалы, масса теплоносителя, интенсивность поступления примесей как из внутренних элементов установки, так и от внешних источников, ресурс, загрязненность исходного продукта и др.

Литература

1. Сорокин А.П., Алексеев В.В., Иванов А.П., Кузина Ю.А. Исследования высокотемпературной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода. — М.: ООО АП «Столица», 2022. — 258 с.

А. П. Сорокин, В. В. Алексеев, А. П. Иванов, Ю. А. Кузина

СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Системная топливная составляющая стоимости производимой электроэнергии в двухкомпонентной ЯЭС с замкнутым уран-плутониевым ЯТЦ

Замыкание ядерного топливного цикла решает задачу использования в ЯЭС второго, помимо энергии, продукта — вторичных ядерных материалов, извлекаемых из ОЯТ. Среди них наибольший интерес представляет плутоний — как дополнительный в настоящее время энергетический ресурс АЭ. При исчерпании экономически приемлемых по цене запасов природного урана, этот ресурс станет основным для дальнейшего развития АЭ. В то время как энергия в форме электрической или тепловой имеет явного потребителя и соответствующим образом оплачивается, производство плутония сейчас не имеет денежного эквивалента. При этом в ЯЭС с открытым ЯТЦ затраты на производство плутония фактически включаются в топливную составляющую стоимости производства электроэнергии (ТСС), что приводит к ее завышению и, соответственно, к деформации экономических показателей АЭС. Разделение затрат на производство электроэнергии и производство плутония, которое всегда имеет место при облучении ядерного топлива на основе урана, при этом практически невозможно.

Вследствие этого традиционный сравнительный технико-экономический анализ АЭ, в котором этот эффект не учитывается, может привести к последующему ошибочному выбору траектории дальнейшего развития АЭ.

Имеется существенная разница между АЭС с тепловыми и АЭС с быстрыми реакторами. В то время как выгрузка плутония в современных тепловых реакторах типа ВВЭР обычно составляет порядка 25% от загрузки реактора ураном-235, то выгрузка плутония в перспективных быстрых реакторах типа БН может достигать 120% и более от загрузки плутония. В последнем случае достигается не только самообеспечение реактора делящимся материалом, но и закладывается резерв на расширение генерирующих мощностей. Однако это принципиальное отличие быстрых реакторов от тепловых при ныне действующих подходах к анализу и сравнению технико-экономических показателей АЭС никак не учитывается. Вместе с тем, для правильной и полной оценки роли быстрых реакторов в АЭ необходим технико-экономический критерий, учитывающий в том числе уникальное качество быстрого реактора — возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего.

Одним из возможных критериев может стать модифицированная ТСС с учетом дополнительной выгоды, получаемой от использования нарабатываемого плутония в качестве товара. Однако отсутствие рынка плутония вследствие его специфических характеристик не позволяет определить указанную выгоду. В этих условиях говорить о цене плутония, под которой понимаются денежные средства, за которые продавец готов передать покупателю свой товар (в данном случае это плутоний) не приходится. Повидимому, можно утверждать, что такая ситуация, в силу специфики такого товара сохранится и в обозримом будущем.

Вместе с тем, как всякий произведенный продукт, плутоний имеет свою стоимость, которая, с одной стороны, должна покрывать издержки, которые понес производитель на его производство. С другой стороны, плутоний за счет своих ядерно-физических свойств позволяет осуществить в быстром спектре нейтронов расширенное воспроизводство ядерного топлива. Тем самым технология быстрых реакторов на плутониевом топливе фактически становится возобновляемым источником энергии, что является необходимым условием для развития ЯЭ на любую обозримую перспективу.

В работе представлены результаты разработки расчетной модели ТСС, основанной на учете потенциального вклада плутония в доходы двухкомпонентной ЯЭС. Модель базируется на системном подходе, при котором становится возможным определить доходы ЯЭС за счет продаж природного урана по рыночной цене, обусловленных его экономией при замене в двухкомпонентной ЯЭС тепловых реакторов на природном уране быстрыми реакторами на МОКС-топливе.

В рамках модели сформулированы основные математические соотношения, связывающие технико-экономические показатели ЯЭС и такие нейтронно-физические характеристики реактора, как воспроизводство вторичного ядерного горючего, период удвоения установленной мощности в системе, длительность внешнего топливного цикла и др. Модель позволяет свести указанные показатели и характеристики, которые имеют весьма разнородный характер, к единому комплексному критерию, выраженному в денежной форме – ТСС.

Предлагаемый критерий может оказаться полезным при системном многокритериальном анализе ЯЭС, сравнении технико-экономических показателей ЯЭС с реакторами различных типов и выборе путей развития АЭ.

Насколько известно авторам, такой подход к определению ТСС сформулирован впервые.

Традиционный подход к расчету топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС

Напомним основные положения традиционного подхода к расчету ТСС [1], [2].

Под ТСС обычно понимается отношение затрат на ядерное топливо, в общем случае начиная от закупки природного урана и заканчивая обращением с отработанным топливом и РАО, ко всему объему электроэнергии, произведенной за весь срок службы конкретной АЭС. В таком определении ТСС представляет собой среднее за весь срок службы АЭС значение топливных затрат на 1 кВт·час произведенной электроэнергии. Поскольку затраты, связанные с топливом, производятся в течение всего его жизненного цикла, охватывающего период до 100 и более лет, то для учета неравноценности денежных затрат во времени используется метод приведенных затрат, то есть при этом фактически учитывается стоимость денег.

При таком подходе все ежегодные денежные потоки на каждом периоде топливного цикла приводятся (дисконтируются) к одному базовому моменту (t_0) во времени. В качестве базовой даты обычно используется дата ввода реактора рассматриваемой АЭС в коммерческую эксплуатацию. Таким образом, получают чистые текущие издержки за весь жизненный цикл топлива. Учет стоимости денег производится с помощью нормы дисконтирования r , значения которой определяются при экономическом анализе рынка, на который действует АЭС.

Аналогичным образом получают дисконтированные по отношению к той же базовой дате чистые текущие доходы от произведенной за весь срок службы АЭС продукции.

Отметим, что под произведенной продукцией понимается только электрическая (тепловая) энергия.

Оценка нормы дисконтирования представляет собой отдельную, достаточно сложную задачу, зависящую от состояния рыночных отношений, и в настоящем исследовании не рассматривается.

Концепция приведенных затрат положена также в основу методики расчета полной приведенной удельной стоимости производства электроэнергии на АЭС – показателя LCOE [3] или, аналог в терминологии МАГАТЭ, LUEC [1].

Составной частью LCOE, наряду с капитальной и эксплуатационной составляющими, является топливная составляющая, определяемая традиционным методом. LCOE представляет собой стоимость электроэнергии, при которой достигается полное покрытие расходов на производство электроэнергии на полном жизненном цикле ядерного топлива конкретной АЭС.

Однако этот показатель, как и TCC, не учитывает системных факторов и в единственном числе не может служить корректным показателем для сопоставления эффективности сложных систем с топливными циклами различной структурной организации, в том числе и для циклов с наработкой плутония.

В настоящей работе излагается возможный подход для учета этих факторов через корректировку традиционной методики расчета топливных затрат в замкнутом ЯТЦ, которая базируется на работах [1], [2].

Приведенные в этих работах соотношения для расчета TCC относятся к однопродуктовой модели, в которой учитывается только один источник дохода – продажа электроэнергии, причем обычно понимается, что все величины относятся к одному энергоблоку (реактору). При рассмотрении тепловых реакторов именно так и поступают, то есть наличие второго продукта – плутония – никак не учитывается. Плутоний рассматривается в лучшем случае как продукт, не имеющий стоимости, или вообще, как отход.

Такой традиционный подход к расчету топливной составляющей был положен в основу компьютерного кода FCCBNN [4] – расчета TCC для АЭС с быстрым реактором.

Экономический эффект наработки плутония в ЯЭС

В работах [5,6] предложен новый подход к определению топливной составляющей стоимости (TCC) электроэнергии, производимой в ЯЭС с быстрыми и тепловыми реакторами. В отличие от большинства применяемых ранее подходов, в этих работах предпринята попытка разработать методику, учитывающую двухпродуктовый характер производства — генерацию электричества и производство плутония. При этом необходимым условием становится переход от рассмотрения при традиционном подходе только быстрого реактора и его топливного цикла к включению в цикл тепловых реакторов. В этом случае становится возможным оценить компенсацию топливных затрат в ЯЭС за счет производства плутония и, соответственно, снижение TCC. Дополнительно, в рамках предлагаемой методики оказывается возможным ввести понятие удельной приведенной стоимости плутония, аналогично тому, как это делается при определении удельной приведенной топливной составляющей стоимости производства электроэнергии.

Методика учитывает наработку плутония в быстрых реакторах и соответствующее расширение электрогенерации на быстрых реакторах как источник дохода за счет экономии (высвобождения) природного урана при сокращении парка тепловых реакторов, работающих на природном уране, при неизменной, или возрастающей установленной

мощности ЯЭС. Сэкономленный уран имеет вполне реальную рыночную цену. Предлагаемый подход согласуется с концепцией двухкомпонентной ядерной энергетики [7], на основании которой возможно долгосрочное топливообеспечение ЯЭС с решением остальных современных отложенных ее проблем. На основе этих допущений построены математические модели и получены расчетные соотношения для определения системной ТСС. Кроме того, оказалось возможным при таком подходе оценить удельную цену плутония.

Указанные соотношения связывают следующие основные топливные характеристики рассматриваемых ядерных реакторов и технико-экономические показатели топливного цикла ЯЭС:

- 1) единичные установленные мощности быстрых и тепловых реакторов в системе и их КИУМы;
- 2) годовую потребность теплового реактора в природном уране;
- 3) годовую наработку плутония в тепловом реакторе;
- 4) начальную загрузку плутония в быстром реакторе;
- 5) длительность кампании быстрого реактора;
- 6) коэффициент накопления плутония в быстром реакторе;
- 7) период удвоения плутония для быстрого реактора;
- 8) норму дисконтирования, принятую для ЯЭС;
- 9) цену природного урана на рынке в данный момент;
- 10) прогнозируемую (или устанавливаемую экспертно) эскалацию цены на природный уран.

Поскольку предлагаемый подход базируется на энергетической ценности нарабатываемого плутония, он позволяет исключить затратный механизм оценки его стоимости.

Анализ полученных результатов

Анализ полученных соотношений показал, что уточненная ТСС, а также расчетная стоимость плутония, зависят от многих характеристик ЯЭС. В частности, они в значительной степени определяются текущей ценой на природный уран и его эскалацией, коэффициентом накопления плутония в быстром реакторе, длительностью внешнего топливного цикла, периодом удвоения плутония в системе и т. д.

В качестве примера приведем некоторые результаты (рисунки 1, 2 и 3) расчетного исследования ТСС и удельной приведенной стоимости плутония в двухпродуктовой модели ЯЭС с реакторами большой мощности типа БН и ВВЭР.

Результаты показывают, что для энергоблока с реактором большой мощности типа БН и топливного цикла с реально достижимыми параметрами (временем удвоения порядка 50-ти лет, нормой дисконтирования 5%, начальной ценой природного урана 100 US\$/кг и его ежегодной эскалацией в 3%) учет наработки плутония приводит к снижению ТСС с 9,0 mills/кВт·ч до 4,8 mills/кВт·ч, то есть имеет место снижение ТСС почти в 2 раза. С учетом того, что вклад ТСС в полную удельную стоимость производства электроэнергии (LCOE) по оценкам составляет около 15%, получим, что производство плутония приводит к значительному уменьшению LCOE – до 10% и более.

Результаты расчетов также показывают весьма значительную удельную приведенную стоимость плутония. При этом минимальная приведенная удельная стоимость плутония, полученная для такой системы, при постоянной текущей цене на природный уран (порядка \$100/кг), нулевой ставке дисконтирования и нулевом временном лаге по отношению к базовой дате составляет около K\$80/кг.

Сравнение полученной удельной стоимости плутония, базирующейся в конечном итоге на энергетическом эквиваленте плутония и урана, и стоимости плутония, оцененной на основании затрат на заключительную стадию топливного цикла (извлечение плутония из ОЯТ) — порядка \$7000/кг, указывает на экономическую эффективность замыкания топливного цикла даже при существующих ценах на уран.

Предлагаемая методика определения удельной стоимости нарабатываемого плутония может оказаться полезной основой для установления коммерческих отношений, учитывающих его наработку в случае, если это когда-либо потребуется.

Разработанный подход к оценке влияния производства плутония в топливном цикле быстрого реактора на его топливные затраты и, в конечном итоге, на ТСС производимой на нем электроэнергии, в совокупности с ранее разработанной и реализованной в компьютерном коде методикой расчета ТСС быстрого реактора в рамках традиционного подхода являются основой для целостной методики и компьютерного кода расчета ТСС, учитывающих специфику быстрого реактора.

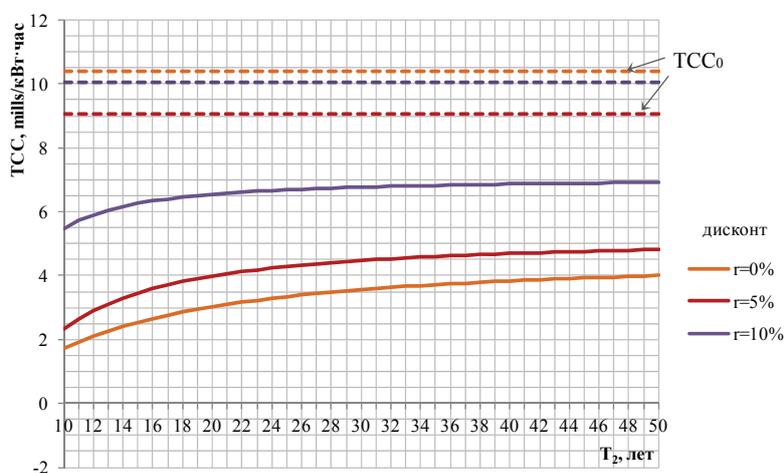


Рис. 1. ТСС для реактора большой мощности типа БН в зависимости от времени удвоения при 3-процентной эскалации стоимости природного урана (ТСС₀ без учета дополнительного дохода от продажи высвобождаемого природного урана)

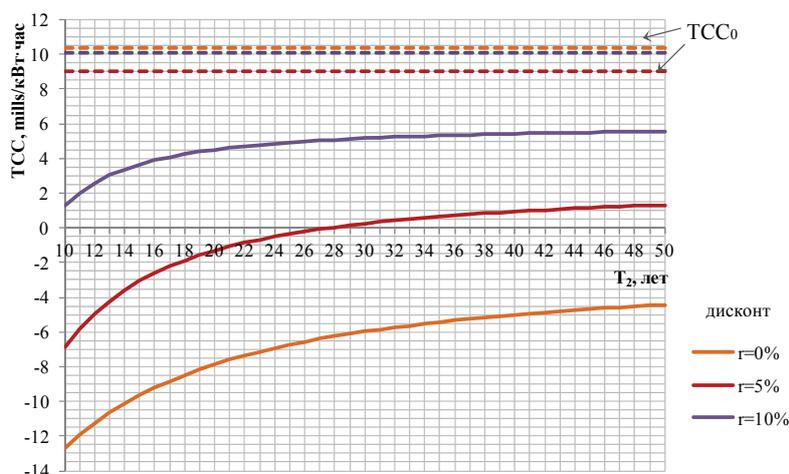


Рис. 2. ТСС для реактора большой мощности типа БН в зависимости от времени удвоения при 5-процентной эскалации стоимости природного урана (ТСС₀ без учета дополнительного дохода от продажи высвобождаемого природного урана)

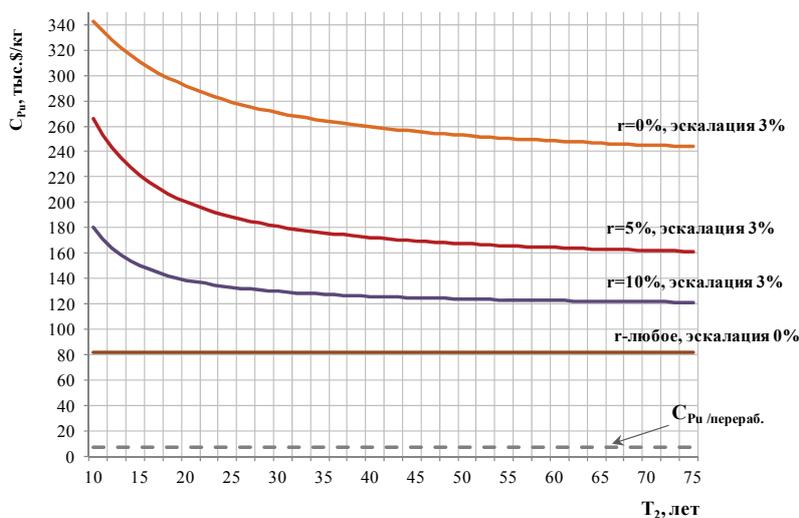


Рис. 3. Удельная стоимость плутония в ЯЭС в зависимости от времени удвоения и эскалации цены на природный уран в 0% и 3%

Такая методика является полезной для сравнительно-аналитических исследований в обоснование выбора путей развития двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ.

Характерной особенностью предлагаемой методики является то, что, в отличие от традиционного метода учета дохода от продажи только электроэнергии, получателями дохода от сэкономленного урана являются очень отстраненные от АЭС структуры, вплоть до государства в целом. Однако в роли АЭС с быстрым реактором в создании этой возможности не приходится сомневаться. Именно в реакторе АЭС в результате ядерно-физических процессов происходит конвертация слабо делящегося ^{238}U в ценнейший энергоноситель — плутоний. Разработанная методика позволяет увидеть и учесть этот доход в технико-экономических показателях АЭС.

В развитие предлагаемого подхода целесообразно более детально рассмотреть влияние нейтронно-физических характеристик быстрого реактора, в частности, изотопного состава нарабатываемого плутония, на ТСС производимой электроэнергии. Необходимо также учесть использования и наработки плутония в тепловых реакторах с загрузкой МОКС-топлива. Кроме того, необходима также оценка вклада дополнительных, по сравнению с урановым топливом, затрат на переделы смешанного уран-плутониевого топлива. Эти вопросы в настоящей работе не рассматривались, их следует проработать в дальнейшем.

Литература

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Economics, INPRO Manual, IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.4, IAEA, Vienna, 2014.
2. Экономика ядерного топливного цикла, ОЭСР/АЯЭ. / Пер. с англ. Информ-Атом. – Москва: ЦНИИАтоминформ. — 1999. — 141 с.
3. Единые отраслевые методические рекомендации по определению показателя LCOE и предельной стоимости сооружения АЭС в России, обеспечивающей конкурентоспособный уровень показателя LCOE. МУ_УПС.93.01.01. Утверждены приказом Госкорпорации «Росатом» от 10.05.2017 №9/599-П.

4. Декусар В.М., Колесникова М.С., Чижикова З.Н. Методика и программа расчета топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами: Препринт ФЭИ-3243. Обнинск, 2014.
5. А.В. Зродников, В.М. Декусар, О.С. Гурская, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев, А.Ф. Егоров, Л.П. Пупко. Системная топливная составляющая стоимости производимой электроэнергии в двухкомпонентной ЯЭС с замкнутым уран-плутониевым ЯТЦ: Препринт ФЭИ-3293. Обнинск, 2021.
6. Декусар В.М., Гурская О.С. К вопросу о цене плутония в двухкомпонентной ЯЭС: Вопросы Атомной Науки и Техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2021, №2, с. 25-33.
7. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. академика РАН Пономарева-Степного Н.Н. – М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. — 160

*А. В. Зродников, В. М. Декусар, О. С. Гурская, В. В. Коробейников,
А. Л. Мосеев, А. Ф. Егоров, Л. П. Пупко*

Выбор структуры двухкомпонентной ЯЭС с оптимальным учетом экспортного потенциала и технико-экономическими показателями

«Росатом» занимает ведущее место в мире по числу проектов строительства АЭС за рубежом — 36 энергоблоков в 12 странах (Армения, Бангладеш, Белоруссия, Венгрия, Египет, Индия, Иран, Китай, Нигерия, Турция, Узбекистан, Финляндия).

Варианты обращения с ОЯТ зарубежных АЭС, сооруженных по проектам Росатома определяются на основании отдельных соглашений с каждой стороной. В данном исследовании рассматривается максимальный вариант, включающий дополнительно страны, которые хотят иметь первую АЭС на своей территории, но пока не приняли конкретных практических решений по ее сооружению. Переработка зарубежного ОЯТ позволит сократить себестоимость услуг на внутреннем рынке.

Структура двухкомпонентной ЯЭС может включать в себя различные компоненты, поиск оптимального сочетания которых в развитии представляет собой многопараметрическую задачу [1] – [5]. Замыкание ядерного топливного цикла РФ должно осуществляться с минимальными технологическими, финансовыми и инвестиционными рисками. Внешний рынок, который для ГК «Росатом» является ключевым, в долгосрочной перспективе в значительной мере будет определять облик ЯЭС России.

Цель работы состоит в проведении сравнительной многокритериальной оценки эффективности двухкомпонентных ЯЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах (реактор типа БН большой мощности), работающих в замкнутом ЯТЦ, и ЯЭС с реакторами на тепловых нейтронах в открытом ЯТЦ. Для достижения этой цели используется набор системных критериев, охватывающих экономику, экспортный потенциал, конкурентоспособность на внешних рынках, эффективное обращение с ОЯТ и РАО, потребление природного урана, а также баланс плутония в системе.

Структура двухкомпонентной ЯЭС РФ должна обеспечивать реализацию полного пакета экспортных топливных услуг, а также учитывать неопределённость вектора

развития ЯЭ РФ, включающую многочисленные развилки и ключевые этапы. Долгосрочное прогнозирование технологического развития связано с высокой степенью неопределенности. При оценке сценариев развития ЯЭС и выборе эффективной структуры закладываемой двухкомпонентной системы особенно большое значение приобретают правильно выбранные критерии эффективности, определяющие облик и структуру системы с учетом ее развития во времени. Расчетное моделирование сценариев развития ЯЭС проводилось с использованием программного комплекса CYCLE [6].

Начальные и граничные условия моделирования сценариев развития ЯЭС России

Начальные и граничные условия моделирования сценариев ЯЭС России:

1) возможный диапазон масштабов развития ядерной энергетики России достаточно широк. В рамках данной работы модельные сценарии построены из условия роста интегральной установленной мощности ЯЭ РФ с достижением ~30 ГВт (эл.) в 2035 году, ~39 ГВт (эл.) к 2050 году и ~71 ГВт (эл.) к 2100 году;

2) с учётом ввода генерирующих мощностей зарубежных ВВЭР рассмотрены структурные варианты развития ядерной энергетики России, которые практически полностью покрывают все комбинации утилизации ОЯТ реакторов РФ и экспортных ВВЭР. Все они рассчитаны на одну и ту же динамику установленных мощностей АЭС. Различия в потребностях в природном уране зависят от складывающейся структуры ЯЭС;

3) одной из целей моделируемых сценариев является демонстрация совместной работы быстрых и тепловых реакторов в замкнутом ЯТЦ с решением проблем ОЯТ и возможностью утилизации запасов отечественного и зарубежного ОЯТ в хранилищах к 2100 году;

4) в рамках данного исследования жёсткие ограничения на внутренние или внешние потребности в природном уране не накладываются;

5) природный уран, добываемый в России, рассматривается как приоритетное сырьё при производстве топлива для отечественных реакторов;

6) расход природного урана оценивается на интервале работы э/б от н/в до конца проектного срока эксплуатации тепловых реакторов, введённых до 2100 года;

7) переработка ОЯТ тепловых реакторов ВВЭР-440 (РФ, а также экспортированных ВВЭР-440) и быстрого БН-600 производится на заводе РТ-1 ПО «Маяк» с последующим использованием регенерированного урана в реакторах РБМК, складированием выделенного плутония и изоляцией остеклованных РАО;

8) в рассматриваемой серии сценариев топливообеспечение тепловых реакторов осуществляется на технологической базе двуокисного таблеточного уранового (УОКС) топлива;

9) топливообеспечение быстрых реакторов [7] – [13] осуществляется с использованием смешанного уран-плутониевого МОКС-топлива;

10) одним из важных условий сценариев является стремление к обеспечению возможности поддержания оперативного баланса плутония в приемлемых границах без накопления избыточных количеств выделенного плутония;

11) энергоблоки реактора типа БН во всех сценариях, кроме референтного, вводятся следующим образом: первый блок в 2033 году, второй после 2037 года, далее серийное строительство — ввод энергоблоков производится исходя из баланса плутония при соблюдении выбранной динамики интегральной установленной мощности в системе;

12) в качестве модели реактора типа БН большой мощности берётся вариант на МОКС-топливе со средним выгоранием 12%. Длительность внешнего топливного цикла 4 года;

13) усовершенствованные тепловые реакторы ВВЭР-С (УОКС) на урановом топливе вводятся следующим образом: первый блок в 2037 году, второй после 2040, далее осуществляется серийное строительство с вводом энергоблоков по мере необходимости.

На рис. 1 представлена модельная структура вводимых установленных мощностей экспортных энергоблоков в странах с предполагаемым возвратом ОЯТ в предположении замещения выбывающих энерго мощностей до 2100 года. Данная структура одинакова для всех рассматриваемых сценариев.

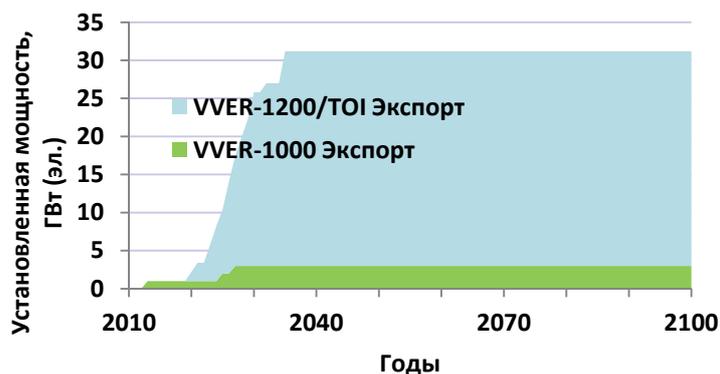


Рис. 1. Структура вводимых установленных мощностей экспортных энергоблоков

Выбор модельных сценариев

Для анализа рассмотрены пять модельных сценариев обращения с накапливающимся в РФ ОЯТ и ОЯТ от зарубежных ВВЭР:

1. Референтный сценарий развития ЯЭ РФ с учётом экспорта современных российских ядерных технологий ВВЭР без дальнейшего развития технологии быстрых реакторов. Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ зарубежных ВВЭР.

2. Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ тепловых реакторов, находящихся на территории России.

3. Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Рассматривается переработка ОЯТ экспортируемых ВВЭР и ОЯТ российских тепловых реакторов.

4. Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Помимо ОЯТ ВВЭР также перерабатывается и ОЯТ БН.

5. Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Помимо ОЯТ ВВЭР также перерабатывается и ОЯТ БН.

В референтном сценарии интегральное потребление урана тепловыми реакторами, введёнными до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г.) более 1370 тыс. т. Отметим, что эта величина существенно превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана с ценой ≤ 260 US\$/кг. В сценарии 2, с переработкой зарубежного ОЯТ, интегральное потребление урана тепловых реакторов, введённых до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г.) около 1340 тыс. т, что на 30 тыс. т ниже, чем в референтном сценарии. Интегральное

потребление урана в тепловых реакторах РФ — 695 тыс. тонн — превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана на 183 тыс. т.

В сценарии 3, с переработкой ОЯТ РФ, интегральное потребление урана тепловых реакторов ЯЭС, введённых до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г.) около 1280 тыс. т, что на 90 тыс. т ниже, чем в референтном сценарии. Интегральное потребление урана в тепловых реакторах РФ — 634 тыс. тонн — превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана на 122 тыс. т.

В сценарии 4 интегральное потребление урана всех тепловых реакторов, введённых до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г.) около 1240 тыс. т, что на 130 тыс. тонн меньше, чем в референтном сценарии. Интегральное потребление урана в тепловых реакторах РФ — 594 тыс. тонн — превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана на 82 тыс. т.

Интегральное потребление урана тепловыми реакторами РФ и Зарубежья до 2160 года для данного сценария составляет 913 тыс. т, что меньше на 457 693 тыс. т потребления в референтном сценарии и меньше, чем в остальных сценариях. Интегральное потребление урана до 2100 года для данного сценария составляет 677 тыс. т, что уже сравнимо с декларированным ресурсом (512,4 тыс. т) российского природного урана. Интегральное потребление урана в тепловых реакторах РФ — 266 тыс. тонн — не превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана.

На рис. 2 для сравнения приведены результаты моделирования интегрального потребления урана в объединённой системе «РФ + Зарубежье» в сценариях 1 и 5.

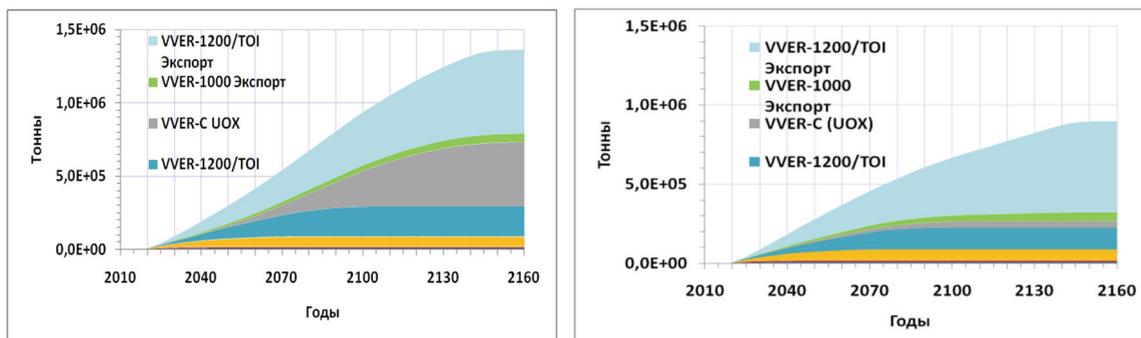


Рис. 2. Потребление природного урана. Слева – интегральное потребление урана в сценарии 1. Справа – интегральное потребление урана в сценарии 5

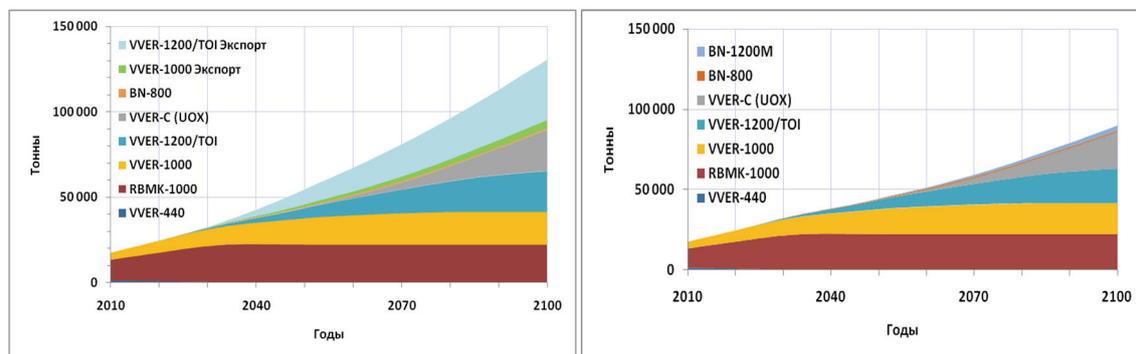


Рис. 3. Накопление ОЯТ. Слева – накопление ОЯТ в хранилищах в референтном сценарии 1. Справа – накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии 2

На рис. 3 приведен темп накопления ОЯТ в хранилищах в референтном и 2-м сценарии. Из результатов видно, что в референтном сценарии количество хранящегося ОЯТ постоянно нарастает и к 2100 г. составит около 130 тысяч тонн.

На рис. 4 слева приведена динамика накопления ОЯТ в хранилищах в сценарии 3. Из результатов видно, что количество ОЯТ к 2100 г. составит около 49.1 тысяч тонн, что на 81 тыс. т меньше референтного значения, при максимуме 55.6 тысяч тонн в 2079 г. Справа на этом же рисунке приведен темп накопления ОЯТ в хранилищах в сценарии 4.

На рис. 5 приведена динамика накопления ОЯТ в хранилищах в сценарии 5.

Получено, что максимальное количество ОЯТ достигается в 2049 году и составляет 38,7 тысяч тонн, что на 91 тыс. т меньше референтного значения, а к 2100 году запасы ОЯТ в хранилищах полностью утилизируются.

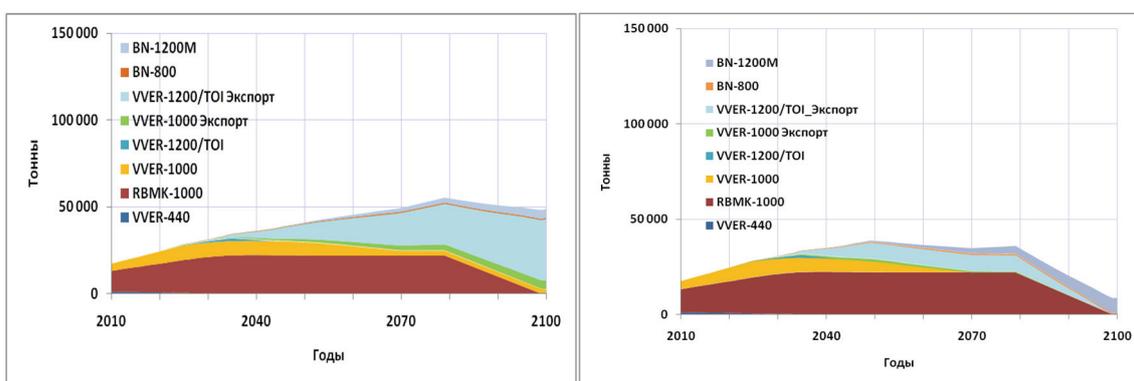


Рис.4. Накопление ОЯТ. Слева – накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии 3. Справа – накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии 4

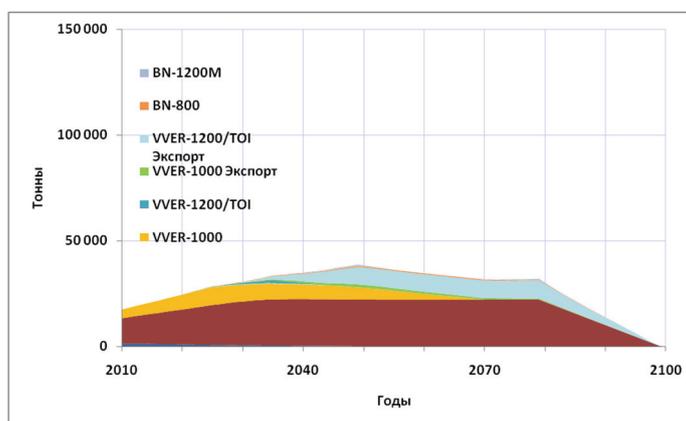


Рис. 5. Накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии 5

Анализ исследуемых сценариев по материальным балансам

Анализ интегрального потребления урана тепловыми реакторами РФ с пролонгацией до конца срока эксплуатации российских ВВЭР в сценариях без переработки ОЯТ БН (сценарии 1 – 4) показывает превышение потребления по сравнению с оценкой общих отечественных запасов природного урана с учетом возможности извлечения в 512,4 тыс. тU при цене извлечения не более US\$260 за 1 кг металла. Сценарий 4 с переработкой ОЯТ

всех тепловых реакторов превышает указанную величину на 82 тыс. тU — два-три очень хороших месторождения урана. Сценарий 5 не имеет ограничений по урану.

Из рисунков видно, что только в сценариях 4, 5 удаётся полностью сократить запасы ОЯТ тепловых реакторов.

В сценарии 4 за счёт ввода БН экономится 12 % природного урана, а переработка ОЯТ ТР позволяет сократить накопление ОЯТ к 2100 году в 14.6 раза при отсутствии накопления избыточного выделенного плутония.

Из анализа приведённых выше результатов видно, что без своевременного начала переработки ОЯТ быстрых реакторов, количество БН, введённых к 2050 и 2100 годам, невелико. Ввод небольшой серии (5 э/б к 2050 году и 14 э/б к 2100 году) с отложенной на следующее столетие переработкой ОЯТ БН (сценарий 4) позволяет избавиться к 2100 году от подавляющего количества ОЯТ (сокращение на 47% по сравнению с референтным сценарием) при потреблении урана, ненамного превышающем оценку доступного ресурса в 512 тыс. тU на территории РФ при цене извлечения не более US\$260 за 1 кг металла.

Требование полной утилизации к 2100 году ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, в соответствии со сценарием 5, требует развёртывания 57 э/б реактора типа БН большой мощности, хотя и не позволяет полностью реализовать накопленный плутоний.

Расчетный анализ топливных балансов замыкания ЯТЦ показывает, что количества плутония, которое имеется в Российской Федерации с учётом возврата ОЯТ экспортных ВВЭР в выделенном виде и в составе ОЯТ вполне достаточно для реализации замыкания ЯТЦ России на базе быстрых реакторов типа БН большой мощности, по крайней мере, четырьмя различными сценариями.

Системный многокритериальный анализ исследуемых сценариев

Для проведения многокритериального анализа выбран набор критериев, включающих:

- 1) накопление ОЯТ в тоннах для реакторов, находящихся за рубежом (обозначены ОЯТз),
- 2) накопление ОЯТ в тоннах для реакторов, работающих в России (обозначены ОЯТр),
- 3) потребление природного урана в тоннах для энергоблоков, работающих за рубежом (обозначены УРАНз),
- 4) потребление природного урана в тоннах для энергоблоков, работающих в России (обозначены УРАНр),
- 5) наработка плутония в тоннах для энергоблоков, работающих за рубежом (обозначение РУз),
- 6) наработка плутония в тоннах для энергоблоков, работающих в России (обозначение РУр),
- 7) безразмерный критерий «затраты»,
- 8) безразмерный критерий «выгоды».

На рис. 6 приведены результаты сравнения рейтингов ЯЭС на 2100 год. В результатах содержатся вклады в итоговую оценку от всех рассматриваемых критериев. В данных, приведённых на рисунке, предполагалось, что все рассматриваемые критерии имеют одинаковый вес. Что означает одинаковую значимость всех достигаемых целей.

Результаты многокритериального анализа показали более высокий рейтинг для сценариев, в которых реализованы варианты двухкомпонентных систем. Наивысший рейтинг оказался у сценария 5, в котором утилизируется не только ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, образовавшийся на зарубежных и российских АЭС, но и ОЯТ

реакторов на быстрых нейтронах. Сценарий номер 4 уступает сценарию 5, однако, имеет более высокий рейтинг по сравнению с оставшимися двумя двухкомпонентными.

Равновесный вариант 2100 год

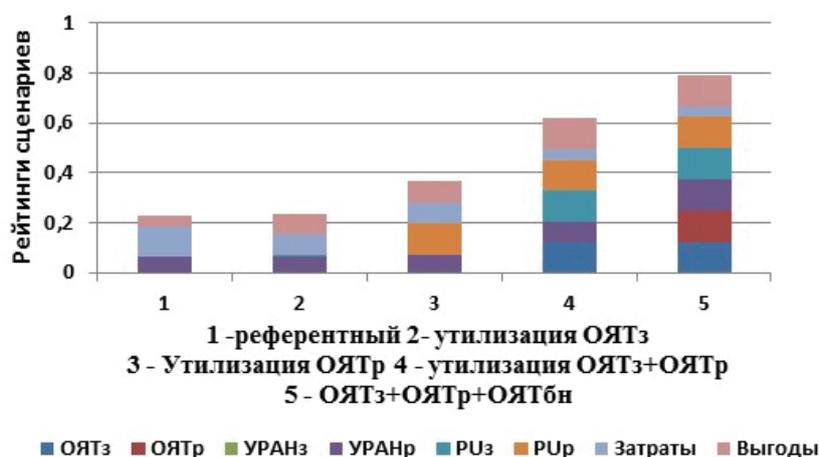


Рис. 6. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год. Равновесный вариант

Чувствительность к изменению весов

Для анализа чувствительности альтернативных вариантов применялись экспертные оценки. На рис. 7 приведён вариант с наибольшим отклонением от средних значений рейтингов альтернативных сценариев на 2100 год.

Вариант со средними по 5-ти экспертам весами 2100 год

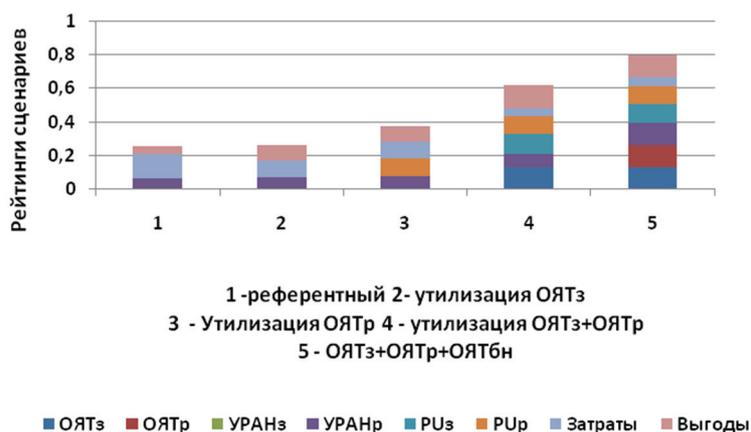


Рис. 7. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год. Вариант со средними по результатам экспертов весами

Анализ чувствительности к значениям весов показал устойчивость результатов многокритериального анализа. Рейтинги распределились таким же образом, как и для равновесного варианта на рис. 6.

Чувствительность к изменению значений критериев

На рисунке 8 показаны значения рейтингов альтернативных сценариев на 2100 год для оценки с равными весами и значениями критериев «затраты» и «выгоды», представленными экспертом с наибольшим отклонением от средних значений.

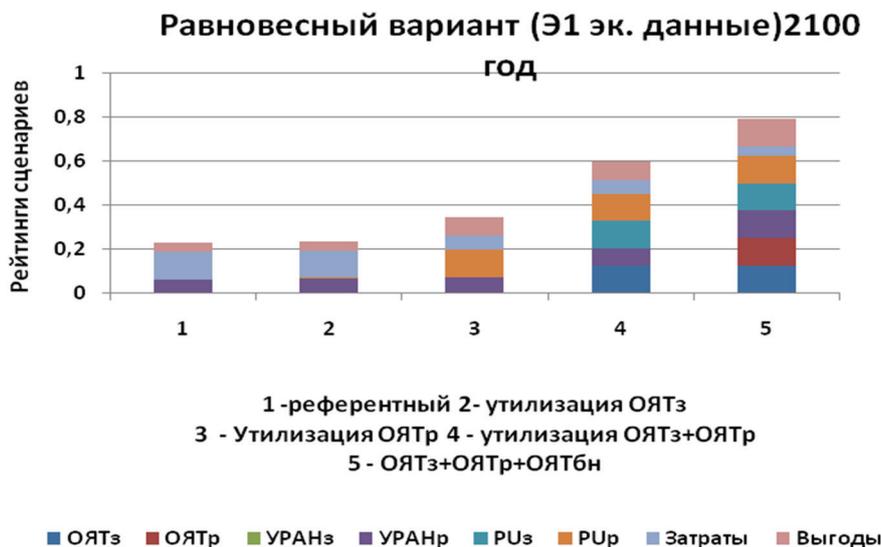


Рис. 8. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год со значениями критериев «затраты» и «выгоды», полученных экспертом, с наибольшим отклонением от среднего значения

Анализ чувствительности к изменениям критериев «затраты» и «выгоды» также показал устойчивость результатов многокритериального анализа.

Результаты многокритериального анализа показали более высокий рейтинг для сценариев, в которых реализованы варианты двухкомпонентных систем. Наивысший рейтинг получился для сценария 5, в котором утилизируется не только ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, образовавшийся на зарубежных и российских АЭС, но и ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах. Рейтинг сценария номер 4 ниже, чем у сценария 5, однако, более высокий по сравнению с оставшимися двумя сценариями двухкомпонентных ЯЭС.

Литература

1. Зродников А.В., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Егоров А.Ф., Декусар В.М., Гурская О.С. Оценка эффективности сценариев развития ядерной энергетики России в условиях неопределенности знаний о будущем: Препринт ФЭИ-3289. Обнинск. 2020. — 45 с.
2. Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Елисеев В.А. Исследования потенциала двухкомпонентной системы ЯЭ в разных условиях её развития // ВАНТ, серия: Ядерно-реакторные константы. вып. 2. — 2019. — №4. — С. 189—205.
3. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / под ред. академика Н.Н. Пономарева-Степного. — Москва: Техносфера, 2016.
4. Егоров А.Ф., Клинов Д.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Марова Е.В., Шепелев С.Ф. Результаты многокритериального анализа сценариев развития ядерной энергетики с учётом структуры энергетики России // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2017. — № 4. — С. 64—79.

5. Каграманян В.С., Калашников А.Г., Капранова Э.Н., Пузаков А.Ю. Сравнение характеристик топливных циклов стационарной ядерной энергетики на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и реактора типа БН большой мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2014. — № 4. — С. 92—100.
6. Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2016. — № 1. С. 91—99.
7. Декусар В.М., Калашников А.Г., Мосеев А.Л. Расчётное исследование вывода двухкомпонентной системы тепловых и быстрых реакторов в равновесный режим. Тезисы доклада. Десятая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» / г. Москва (25 – 27 мая) — 2016.
8. Dekusar V., Moseev A., Kalashnikov A., Moseev P. Features of the Nuclear Fuel Cycle Systems Based on Joint Operation of Fast and Thermal Reactors. Proc. Int. Conf. of Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development, FR17. Ekaterinburg, 2017, paper N IAEA-CN-245-480
9. Декусар В.М., Мосеев А.Л., Мосеев П.А. Характеристики топливных циклов ядерно-энергетических систем, основанных на совместной работе быстрых и тепловых реакторов // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2017. — Вып. 3.
10. Каграманян В.С., Чебесков А.Н., Декусар В.М., Гурская О.С. Решение проблемы ОЯТ тепловых реакторов в двухкомпонентной системе атомной энергетики. Доклад. Одиннадцатая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» / Сб. докл. межд. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018). — Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 2018. — URL: http://mntk.rosenergoatom.ru/mediafiles/u/files/2018/Tezisy_rus_site.pdf
11. Лейпунский А.И. Место быстрых реакторов в атомной энергетике / Доклад на Симпозиуме СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». — Обнинск, 1967 г.
12. Баканов М.В., Гулевич А.В., Клинов Д.А., Троянов В.М. Двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым топливным циклом и роль реакторов на тепловых и быстрых нейтронах / Докл. межд. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018). — Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 2018.
13. Муравьев Е.В. Оптимизация двухкомпонентной ЯЭС на основе реакторов РБН и ТР. / Сб. докл. межд. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018). — Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 2018. — С.468–478.

*А. В. Зродников, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев,
А. Ф. Егоров, В. М. Декусар*

Участие АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в международном проекте ИНПРО

Деятельность ГНЦ РФ-ФЭИ в рамках проекта ИНПРО выполняется по договору с ГК «Росатом» и включает три задачи:

Задача 1 «Глобальные сценарии»

Проект ASENES SMR «Сценарии развития ЯЭС с реакторами малой мощности». Интерес к ним в мире сейчас исключительно высок; имеется не менее сотни таких проектов.

Техническо-экономические особенности реакторов малой мощности (РММ) рассматриваются на многих национальных и международных площадках; ИНПРО дает

уникальную возможность анализа перспектив РММ на основе единой методологии оценки устойчивого развития ЯЭС МАГАТЭ/ИНПРО и инструментария многокритериального анализа. Расчетный анализ в этом проекте осуществляется с использованием распространяемого МАГАТЭ пакета инструментов ASENES («Analytical support for enhanced NE sustainability»).

Его основой является многокритериальный анализ (МКА) и модели, которые первоначально развивались американскими и российскими специалистами, затем были адаптированы в МАГАТЭ и отработаны в ИНПРО в виде пакета, поддерживаемого и распространяемого МАГАТЭ

Задача 2. STEP FORWARD «Потенциал инновационных технологий в ЯЭС»

Разработка и анализ сценариев рециклирования плутония в системе тепловых и быстрых реакторов развивается с самого начала проекта ИНПРО. Здесь предлагается новое направление, связанное с повышением потенциала ЯЭС с инновационными реакторами по критерию гибкости – способности решать разные задачи в зависимости от экономических и экологических требований.

Показано, что наибольший потенциал возможных трансформаций имеют реакторы БН в сравнении с тепловыми и свинцовыми реакторами, поскольку обладают необходимым избытком нейтронов, базируются на освоенной технологии и у них нет жестких ограничений «естественной безопасности», как у свинцовых (единственное топливо — СНУП, исключение бридинга и использования ОЯТ других ЯЭР и т.д.)

Предложена концепция реактора-трансформера типа БН с различными видами топлива (УОКС, МОКС, СНУП, металл), позволяющая дополнительно к генерации электроэнергии и тепла обеспечить дополнительные продукты: расширенное воспроизводство топлива, утилизация избыточных ДМ и МА, наработка U-233 и искусственных радиоактивных изотопов и мн. др. Расчетное моделирование позволяет выбрать оптимальные направления развития БН-трансформеров в зависимости от макроэкономических потребностей и динамики ввода мощностей ЯЭ.

Задача 3 «Инновации»

Наряду с инновационными системами, реализующими эволюционное развитие ядерных технологий и находящимися в стадии внедрения, такими как реакторы БН, в отчете рассмотрены концептуальные разработки, основанные на радикально новых решениях

Специалистами ФЭИ исследованы физические вопросы создания специализированного БН-выжигателя МА с америциевым топливом и высокой эффективностью трансмутации. Эта концепция требует дальнейшей разработки по техническим вопросам и вопросам безопасности, но, можно ожидать, что они не сложнее аналогичных вопросов реакторов ЖСР или ADS.

В. И. Усанов, И. А. Пахомов

ВОПРОСЫ ТЕХНОЛОГИИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

Обзор существующих систем очистки в области жидкометаллических теплоносителей

Системы очистки теплоносителя являются необходимым элементом любой реакторной установки. Поддержание необходимой чистоты жидкометаллического теплоносителя как в процессе подготовки его к загрузке в установку, так и на работающей ядерно-энергетической установке (ЯЭУ) является одной из задач технологии жидкометаллических теплоносителей. Примеси, неизбежно присутствующие в теплоносителе и постоянно поступающие в него, могут вызывать эффекты, усложняющие эксплуатацию таких установок. Это указывает на важность разработок в области методов очистки теплоносителя.

При существовании довольно обширного количества различных способов очистки, большинство из них имеет слабое применение в практике жидкометаллических теплоносителей. Это связано с отсутствием экспериментальной базы того или иного способа. В настоящее время ведутся теоретические и экспериментальные исследования, которые в основном направлены на повышение емкости ловушек по примесям.

Перспективным направлением исследований являются горячие ловушки, которые в свое время были сконструированы для использования на космических станциях, постепенно их роль для наземных ЯЭУ увеличивается. Практически весь имеющийся опыт по выбору геттера и по эксплуатации горячих ловушек на натриевых стендах и на исследовательских ЯЭУ ограничен использованием циркония в виде фольги или мелкодисперсных гранул в качестве геттерного материала.

При размещении систем очистки в баке реактора из-за ограниченности объема, требования к характеристикам систем очистки по производительности и емкости повышаются. Исследования в области очистки натрия от примесей требуют дальнейшего развития в связи с проектированием перспективных реакторов на быстрых нейтронах большой мощности.

Примеси в жидкометаллическом теплоносителе

В жидкометаллическом теплоносителе присутствуют различного рода примеси, количество которых существенно меняется в зависимости от конкретных условий. Соответственно, чем больше работает ядерный реактор (ЯР) на мощности, тем больше примесей накапливается в теплоносителе.

Поддержание чистоты теплоносителя является одним из важнейших условий эффективной и безопасной работы быстрых ЯР. При отсутствии должной чистоты жидкометаллического теплоносителя, присутствующие в нем примеси могут оказывать влияние на следующие факторы в работе ядерного реактора:

- ядерно-физические характеристики ЯР;
- радиационную обстановку, создаваемую примесями в результате взаимодействия их с ядерным излучением;

- протекание процессов коррозии и массопереноса конструкционных материалов;
- образование отложений на поверхностях, контактирующих с натрием.

Высокое содержание кислорода может привести к закупорке системы окислами. Вследствие пониженной растворимости окиси натрия при низких температурах она будет отлагаться в виде твердого осадка при температуре ниже температуры насыщения окисью [1]. Соответственно можно сделать вывод, что ввиду последствия закупорки окисью, следует тщательно следить за чистотой натрия по кислороду.

Системы очистки теплоносителя

В настоящее время существуют специальные системы очистки теплоносителя от примесей, поступающих в контур за счет различных источников.

Очистку жидкометаллического теплоносителя необходимо проводить как перед заполнением контура, так и непосредственно в контуре в процессе эксплуатации. Основные системы очистки представлены на рис. 1.



Рис. 1. Системы очистки теплоносителя

Системы очистки жидкометаллического теплоносителя должны удовлетворять следующим основным требованиям:

- обеспечивать требуемую чистоту теплоносителя в условиях длительной эксплуатации атомной электростанции (АЭС) на номинальных параметрах;
- иметь необходимую емкость по примесям, которые могут поступить в теплоноситель с учетом всех режимов эксплуатации, включая аварийное загрязнение. Емкость ловушки по примесям – объемная доля, занятая примесями при исчерпании ресурса ловушки, к полному объему [2];
- иметь производительность, гарантирующую очистку теплоносителя от примесей за время, заданное техническим заданием на установку [3]. При наличии источников примеси в теплоносителе, под производительностью понимают количество примеси, выводимое ловушкой из теплоносителя в единицу времени, при отсутствии источников – количество теплоносителя, очищенного в единицу времени от исходной концентрации до

такой, которая превышает минимальную концентрацию примеси в теплоносителе не более чем на 10 % [4];

– простота конструкционного исполнения и эксплуатации.

Классификация ловушек

Ловушки принято классифицировать по признакам, представленным на рис. 2.

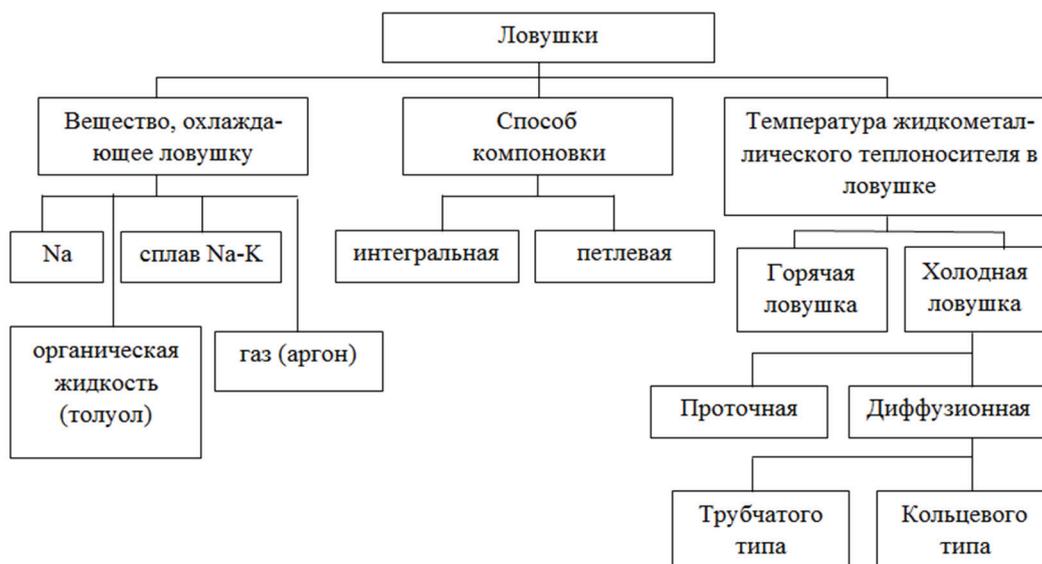


Рис. 2. Классификация ловушек, используемых для очистки жидкометаллических теплоносителей

Из схемы, представленной на рис. 2, видно, что ловушки в зависимости от температуры теплоносителя бывают двух типов: горячие и холодные (ХЛ). ХЛ в свою очередь делятся на проточные и диффузионные. ХЛ проточного типа, а именно трехзонные проточные ловушки, используются в большинстве эксплуатируемых ядерных реакторов на быстрых нейтронах для периодической и непрерывной очистки.

По способу компоновки ловушки бывают интегральные и петлевые. Интегральная ловушка представляет собой встроенную в бак ректора ХЛ (ловушка в реакторе Супер-Феникс). Петлевая ловушка – ловушка, вынесенная за пределы бака реактора. Ловушки такого типа используются в реакторах в России, США, Англии.

Холодные ловушки

Холодная очистка является основным способом удаления примесей из натрия действующих промышленных и экспериментальных установок.

ХЛ представляет собой теплообменное устройство, которое служит для непрерывной или периодической очистки циркулирующего через него теплоносителя. Простейшая холодная ловушка представляет собой любую поверхность, достаточно холодную для того, чтобы на ней произошло осаждение растворенной примеси [1].

Принцип работы ХЛ основан на удержании растворенных примесей за счет выкристаллизации их из теплоносителя при охлаждении, а также частично взвесей за счет механической очистки. Поскольку растворимость окислов натрия в натрии падает с

уменьшением температуры, то очистка металла от окислов будет тем лучше, чем ниже температура металла в ловушке [5].

Рекомендуется проектировать ХЛ, состоящую из трех зон, в следующем соотношении (процент от общего объема) [6]: зона охлаждаемого отстойника — 30–40; зона окончательного охлаждения — 30–37; зона фильтрации — 40–23.

При выборе конструкции необходимо учитывать следующие интегральные характеристики ХЛ: скорость очистки теплоносителя; емкость по накапливаемым окислам; эффективность удержания примесей [7].

Проточные ХЛ – основные устройства очистки натрия от кислорода, водорода, трития, частично продуктов коррозии конструкционных материалов и некоторых продуктов деления.

Положительные результаты, полученные при создании систем очистки отечественных установок БН-350, БН-600, свидетельствуют о целесообразности и эффективности проделанной работы.

Для очистки небольших контуров при сравнительно невысоких требованиях к чистоте натрия может быть использована ХЛ диффузионного типа, представляющая собой тупиковую трубу, приваренную к трубопроводу, по которому циркулирует теплоноситель. Поступление примесей из потока к холодной поверхности ловушки зависит от естественной конвекции, вызываемой турбулентностью у входа в холодную ловушку. Емкость ХЛ с естественной конвекцией по окиси натрия составляет около 20% [1]. По факту диффузионная ловушка (ловушка с естественной конвекцией) представляет собой устройство, которое не требует постоянного внимания после начала ее эксплуатации. ХЛ непрерывно медленно удаляет кислород до тех пор, пока содержание окиси натрия в ловушке не достигнет 20 % по весу от общего содержимого в ловушке.

Условием для эффективной работы диффузионной ХЛ является организация достаточно эффективного конвективного массообмена в зоне охлаждения — кристаллизации [8].

Геттерная очистка

Геттерная очистка — процесс очистки теплоносителя с использованием геттера, вещества, поглощающего и прочно удерживающего газы (кроме инертных), связывая их за счёт хемосорбции. Материал, используемый в качестве геттера, должен удовлетворять многим требованиям, одним из которых является способность геттера восстанавливать окись натрия [3].

Геттерная (горячая) ловушка представляют собой устройство, принцип действия которого основан на геттерной очистке.

Первоначально горячая ловушка использовались для ЯЭУ на космических аппаратах типа БУК, ТОПАЗ, учитывая особенности их автономной эксплуатации и более высокий уровень температур, для очистки теплоносителя (эвтектический сплав натрий-калий) с геттером из йодидного циркония.

В основном используемые геттеры делят на две группы: легкорастворимые (магний, литий, кальций) и труднорастворимые (цирконий, титан, иттрий). Основными преимуществами геттерных ловушек являются простота конструкции, не требующая постоянного обслуживания и высокая эффективность. К недостаткам относятся малая емкость ловушек по отношению к примесям и малая скорость удаления примесей при низких температурах.

В таблице ниже приведено сравнение параметров известных горячих ловушек для различных установок с жидкометаллическим теплоносителем.

Параметры горячих ловушек для различных установок

Параметр	Установка DFR [9]	Установка SRE [4], [10]	Экспериментальные стенды [11]
Температура теплоносителя, омывающего геттер в ловушке, °С	600	650	650
Количество натрия, т	51,3	22,7	0,05
Расход через горячую ловушку, м ³ /ч	3,43	1,36	1,5 – 2,5
Геттер	циркониевая фольга	циркониевая фольга	циркониевая фольга
Площадь поверхности геттера, м ²	372	400	8,7
Толщина фольги, мкм	127	100	100
Электрическая мощность, кВт	35	30	–

Заключение

Опыт успешной работы отечественных установок БН-350, БН-600, БН-800 свидетельствуют о том, что созданы холодные ловушки, в основном удовлетворяющие потребности быстрых реакторов в очистке натрия от примесей. Показатели отечественных ХЛ не уступают показателям лучших зарубежных образцов, а в ряде случаев превосходят их.

Главным критерием оценки холодных ловушек является их емкость по примесям. Соответственно, в настоящее время стоит задача оптимизации существующих холодных ловушек, которые будут способны производить очистку жидкометаллического теплоносителя быстрого реактора большой мощности. При этом основными критериями отбора способа очистки теплоносителя являются экономичность, безопасность, технологичность.

При размещении систем очистки в баке реактора из-за ограниченности объема, требования к характеристикам систем очистки по производительности и емкости повышаются.

Горячие ловушки позволяют обеспечить очистку жидкометаллического теплоносителя в первом контуре от кислорода при работе установки как на номинальном режиме, так и в стояночных режимах при подогреве теплоносителя в них.

Целесообразно продолжать исследования по оптимизации устройств очистки натрия для перспективных реакторов с целью конструирования оптимальной системы очистки, пригодной для эксплуатации в любом режиме работы ЯЭУ.

Литература

1. Кэри Б. Джексон Жидкометаллические теплоносители (натрий и натриево-калиевый сплав): Пер. с англ. Под ред. А.Е. Шейндлина. – М.: Издательство иностранной литературы, 1958. – 358 с.
2. Козлов Ф.А. и др. Исследования в обоснование системы очистки натрия для быстрых реакторов // Атомная энергия. – 2012. – Т.112. Вып. 1. – С. 18–24.
3. Сорокин А.П., Труфанов А.А. Очистка натрия АЭС с реакторами на быстрых нейтронах // ВАНТ, сер. Ядерно-реакторные константы. – 2017. – Вып. 3. – С. 142–162
4. Козлов Ф.А. и др. Жидкометаллические теплоносители ЯЭУ. Очистка от примесей и их контроль. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 122 с.
5. Иванов В.Е. и др. Чистые и сверхчистые металлы. – М.: Металлургия, 1965. – 263 с.
6. Правила устройств и безопасной эксплуатации установок, работающих со щелочными металлами. Обнинск, 1995 г.
7. Волчков В.Г. и др. Массообмен примесей в потоке натрия. – Труды 2 Симпозиума стран-членов СЭВ. Обнинск: ФЭИ, 1973, том 2. – С. 203.
8. Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольдов М.Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. – М.: Атомиздат, 1970. – 295 с.

9. Козлов Ф.А. Очистка геттерами жидкометаллических систем с натриевым теплоносителем от кислорода /Ф.А. Козлов, М.А. Коновалов, А.П. Сорокин. — Москва: Теплоэнергетика, №5, 2016. — с. 63–69.
10. Hinze R.B. Control of oxygen concentration in a large sodium system // USAEC Report NAA-SR-3638, Atomics International, Canoga Park, California, 1959. 46 p.
11. Козлов Ф.А., Кузнецов Э.К. Очистка натрия от кислорода с помощью горячих ловушек. М.: Атомиздат, 1967. С. 340

Р. О. Сулягина, В. В. Алексеев, И. А. Сулягин

Об измерении концентрации кислорода в натрии с помощью пробкового индикатора

Устройства, называемые пробковыми индикаторами примесей в жидкометаллических теплоносителях, широко известны и используются в многочисленных экспериментальных стендах, а также и в ядерных реакторах с натриевым теплоносителем [1], [2]. Пробковый индикатор в целом состоит из расходомера, холодильника, средства измерения температуры жидкого металла и устройства с малым проходным сечением — вентиля-шайбы. Пробковый индикатор работает следующим образом. С помощью холодильника постепенно понижают температуру жидкого металла и регистрируют изменение температуры на входе в вентиль-шайбу и расхода жидкого металла через него. При снижении температуры до температуры насыщения примесями (например, кислородом) примеси кристаллизуются и закупоривают проходное сечение вентиля-шайбы. По мере закупоривания расход жидкого металла уменьшается. Значение температуры в момент начала уменьшения расхода фиксируют и принимают эту температуру, называемую температурой забивания, за температуру насыщения. Затем определяют концентрацию насыщения по известному уравнению растворимости данной примеси (например, кислорода) в данном жидком металле (например, в натрии).

На рисунке 1 представлен для примера результат одного из опытов по определению температуры забивания на экспериментальном натриевом стенде ГНЦ РФ – ФЭИ. На рисунке отмечено начало уменьшения расхода. Температура натрия на входе в вентиль-шайбу в это время была равна 152 °С. Это и есть температура забивания. Затем включен обогрев индикатора и, когда температура натрия снова достигла 152 °С, началось увеличение расхода, т. е. растворение примеси. Как видно из рисунка, индикатор уверенно работает при весьма малом расходе натрия — всего 21 литр в час, поэтому он имеет небольшие габариты, потребляет малую мощность на прокачку натрия и при этом требуется малая мощность холодильника.

Общий вид уравнения растворимости кислорода в натрии, то есть зависимость концентрации насыщения от температуры, выражается формулой

$$\lg C = A + B/T. \quad (1)$$

В настоящее время известно множество конкретных уравнений, полученных разными авторами, и отличающихся численными значениями коэффициентов A и B . В таблице 1 приведены эти коэффициенты для 20 наиболее известных уравнений, взятых из [3] – [9].

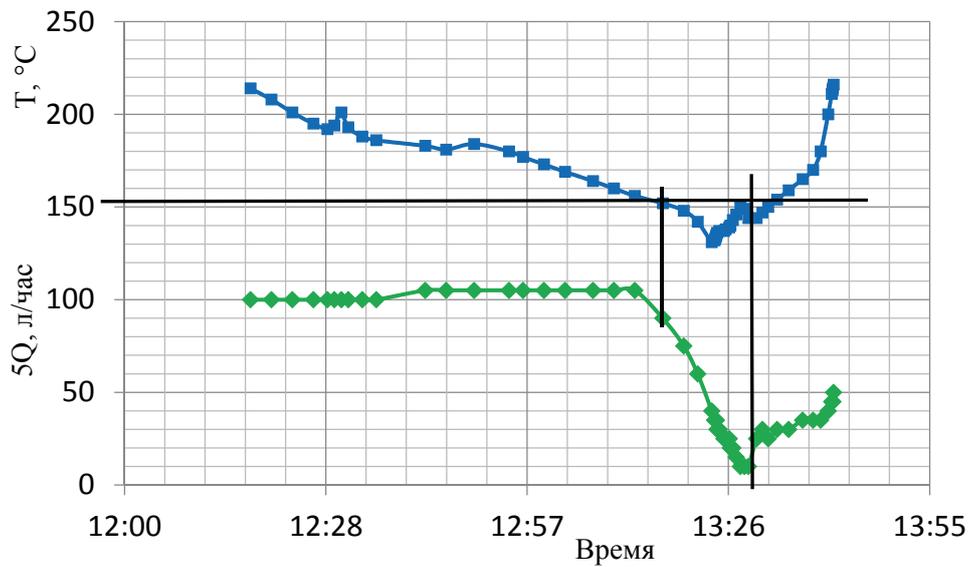


Рис. 1. Пример изменения температуры и расхода натрия при определении температуры закипания [12]

Таблица 1. Уравнения растворимости кислорода в натрии

Номер уравнения	A	B	Температура, К	Год, [источник]
1	5,710	2043	425 – 822	1950, [3]
2	4,080	1120	383 – 828	1951, [3]
3	5,249	1176	400 – 813	1954, [3]
4	5,054	1691	429 – 682	1955, [3]
5	5,266	1816	388 - 778	1956, [3]
6	5,129	1791	387 – 565	1960, [3]
7	6,394	2518	428 – 613	1965, [3]
8	5,210	1777	–	1965, [3]
9	4,937	1652	403 – 753	1966, [3]
10	8,250	3499	–	1966, [5]
11	6,1217	2359	425 – 573	1968, [3]
12	6,550	2600	–	1968, [3]
13	6,239	2447	–	1968, [6]
14	5,140	1910	–	1969, [4]
15	7,076	2865	583 – 723	1971, [3]
16	6,318	2355	373 – 673	1972, [3]
17	6,131	2362	–	1972, [3]
18	$6,16 \pm 0,067$	$2387 \pm 35,3$	–	1972, [7]
19	6,2571	2444,5	383 – 823	1973, [8]
20	6,02	2320	–	1982, [9]

В диапазоне температуры закипания 250 ± 110 °С, актуальном для действующих и проектирующихся реакторных установок с натриевым теплоносителем, эти уравнения дают значения концентрации, различающиеся на порядок величины. Такой разброс обусловлен главным образом присутствием в натрии других примесей, таких как водород и элементы конструкционных материалов (железо, хром, кремний и др.), взаимодействующих с кислородом и натрием и влияющих на растворимость кислорода [3]. Авторы уравнений, как правило, не приводят сведений по содержанию примесных элементов и по другим условиям, при которых были получены уравнения. Даже диапазон температуры исследований указан не всегда.

Кроме того, состав примесей в натрии изменяется в процессе эксплуатации установки. Поэтому в настоящее время нет (и, по-видимому, не может быть) универсального, «истинного», уравнения растворимости кислорода в натрии, справедливого в каждом частном случае.

Приведённые в таблице 1 данные представлены графически на рисунке 2 в виде зависимости логарифма массовой концентрации (в миллионных долях) от обратной температуры, из которого видно, что в области $2,2 < 10^3/T < 2,6$ они различаются на порядок величины. Именно поэтому пробковый индикатор не может быть измерительным прибором с нормированной погрешностью измерения концентрации. Даже будучи градуированным на экспериментальной установке с известной погрешностью, при переносе его на другую установку он может давать недостоверные результаты измерения концентрации.

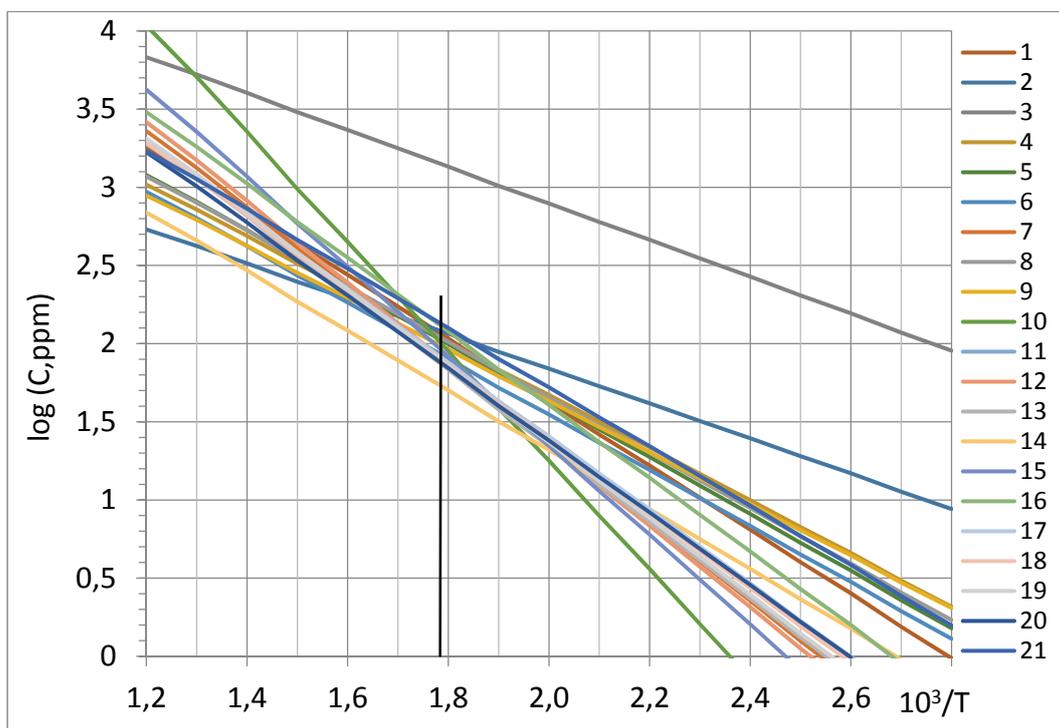


Рис. 2. Сводный график уравнений растворимости кислорода в натрии

Но из рисунка видно, что графики всех уравнений, за исключением двух, имеют минимальное расхождение в узкой области $1,7 < 10^3/T < 1,8$, почти в «точке». В этом диапазоне среднее по 18 уравнениям значение логарифма концентрации для каждой из

температур имеют среднеквадратичное отклонение не более $\pm 4\%$. Уравнения 3 и 14 (табл. 1) отличаются от этого значения логарифма более чем на три среднеквадратичных отклонения и могут быть отброшены как недостоверные. Следовательно, область с координатами $1,7 < 10^3/T < 1,8$, в которой $1,7 < \lg C < 2,14$ справедлива с большой степенью вероятности (18 из 20) для всех частных случаев, представленных на графике.

Обнаруженная особенность уравнений растворимости не случайна. Она является следствием известного компенсационного закона или правила Мейера-Нелдела [10]. Анализ растворимости примесей в щелочных металлах и в свинце, выполненный этим методом авторами [11], показал возможность оценивать (или предсказывать) форму существования растворённых веществ в расплавах и энтропийное различие растворителей (щелочных металлов и свинца). Авторы [11] обнаружили зависимость обратной температуры компенсации от логарифма молекулярной массы растворённого вещества в литии, натрии, эвтектическом сплаве натрий-калий и в свинце:

$$10^3/T^* = n \lg M. \quad (2)$$

В представленной ими таблице (табл. 2) для растворимости кислорода в натрии $n = 1$ и $10^3/T^* = 1,79$. В то же время соединение Na_2O имеет молекулярную массу $M = 62$, что соответствует значению $\lg M = 1,792$. Это значение попадает именно в указанный выше диапазон $1,7 < 10^3/T < 1,8$, соответствующий температуре от 558 до 588 К (от 285 до 315 °С).

Закономерность (2) наблюдается также для уравнений растворимости в свинце, но при $n = 0,5$ [11]. Таким образом, формула (2) подтверждается многочисленными примерами.

Таблица 2. Зависимость температуры компенсации T^* от молекулярной массы растворённого вещества в щелочных металлах [11], $n = 1$

Растворитель	Растворённое вещество	$10^3/T^*$	$\lg M$ элемента	$\lg M$ соединения	Форма примеси в расплаве	Примечание
Li	H	1,50	0	1,502	(LiH) ₄	300–550 °С
	N	1,54	1,146	1,542	Li ₃ N	
	O	1,475	1,204	1,475	Li ₂ O	
Na	H	1,68	0	1,681	(NaH) ₂	
	C	1,08	1,079	–	C	
	O	1,79	1,204	1,792	Na₂O	
	Si	1,45	1,447	–	Si	
	Pb	2,47	2,316	2,4675	Na _{3,75} Pb	
	Ag	2,19	2,033	2,187	Na ₂ Ag	
NaK	H	1,6	0	1,603	KH	

В точке $10^3/T^* = 1,792$ средний по 18 известным уравнениям растворимости кислорода в натрии логарифм концентрации имеет значение $\lg C = 1,96$ с разбросом $\pm 4\%$, а значение концентрации C (ppm) = $(91,6 \pm 9)\%$.

Тот факт, что при температуре, равной температуре компенсации, растворимость практически не зависит от условий измерений, а также наличия и концентрации других примесей, дает основание использовать среднее значение растворимости при этой

температуре в качестве реперной точки при градуировке и последующей периодической поверке конкретного пробкового индикатора непосредственно в рабочих условиях. Это позволит получить уравнение растворимости, справедливое именно в данной установке и в данных условиях.

Для градуировки необходимо определить концентрацию кислорода в натрии с помощью пробоотборника-дистиллятора и измерить температуру закипания пробковым индикатором в рабочих условиях. Далее следует вычислить логарифм найденной концентрации кислорода и обратную температуру закипания, и нанести эту точку на график $\lg C = f(10^3/T)$. Прямая линия, проходящая через полученную точку и указанную выше реперную точку, определит уравнение растворимости, справедливое в данных условиях.

В реакторных установках типа БН предусматриваются пробоотборники-дистилляторы. При использовании молибденовых стаканчиков для дистилляции и титрования пробы они обладают чувствительностью 1 ppm [4]. Однако, отбор и анализ пробы радиоактивного натрия представляет собой достаточно сложную операцию и не может использоваться для оперативного контроля концентрации.

Предлагаемая методика первичной градуировки и периодической поверки пробкового индикатора позволит определить уравнение растворимости кислорода в рабочих условиях конкретной установки, и затем использовать его для оперативного контроля концентрации кислорода.

Литература

1. Жидкометаллические теплоносители / Пер. с англ. под ред. Шейндлина А.Е. — М.: ИИЛ, 1958.
2. Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольдов М.Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. — М.: Атомиздат. 1970.
3. Ивановский М.Н., Логинов Н.И., Морозов В.А., Плетенец С.С. Примесное состояние конструкционных материалов, натрия и эвтектического сплава натрия и калия : Обзор ФЭИ-0268. — М.: ЦНИИАтоминформ. 1995. 60 с.
4. Козлов Ф.А., Кузнецов Э.К., Субботин В.И. Пробковый индикатор – прибор для обнаружения примесей в натрии / В сб. Жидкие металлы, М.: Атомиздат.1967, с. 324—336. (14).
5. Rutkauskas V. in Intern. Symp. On the Alkali Metals. Nottingham, 1966 (цит. по [4]) (10).
6. Eichenberger R.L. Solubility of Oxygen in Liquid Sodium / US AT. At. Energy Comm. Rep. AI-AEC-12685, 1968 (13).
7. Claxton K.T. Solubility of Oxygen in Liquid Sodium; Effect on Interpretation of Corrosion Data/ Proc. Int. Conf. on Liquid Metal Technology in Energy Production, 1976 NTIS, Springfield, VA, 541-545, 1977. (18.)
8. Noden J.D. General equation for the Solubility of Oxygen in Liquid Sodium // J. Br. Nucl. Energy Soc., 12(3), 329, 1973. (19).
9. Козлов Ф.А., Козуб П.С. Растворимость кислорода в натрии // Атомная энергия. 1983, т.54, вып.5, с. 374 – 375. (20.)
10. Yelon A. and Movaghar B. Microscopic Explanation of the Compensation (Meyer-Neeldel) Rule // Phys. Rev. Letters, 1990, vol. 65, no. 5, pp. 618 – 620.
11. Морозов В.А., Морозов А.В. О состоянии примесей в жидких металлах // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2007. №1. С. 159–166.
12. Loginov N.I., Vereshchagina T.N. On measurement of oxygen concentration in sodium with plug indicator // International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future (FR22)/ VIENA, Austria. P. 291-82.

Н. И. Логинов, Т. Н. Верещагина

Расчетно-экспериментальное обоснование технических решений по встроенной в бак реактора системе контроля примесей в теплоносителе первого контура перспективного БН большой мощности

С целью контроля примесей в натрии первого контура перспективного БН большой мощности разрабатывается блок пробкового индикатора примесей, встроенный в корпус реактора. Для размещения пробкового индикатора в корпусе реактора требуется уменьшение количества необходимого оборудования, его размеров, потребляемой мощности. В связи с этим было разработано уникальное магнитогидродинамическое устройство, выполняющее одновременно прокачку натрия и измерение его расхода — насос-расходомер. При этом существенно увеличена чувствительность расходомера, что позволит определять температуру закипания при меньшем расходе натрия. Это, в свою очередь, позволит уменьшить мощность и габариты холодильников, а также и размеры вентиля-шайбы.

Разрабатываемый блок пробкового индикатора содержит следующие основные конструктивные элементы:

- холодильник-рекуператор,
- насос-расходомер,
- систему бездемонтажной поверки расходомера,
- холодильник,
- дроссельное устройство — вентиль-шайбу,
- средства контроля температуры натрия и магнитной системы насоса-расходомера.

В 2021 году проведена аттестация рабочего участка в качестве испытательного оборудования, для испытаний экспериментальных образцов насоса-расходомера, вентиля-шайбы и системы бездемонтажной поверки расходомера.

В результате испытаний экспериментального образца насоса-расходомера получена его напорная характеристика, то есть зависимость развиваемого напора на закрытую задвижку от силы тока питания в диапазоне от 20 до 200 Ампер.

Испытания проведены при температуре натрия 150, 250, 350, 450, 550 °С. Максимальный напор составил более 100 кПа.

Получена также рабочая характеристика насоса-расходомера, то есть зависимость расхода от напора при двух значениях температуры натрия в режимах, соответствующих работе реактора на мощности и при перегрузке, а также при максимальной температуре в баке реактора.

После получения градуировочных характеристик выполнена первичная поверка экспериментального образца насоса-расходомера при температуре 250 °С на аттестованном рабочем участке по разработанной ранее методике первичной и периодической бездемонтажной поверки. Показано, что в диапазоне от 30 до 190 л/ч погрешность измерения расхода с помощью насоса-расходомера не превышает $\pm 2,2\%$ от измеряемой величины. Все полученные результаты удовлетворяют требованиям, предъявляемым к разрабатываемому блоку пробкового индикатора.

В результате испытаний экспериментального образца вентиля-шайбы определены значения максимального расхода натрия при открытом и «закрытом» положениях

вентиля-шайбы при значениях температуры натрия, соответствующих работе реактора на мощности и при перегрузке.

Определены значения расхода натрия и перепада давления на вентиле-шайбе при частично закрытых положениях вентиля-шайбы с различной шириной рабочего зазора. В результате выбран оптимальный зазор вентиля-шайбы, который рекомендуется для опытного образца.

Проведены пробные опыты по определению температуры забивания и размывания при двух значениях температуры натрия и трёх величинах зазора, близких к оптимальному.

Показано, что пробковый индикатор может работать при расходе натрия существенно меньше проектного, что позволяет уменьшить мощность холодильника и его объем примерно в 2 раза.

Показано, что для размывания вентиля-шайбы нет необходимости увеличивать расход натрия до проектной величины, достаточно только отключить охлаждение.

Н. И. Логинов, Т. Н. Верещагина

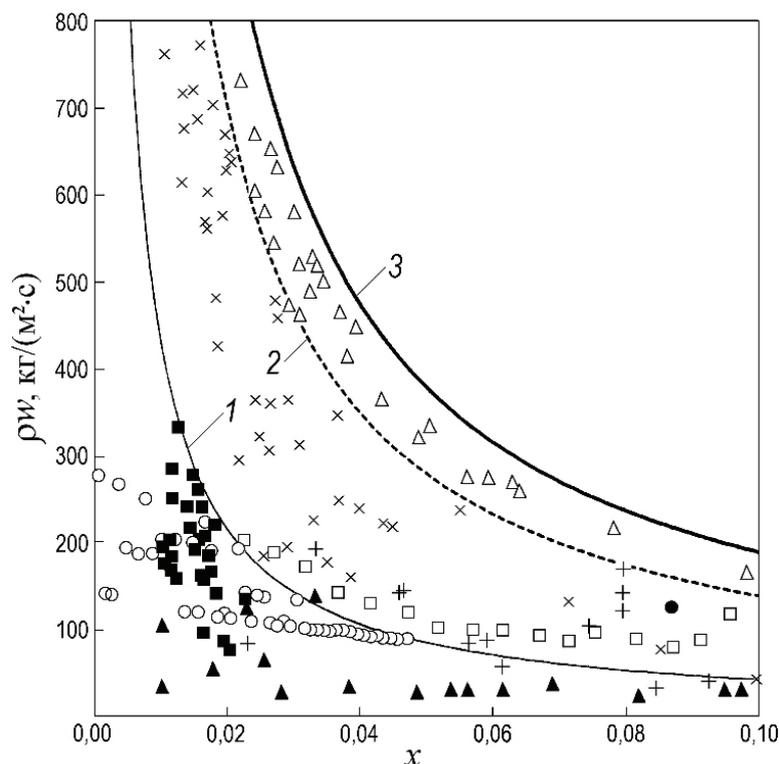
Экспериментальные и расчетные исследования теплообмена и устойчивости циркуляции при кипении жидких металлов в сборках быстрых реакторов в аварийных режимах

Охлаждение активной зоны в реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в аварийных режимах (ULOF, UTOP) приводит к изучению режимов с пониженными расходами теплоносителя или при естественной конвекции в ТВС. Имеются лишь ограниченные данные для таких режимов. Получены результаты экспериментальных и расчетных исследований по теплообмену и устойчивости циркуляции при кипении натрий-калиевого сплава на моделях одиночных и в системе параллельных ТВС при естественной циркуляции теплоносителя. Показано, что процесс кипения жидких металлов в ТВС формируется под воздействием различных факторов, имеет сложную структуру, характеризуется как устойчивыми, так и пульсационными режимами с значительными колебаниями технологических параметров (расхода, давления, температуры), возникновением кризиса теплообмена.

Гидродинамическое взаимодействие контуров циркуляции с течением времени может приводить к значительному увеличению амплитуды колебаний расхода теплоносителя в них («резонанс» пульсаций расхода) и возможному «запиранию» или инверсии расхода теплоносителя, росту температуры теплоносителя и оболочки твэлов (эффект межканальной неустойчивости) и кризису теплообмена. Данные расчетных и экспериментальных исследований кипения жидкого металла в моделях ТВС. Удовлетворительно согласуются между собой. Исследовано влияние шероховатости поверхности твэлов на теплообмен и режимы течения при кипения жидкого металла в пучках.

Экспериментально показано, что при расположении в ТВС «натриевой полости», предназначенной для компенсации положительного натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) при кипении натрия, существует возможность продолжительного охлаждения твэлов в ТВС.

Обобщены данные по теплоотдаче при кипении жидких металлов в пучках, построена картограмма режимов течения двухфазного потока при кипении жидких металлов в пучках, существенно отличающаяся от картограммы для воды (см. рисунок). Границы между режимами течения аппроксимируются простыми зависимостями.



1 – граница пузырькового и снарядного режимов кипения; 2 – граница снарядного и дисперсно-кольцевого режима кипения; 3 – граница перехода к закризисному теплообмену;

○, □ – пузырьковый и снарядный режимы, данные по кипению натрия АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»;

▲, +, ● – первый стабильный режим, пульсационный и второй стабильный режим, соответственно, по данным [4];

■, ×, △ – данные АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по кипению натрий-калиевого сплава: пузырьковый, снарядный и дисперсно-кольцевой режимы, соответственно

Картограмма режимов течения двухфазного потока жидкометаллических теплоносителей

Литература

1. Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Кузина Ю.А., Денисова Н.А., Низовцев А.А., Привезенцев В.В., Сорокин Г.А. Экспериментальные и расчетные исследования теплообмена и устойчивости циркуляции при кипении жидких металлов в аварийных режимах в сборках реакторов на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика, 2021, № 10, с. 24-36. / Sorokin A.P., Ivanov E.F., Kuzina Ju.A., Denisova N.A., Nizovcev A.A., Privezenцев V.V., Sorokin G.A. Experimental and Numerical Investigations in-to Heat Exchange and Stability of Circulation during Liquid Metals' Boiling in Assemblies of Fast Neutron Reactors in Accident Regimes // Thermal Engineering, 2021, V. 68, No. 10, p. 752-762.

А. П. Сорокин, Е. Ф. Иванов, Ю. А. Кузина, Н. А. Денисова,
А. А. Низовцев, В. В. Привезенцев, Г. А. Сорокин

ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ РЕАКТОРОВ БН

Особенности наработки изотопов в быстрых реакторах

Большинство востребованных в хозяйстве и промышленности изотопов нарабатывается в промышленных реакторах в тепловом спектре нейтронов. Для топливообеспечения этих реакторов расходуется обогащенный уран. В то же время в России есть быстрые реакторы, которые отличаются от тепловых как значительным избытком нейтронов, так и высоким (на 2 порядка выше, чем в тепловых) их потоком. Из-за сравнительно малых размеров их активных зон они отличаются большой утечкой нейтронов. Высокий нейтронный поток и «бесплатные» нейтроны утечки можно использовать для наработки всевозможных изотопов, причем в больших количествах и без затрат обогащенного урана. Чтобы не усложнять обращение с отработавшими топливными сборками, их наработку можно организовать в боковом экране. Рассмотрим возможности такой наработки на примере быстрого реактора типа БН-800 [1], [2].

Большинство изотопов активируется только тепловыми нейтронами. Поэтому для наработки изотопов в быстром реакторе нейтроны нужно замедлить. Самый лучший замедлитель – водород, он позволяет за одно взаимодействие быстрый нейтрон сделать тепловым. А поместить водород в быстрый натриевый реактор можно только в виде гидрида какого-то металла. В России есть опыт облучения гидрида циркония в БН-350 и БН-600, поэтому этот материал и будем рассматривать для наработки кобальта [3] – [5].

Тестовый расчет активности

Прежде чем приступать к расчетным исследованиям, необходимо убедиться, что расчетные коды позволяют получать правильные результаты. Используем для этого опубликованные материалы эксперимента по активации кобальта в боковом экране БН-600 [6], [7]. Иллюстрация использованного облучательного устройства (ОУ) представлена на рисунке 1.

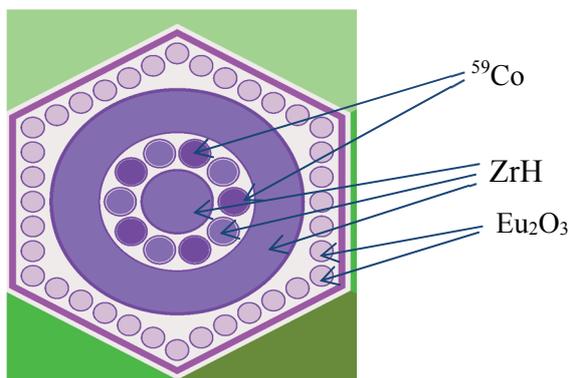


Рис. 1. Поперечное сечение тестового ОУ [6]

Это ОУ содержит 5 мишеней (нарабатывающих) элементов с целевым изотопом, расположенных между блоками замедлителя. Для защиты соседних ТВС от выходящих из ОУ тепловых нейтронов замедлитель окружен периферийным рядом поглощающих

элементов из окиси европия. Одно такое ОУ облучалось в первом ряду бокового экрана, второе — во втором ряду.

Для расчета распределения нейтронного потока в устройствах, содержащих сильный замедлитель, пригодны только прецизионные коды, позволяющие описывать реальную геометрию устройств, и использующие расчетные методы Монте-Карло. Этим условиям удовлетворяет признанный мировым сообществом код MCNP [8], а также российский код ММКК с мультигрупповым (300 групп) приближением и библиотекой констант БНАБ-93 с модулем их подготовки CONSYST, или продвинутая версия этого кода ММКС с детальными энергетическими зависимостями сечений [9] – [12].

Сравнение расчетных (по кодам MCNP и ММКК) и измеренных активностей кобальта в облучательных устройствах представлено в таблице 1.

Из этой таблицы можно видеть систематическое расхождение между расчетом и экспериментом в 4÷8%, причем расчет во всех случаях недооценивает активность. При этом расчеты по кодам ММКК и MCNP хорошо согласуются между собой. Т. е. код ММКК вполне пригоден для подобных исследований.

Таблица 1 – Сравнение расчетных и измеренных активностей

Характеристика	ОУ 1 (первый ряд БЗВ)			ОУ 2 (второй ряд БЗВ)		
	Измеренная	Расчетная		Измеренная	Расчетная	
		ММКК	MCNP		ММКК	MCNP
Суммарная активность на момент измерения, кКи	140	135 (-4,0%) ^{*)}	132 (-5,6%)	157	147 (-6,4%)	147 (-6,7%)
Средняя удельная активность на момент измерения, Ки/г	92	87 (-6,6%)	85 (-8,4%)	100,3	95 (-5,5%)	95 (-5,6%)

^{*)} В скобках приведены отклонения (% отн.) расчетных значений от измеренных

Влияние ОУ на характеристики реактора

Использование монте-карловских кодов для расчета распределенных функционалов и изотопной кинетики топлива в активной зоне требует больших затрат счетного времени. Поэтому обычно такие расчеты выполняются с использованием инженерных кодов, например, TRIGEX [13], который с хорошей точностью описывает распределенные функционалы. Однако, принципиально важные моменты при этом следует уточнять по прецизионным кодам.

Для масштабной наработки изотопов облучательными устройствами должен быть заполнен весь боковой экран. В то же время для активной зоны облучательное устройство с замедлителем из гидрида циркония представляется абсолютно черным телом. Оно не отражает нейтронов: все быстрые нейтроны в нем замедляются, а все замедленные – поглощаются, если не в целевых изотопах, то в конструкционных материалах. Окружение активной зоны такими устройствами приведет к большому дефициту реактивности и очень сильному завалу потока (и тепловыделения) на периферии активной зоны.

Чтобы в этих условиях восстановить запас реактивности реактора и осуществить выравнивание поля тепловыделения, придется не просто увеличивать обогащение топлива по плутонию, а превращать последний ряд активной зоны в дополнительную зону с очень высоким обогащением топлива (по плутонию), что создает проблемы с обоснованием безопасности такого реактора. Поэтому приемлемым представляется более «мягкое» решение — установка облучательных устройств не в первый, а во второй

ряд бокового экрана, а первый ряд при этом заполняется стальными сборками, частично компенсирующими потерю отражающей способности экрана. В таком случае элементы с оксидом европия, служащие для поглощения выходящих из ОУ тепловых нейтронов, становятся излишними.

Инженерные коды могут работать некорректно на границах с зонами, содержащими сильный замедлитель, в частности – искажать тепловыделение в ТВС, граничащих со стальной защитой. Для этого используются прецизионные коды, например, ММКС с потвэльным описанием отдельных ТВС.

Нейтронный поток в облучательных устройствах также непостоянен и зависит от многих факторов: от местоположения ОУ в активной зоне, от ориентации граней ОУ относительно центра, и от вертикального расположения капсулы с мишенным материалом (в центральной плоскости активной зоны, выше или ниже ее). Рассмотрим влияние этих факторов на локальную активность нарабатываемого кобальта.

Фактор положения ОУ в активной зоне (k_{az})

Чтобы удовлетворительная статистика набиралась за приемлемое время, ОУ были сгруппированы по особенностям их местоположения относительно активной зоны. Фрагмент такой группировки показан на рисунке 3, а отклонения активности от среднего значения для разных групп ОУ показаны в таблице 2.

Таблица 2 – Активности ОУ по группам (относительно средней)

Номер ОУ на рисунке	1	2	3	4	5	6	7	8
Активность	0,619	0,695	0,815	0,964	1,029	1,089	1,144	1,178

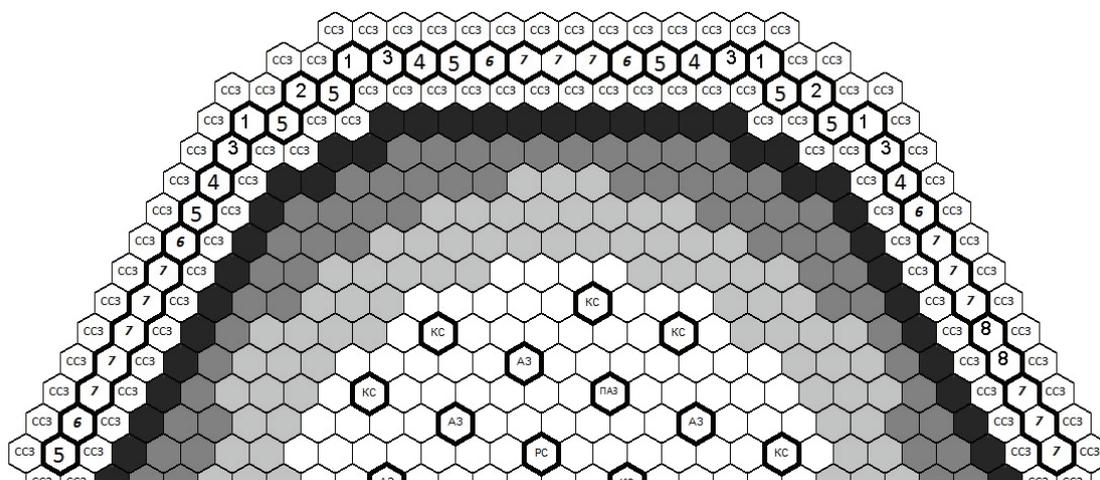


Рис. 3. Схема группировки ОУ

Получается, что в зависимости от местоположения на картограмме активности ОУ могут различаться в 1,9 раз, при этом ОУ с максимальной активностью располагаются по «граням» активной зоны, с минимальной – в ее «углах».

Азимутальная неравномерность активации внутри ОУ

Определим азимутальную неравномерность активности мишенных элементов внутри ОУ в зависимости от ориентации его граней относительно центра активной зоны. Для этого объединим ОУ в группы, где определяющим фактором будет ориентация

элементов относительно центра активной зоны. Иллюстрация распределения ОУ по группам показана на рисунке 4, на котором относящиеся к одной группе ОУ помечены одной цифрой. На этом же рисунке показан порядок нумерации элементов внутри ОУ.

Распределение их активности внутри ОУ показано в таблице 3.

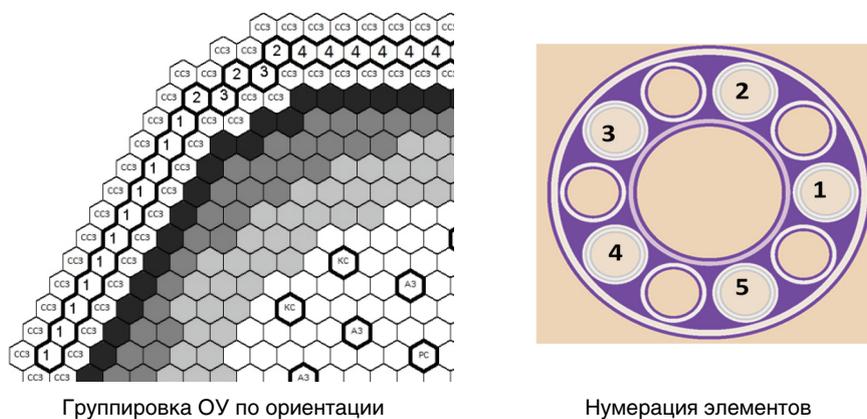


Рис. 4. Группировка ОУ и НЭЛов внутри ОУ

Таблица 3. Азимутальная неравномерность активности НЭЛ внутри ОУ

Маркер группы	Отклонение активности от средней				
	НЭЛ 1	НЭЛ 2	НЭЛ 3	НЭЛ 4	НЭЛ 5
1	1,1003	0,9870	0,8572	0,9612	1,0943
2	1,1167	0,8505	0,7996	1,0273	1,2057
3	1,0463	0,9414	0,9150	1,0187	1,0785
4	1,0172	0,8642	0,9307	1,0813	1,1066

Можно видеть, что активности элементов внутри ОУ различаются в 1,4 раз, при этом элемент с максимальной активностью обращен в сторону активной зоны, а с минимальной — от активной зоны.

Вертикальная неравномерность активации (k_{ax})

Нарабатывающий элемент состоит из 3 капсул с мишенным изотопом, высота капсул ~22 см. Если рассматривать среднюю активность каждой капсулы, то разброс их активности (максимум / минимум) составит 1,16. Но если вертикальное распределение активности рассмотреть детально, то картина получается совсем иная (рис. 5). На верхнем и нижнем концах нарабатывающих элементов появляются значительные (до 10%) всплески активности, связанные с натечкой нейтронов не только с боковых поверхностей ОУ, но и с верхнего и нижнего его торцов. По той же причине всплески активности появляются на концах капсул (расстояние между столбами целевого изотопа в соседних капсулах принималось ~5 см). В этом случае отличие минимальной и максимальной активностей по высоте составит 1,32.

С учетом всех составляющих неравномерности, отличия максимальной / минимальной активностей отдельных капсул с кобальтом составит 2,8 раз, а с учетом детального вертикального распределения активности — 3,2 раз. Чтобы уменьшить эту неравномерность, необходимы компенсирующие мероприятия, такие как: поворот ОУ вокруг оси, увеличение длительности облучения некоторых ОУ в 1,5 – 2 раза. Это позволит

существенно скомпенсировать неравномерности, обусловленные местоположением и ориентацией ОУ, отличие минимальной и максимальной активностей по высоте можно снизить до 1,15.

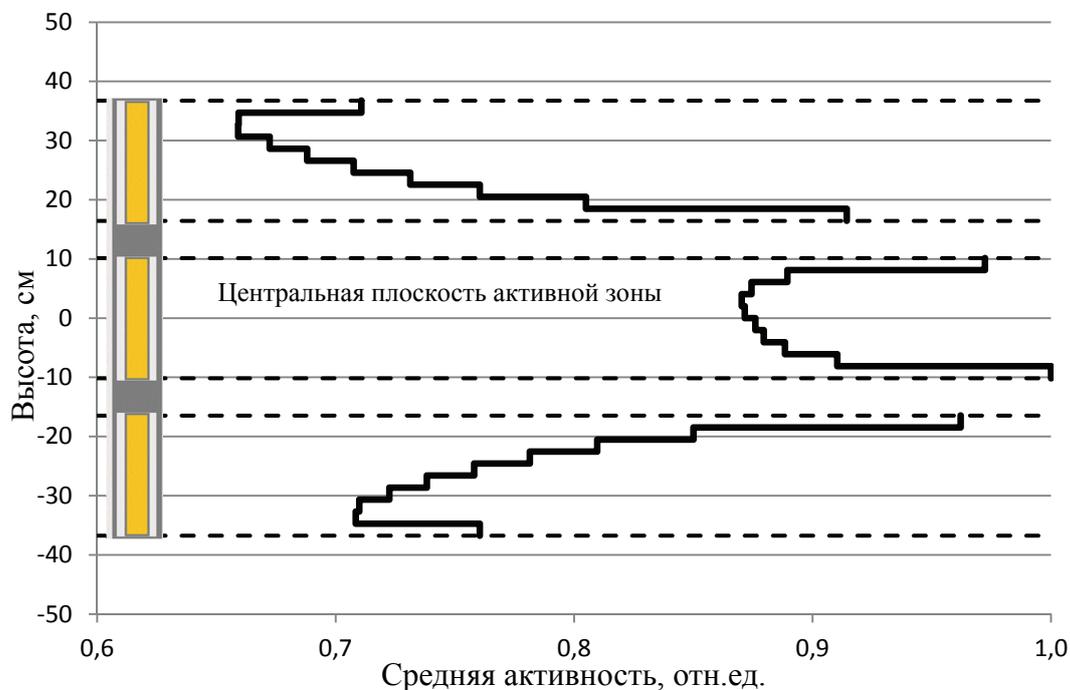


Рис. 5. Неравномерность активации по высоте ОУ

Компенсация вертикальной неравномерности активации представляется весьма проблематичной. Ее возможно лишь «смягчить», если использовать замедляющие элементы с переменным содержанием водорода, но это только снизит активность и значительно усложнит изготовление ОУ. Поэтому минимально возможный разброс максимальной и минимальной активностей капсул составит 1,5.

Литература

1. Васильев Б.А., Фарахшин М.Р., Белов С.Б., Кузнецов А.Е. Перспективы развития активной зоны реактора БН-800. В сб. 10 международной научно-технической конференции МНТК 2016, Росэнергоатом, Москва, 25-27 мая 2016, с. 34–36.
2. Багдасаров Ю.Е., Поплавский В.М., Матвеев В.И. и др. Естественная безопасность перспективной ядерной технологии на основе БН-800 // Атомная энергия, 2001, т. 98, вып. 6, с. 438-443.
3. Звонарев А.В. и др. Получение кобальта-60 в БН-350 // Атомная энергия, т.77, вып. 6, декабрь 1994. с. 454 – 457.
4. Мальцев В.В., Карпенко А.И., Чернов И.А., Головин В.В. Опыт наработки ^{60}Co в БН-600 // Атомная энергия, 1999, т.86, вып.3, с. 216 – 219.
5. Евдокимов В.П. и др. Возможности энергетических быстрых реакторов для получения мощных радиоактивных источников. PYSOR 2002. Seoul. Korea. October 7-10, 2002.
6. Голубев В.И. и др. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование облучательных устройств для наработки кобальта-60 // ВАНТ, сер. Ядерные константы. 1991. Вып.4, с. 56–70.
7. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Романов Е.Г. и др. Физическая оптимизация облучательного устройства для накопления кобальта-60 высокой удельной активности в реакторе БН-600. В сб. «Известия Самарского научного центра РАН», т.16, № 6, 2014, с. 112–118.

8. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code", version 5, volume II: user's guide, appendix B, April 2003, – B-2, [https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-03-1987.pdf].
9. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММК для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Pn-приближении : Препринт ФЭИ-2887. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
10. Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона / Сб. Докладов семинара НЕЙТРОНИКА-2012. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012.
11. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения : Препринт ФЭИ-2828. – Обнинск, 2000.
12. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений: Сб. ВАЯТ, Серия «Ядерные константы». – Вып.1, 1996. – С. 59.
13. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90 : Препринт ФЭИ-2655. – Обнинск, 1997.
14. Каталог радионуклидных источников ионизирующих излучений и препаратов. Издание второе, переработанное и дополненное. — Димитровград, 2019, 45 с.

Р. А. Шагинян, Л. В. Коробейникова, В. А. Елисеев, В. Ю. Стогов

О гетерогенной трансмутации америция в быстрых реакторах

Серьезной проблемой ядерной энергетики является накопление отработавшего топлива, которое ввиду высокой активности и тепловыделения требует особого обращения. Оно состоит из урана, продуктов деления, плутония, младших актинидов (МА), и конструкционных материалов. Уран после регенерации может вновь использоваться в качестве ядерного топлива (например, в России регенерированный уран из ВВЭР используется в реакторах РБМК). Активность продуктов деления через 30 лет спадает, и они могут быть захоронены в качестве средне-активных отходов. Плутоний используется в европейских и японских тепловых реакторах в составе МОКС топлива, в России осваивается производство МОКС топлива для реактора быстрого (БН-800). Однако вопрос с младшими актинидами до сих пор остается открытым. Ведется множество исследований по обращению с ними, но практического опыта по их утилизации в мире до сих пор получено не было [1] – [5].

Наиболее опасным из младших актинидов считается америций по причине его высокой активности, а также из-за его большого количества. Америций образуется преимущественно не в реакторах, а в хранилищах ОЯТ тепловых реакторов за счет β -распада ^{241}Pu . Он отличается сильным гамма-излучением, тепловыделением (115 Вт/кг), а также летучестью при высоких температурах (выше 1700 °С, например, при спекании топливных таблеток). Все это серьезно усложняет технологию фабрикации таблеточного топлива с америцием. Кроме того, он влияет на важные для безопасности эффекты и коэффициенты реактивности реактора.

Америций из ОЯТ тепловых реакторов представлен в основном двумя изотопами — ^{241}Am и ^{243}Am . Первый образуется при распаде изотопа ^{241}Pu , второй — при захвате нейтрона изотопом ^{242}Pu и последующем его распаде. Эти изотопы пороговые (порог их

деления $\sim 0,8$ МэВ), поэтому в тепловых реакторах эти изотопы не делятся, а в быстрых реакторах на МОКС топливе они делятся слабо — кислород существенно замедляет нейтроны. Однако, на америциевом металлическом топливе быстрый натриевый реактор теоретически возможен [6]. Существует и третий изотоп америция — ^{242}Am , он активно делится в любом спектре нейтронов, поэтому его доля среди пороговых изотопов ^{241}Am и ^{243}Am невелика (менее 0,5%).

Выжигание америция происходит в основном за счет его трансмутации в другие нуклиды, среди которых есть делящиеся. Например, ^{241}Am после захвата нейтрона превращается в короткоживущий делящийся изотоп ^{242}Am , который, в свою очередь, через β -распад превращается в ^{242}Cm , и далее через α -распад (с периодом полураспада ~ 165 сут) — в ^{238}Pu . Последний изотоп пороговый, но в быстром реакторе он делится почти так же эффективно, как и ^{239}Pu .

В быстром реакторе на уран-плутониевом топливе америций не только трансмутирует в другие нуклиды, но и образуется из высших изотопов ^{241}Pu и ^{242}Pu . Поэтому в реакторе устанавливается равновесное содержание америция, которое зависит от изотопного состава загружаемого плутония. Если содержание америция в топливе ниже равновесного, будет преобладать процесс его образования. Выжигание америция становится возможным только тогда, когда его содержание в топливе превышает равновесное [7]. При определении равновесного количества америция следует учитывать его образование не только в реакторе под облучением, но и при задержке свежего топлива на складе, при выдержке отработавшего топлива в хранилище и т. д., в результате чего равновесное количество америция удваивается за счет распада ^{241}Pu .

Америций можно трансмутировать и в тепловом реакторе, но из-за малого нейтронного потока процесс будет очень долгим, а из-за отсутствия избытка нейтронов на каждый килограмм америция в тепловой реактор придется добавить 3-4 кг ^{235}U . Поэтому для выжигания америция предполагается использовать быстрые реакторы. Они отличаются высоким нейтронным потоком (на 2 порядка выше, чем тепловые) и значительным избытком нейтронов.

Особенности трансмутации америция

По мнению многих исследователей, предпочтительной является гетерогенная трансмутация америция в отдельных сборках быстрого реактора. Это позволяет иметь «чистое» топливо и изготавливать его на существующих производствах, а для америция построить специализированное маломощное производство. Тем самым весь америций будет сосредоточен в небольшом числеборок, которые можно располагать как в боковом экране, так и в активной зоне, а возникновение проблем с изготовлением этихборок не отразится на топливообеспечении и работе реактора [8].

Чем выше концентрация америция, тем эффективнее он трансмутирует [9], [10]. Следовательно, при гетерогенном выжигании трансмутация америция в выжигательных сборках будет происходить значительно эффективнее, чем при его гомогенном размещении в топливе. В то же время в «чистом» топливе быстрого реактора америций будет образовываться из тяжелых изотопов плутония, поэтому суммарная эффективность гомогенной трансмутации в топливе или гетерогенной трансмутации в выжигательных сборках (с учетом наработки америция в «чистом» топливе) оказываются близкими [11].

Поскольку америций почти полностью состоит из пороговых изотопов, серьезной проблемой его гетерогенного выжигания становится нестабильность тепловыделения в выжигательных сборках (ВС). В начале кампании тепловыделение в ВС слабое (обусловлено захватами нейтронов), но по мере накопления делящихся изотопов оно во

много раз возрастает. Тем самым установка выжигательных сборок приводит к росту тепловыделения в «чистых» топливных сборках реактора. Поэтому количество выжигательных сборок должно быть ограничено, а их расстановка по активной зоне не должна искажать поле тепловыделения и приводить к потере эффективности СУЗ.

Изготовление твэлов в ВС из одного лишь оксида америция приведет к их перегреву, поэтому оксид америция следует разбавлять какой-то матрицей: из инертных материалов, или из оксида урана (при использовании виброуплотнения) [12]. При этом трансмутировать будет не весь америций, а только его третья часть. Оставшиеся две трети должны быть выделены из отработавшего топлива и трансмутированы повторно [8].

Как сам америций, так и продукты его трансмутации отличаются высоким тепловыделением от радиационного распада. Тепловыделение ^{241}Am составляет 115 Вт/кг, ^{238}Pu — 570 Вт/кг, ^{244}Cm — 2.8 кВт/кг, ^{242}Cm — 120 кВт/кг. Сосредоточение этих материалов в небольшом числе выжигательных сборок приводит к тому, что остаточное тепловыделение в них многократно возрастает [8], [13].

В то же время транспортно-технологический тракт реактора имеет ограничения по тепловыделению ТВС. Например, складское хранение и загрузка ТВС с тепловыделением более проектного без принудительного охлаждения невозможны, но ни в действующих, ни в разрабатываемых реакторах оно не предусмотрено. Поэтому гетерогенное выжигание даже собственного америция представляется невозможным из-за недопустимо высокого тепловыделения свежей выжигательной сборки.

Еще более серьезные проблемы могут возникнуть при обращении с отработавшими ВС в газовой среде (т. е. при их перегрузке). При длительной выдержке ТВС во внутриреакторном хранилище (не менее 2 лет) почти весь ^{242}Cm распадается и превращается в ^{238}Pu , тепловыделение которого в 450 раз меньше [9]. Но если выдержка короткая, например, как в БН-800 (155 сут) [10, 14], то за это время распадается только половина ^{242}Cm . Поэтому в БН-800 невозможно выжигание даже собственного америция.

Известен альтернативный способ гетерогенного выжигания америция в боковом экране с сильным замедлителем [15]. Для этого америций и замедлитель должны размещаться в нейтронных ловушках с гидридом циркония. [16], [17]. Теоретически такой способ позволяет за одну кампанию превратить весь америций в продукты деления, что исключает необходимость многократного обращения с невыгоревшим америцием и продуктами его трансмутации — плутонием и кюрием. Здесь можно говорить уже не о трансмутации, а о выжигании америция, т.е. превращении в продукты деления. Но такие устройства с замедлителем нельзя ставить в активной зоне, они приводят к недопустимым локальным нарушениям поля тепловыделения. В БН-600 они устанавливались в боковом экране и отделялись от активной зоны стальными сборками.

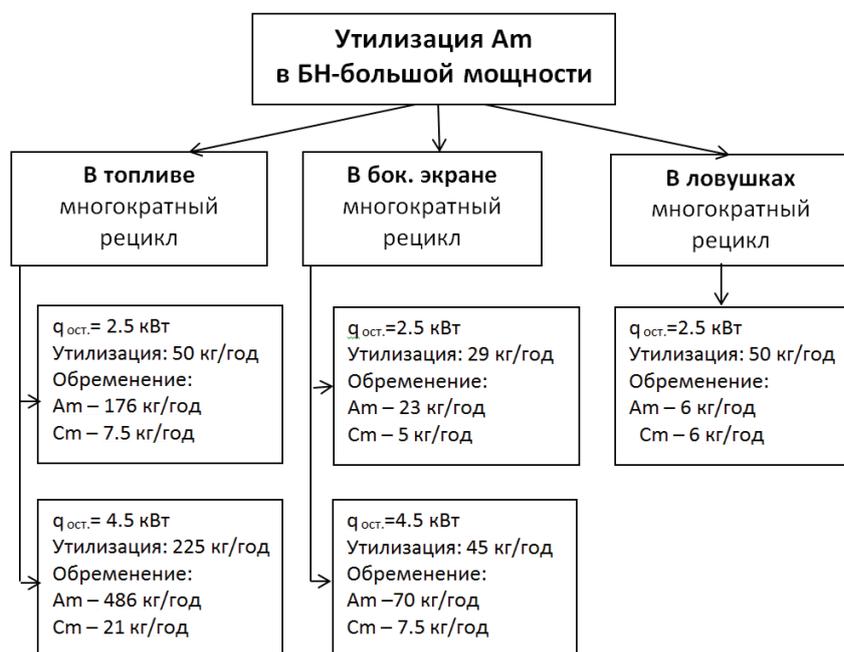
Ввиду глубокого выжигания МА у таких устройств не возникает проблем с высоким остаточным тепловыделением. Если же америций размещать в инертной (камнеподобной) матрице [18], то отработавшие облучательные устройства с выгоревшим америцием будут пригодны для прямого захоронения без переработки.

Глубина трансмутации америция в таких устройствах зависит от количества загруженного америция и может составлять до 95% (т. е. в облученных устройствах будет оставаться только 5% америция), а «выгорание» (т. е. превращение в продукты деления) составит 70%. Оставшиеся 25% будут составлять пороговые изотопы плутония.

Кроме того, трансмутация америция связана с большим выделением гелия от α -распада его продуктов. Сосредоточение америция в небольшом числе сборок приведет и к пропорциональному росту выхода гелия в них, что также может ограничить их

работоспособность. По этим двум причинам гетерогенная трансмутация требует иных технических решений или разработки специализированных реакторных установок.

С учетом всех отмеченных трудностей наиболее рациональным представляется выжигание в быстрых реакторах не америция, а его предшественника — ^{241}Pu — за счет использования плутония из ОЯТ тепловых реакторов с минимально возможной выдержкой. Это не требует обращения с америцием, но эффективность такого способа значительна. Например, за одно облучение свежевыделенного плутония из ОЯТ ВВЭР-1000 в быстром реакторе содержание ^{241}Pu снизится с $\sim 10\%$ до $\sim 5\%$. Этот способ не решит проблему накопления америция, но весьма существенно его снизит. Сравнение различных способов выжигания америция в реакторе БН большой мощности в зависимости от допустимого остаточного тепловыделения выгружаемых ТВС показано на рисунке.



Сравнение различных способов выжигания америция в реакторе БН

Литература

1. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. и др. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России: Монография. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1999.
2. Лопаткин А.В., Орлов В.В., Лукасевич И.Б. и др. Возможности развития реакторов БРЕСТ и трансмутационного топливного цикла в условиях реализации современных планов развития ядерной энергетике // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып.1. С.21-28.
3. Трансмутация по-японски — гетерогенный вариант [Электронный ресурс AtomInfo.Ru]. – 15.07.2019. – URL: <http://atominfo.ru/newsy/z0950.htm>.
4. Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л. К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике // ВАНТ. Ядерно-реакторные константы. Выпуск №1. – 2019. С. 215–223.
5. Каграманян В.С., Калашников А.Г., Капранова Э.Н., Пузаков А.Ю. Сравнение характеристик топливных циклов стационарной ядерной энергетике на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 // Известия вузов. Ядерная энергетика, № 4, 2014, (с. 92-100).
6. Коробейников В.В., Колесов В.В., Терехова А.М., Каражелевская Ю.Е. Исследования возможности выжигания минорных актинидов в быстром реакторе с металлическим топливом на

- основе только минорных актинидов // Тезисы докладов научно-технич. конф. «Нейтроника-2019», 27–29 ноября 2019 г., Обнинск. — Обнинск, 2019. С. 6–7.
7. Андреева К.А., Елисеев В.А., Коробейникова Л.В. и др. Активная зона на МОХ-топливе с использованием младших актинидов для быстрого натриевого реактора типа БН-1200 // В сб. тезисов «Межведомственный XXIII семинар «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника -2012)», 30 октября – 2 ноября, Обнинск. — Обнинск, 2012. С. 52–53.
 8. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. О возможности выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 2, с. 82–87.
 9. Матвеев В.И., Хомяков Ю.С. Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем : Учебное пособие для ВУЗов / Под ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. Издательский дом МЭИ, Москва, 2012.
 10. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем : Учебное пособие / Под общ. ред. С.Е. Шеклеина и О.Л. Ташлыкова. Часть 1. — Екатеринбург, УрФУ, 2012.
 11. Елисеев В.А., Коробейникова Л.В., Леванова М.В., и др. Возможности утилизации младших актинидов в перспективном натриевом быстром реакторе большой мощности // Межд. конф. ГЛОБАЛ-2009, Париж, 6-11 сентября 2009 г. — 16 с.
 12. Троянов В.М., Кислый В.А. Использование технологий пироэлектрохимической грануляции и виброуплотнения для утилизации америция // Атомная энергия. 2018. Т. 124. Вып. 5. С. 261–265.
 13. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ // Атомная энергия. 2000. Т. 89. Вып.5. С.362–365.
 14. Васильев Б.А., Фаракин М.Р., Белов С.Б., Кузнецов А.Е. Перспективы развития активной зоны реактора БН-800 / В сб. 10 международной научно-технической конференции МНТК 2016, Росэнергоатом, Москва, 25-27 мая 2016. С. 34–36.
 15. Поплавская Е.В., Елисеев В.А. Возможности глубокого выжигания младших актинидов в активной зоне быстрого реактора с неполной загрузкой топливом без урана-238 // Атомная энергия. 2004. Том 96. Вып. 3. С. 193–199.
 16. Мальцев В.В., Карпенко А.И., Чернов И.А., Головин В.В. Опыт наработки ⁶⁰Со в БН-600 // Атомная энергия, 1999, т.86, вып.3, с. 216 – 219.
 17. Голубев В.И. и др. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование облучательных устройств для наработки кобальта-60 // ВАНТ, сер. Ядерные константы. 1991. Вып.4. С. 56–70.
 18. Бурьевский И.В., Елисеев В.А., Кривицкий И.Ю. и др. Концептуальные исследования РОХ-топлива в быстрых натриевых энергетических реакторах: Препринт ФЭИ 2958. 2002, 34 с.

*А. В. Гулевич, Д. А. Клинов, В. А. Елисеев, Л. В. Коробейникова,
М. В. Леванова, Э. М. Дзугоева*

Оценка дополнительных возможностей, предоставляемых быстрыми реакторами в двухкомпонентной системе ЯЭ

Задачи двухкомпонентных систем в решении накопленных проблем ядерной энергетики

Основой современной атомной энергетики России служат тепловые реакторы, работающие в открытом ядерном топливном цикле. Ядерная и радиационная безопасность действующих АЭС обеспечивается проектно-конструкторскими решениями

и большим опытом эксплуатации. Решение проблемы радиационной безопасности высокоактивных отходов, сосредоточенных в отработавшем ядерном топливе, отложено до момента ввода в систему быстрых реакторов. В течение этого «отложенного» времени безопасность обращения с ВАО гарантируется техническими условиями хранения ОЯТ в пристанционных хранилищах, а затем в централизованных хранилищах.

Перевод атомной энергетики России в режим двухкомпонентной с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ является стратегической целью Госкорпорации Росатом на ближайшие десятилетия [1] – [3]. В этой связи задача по замыканию на опытно-промышленном уровне топливного цикла тепловых и быстрых реакторов выходит на первый план. Двухкомпонентная система позволит решить следующие, пока нерешенные и отложенные системные проблемы России [3]:

- накопление ОЯТ тепловых реакторов в России;
- накопление ОЯТ, возвращаемого от зарубежных АЭС, построенных по российским проектам;
- неэффективное использование сырьевой базы;
- реализовать многократное рециклирование плутония в реакторах ВВЭР (плутоний из ВВЭР может использоваться в БН, а плутоний из БН — в ВВЭР);
- расширить экспортные возможности ГК Росатом за счет расширения существующих – услуг и предоставления зарубежным заказчикам новых услуг в области заключительной стадии топливного цикла (улучшение изотопного вектора плутония, утилизация минорных актинидов (МА) и др.);
- утилизировать долгоживущие отходы (МА и др.).

Ключевой компонентой развивающейся двухкомпонентной ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами должны стать серийные быстрые натриевые реакторы типа БН большой мощности [4], которые наряду с производством электроэнергии будут обеспечивать замыкание единого с тепловыми реакторами топливного цикла.

Синергичное взаимодействие двух компонент позволит такой системе развиваться более эффективно и динамично, чем современная ЯЭ. В двухкомпонентной системе реакторы ВВЭР и БН являются не конкурентами, а партнёрами.

При обосновании сценариев развития сравнивать следует эффективность систем, а не отдельных энергоблоков. При этом необходимо учитывать не только экономические критерии, но и инфраструктурные задачи, которые сможет решить двухкомпонентная система энергетики по сравнению с однокомпонентной. Решения инфраструктурных задач должны быть оценены и выражены в материальных и стоимостных показателях.

Немедленная переработка ОЯТ БН, начиная с головного блока (как предлагается в некоторых исследованиях) по причине незначительного количества этого ОЯТ от первых реакторов БН экономически нецелесообразна и технологически не требуется, поскольку нет дефицита плутония из ОЯТ ВВЭР.

Переработка ОЯТ БН, вероятно, станет экономически выгодной только тогда, когда весь плутоний ВВЭР будет «пропущен» через БНы, а количество ОЯТ от БН станет значимым (достаточным для обеспечения мощного комплекса переработки ОЯТ БН) или когда развивающаяся ЯЭС ощутит недостаток плутония. При этом будет решена одна из важнейших задач современной ЯЭ — осуществлена разгрузка хранилищ и бассейнов выдержки ОЯТ ВВЭР и утилизация / компактизация как уже выделенного плутония, так и плутония, содержащегося в ОЯТ ВВЭРов.

При таком подходе вопрос о самообеспечении быстрых реакторов плутонием отодвигается в будущее, когда будет формироваться дефицит природного урана и топливообеспечение тепловых реакторов станет проблематичным. В этом контексте

следует рассматривать и вопрос о наличии бокового воспроизводящего экрана у реактора типа БН, предусмотренного существующим проектом. Воспроизводящий экран позволяет получать плутоний с низким содержанием высших изотопов и использовать его для усреднения изотопного состава извлекаемого из БН плутония, то есть практически реализовать «лечение» [5], [6] изотопного состава плутония, непригодного к повторному использованию в ВВЭР (PWR) после облучения в ВВЭР МОКС-топлива. Только пропуская плутоний, полученный из тепловых реакторов, через БН с боковым воспроизводящим экраном, возможно организовать многократный рецикл плутония в реакторах ВВЭР и БН, то есть решить проблему замыкания топливного цикла в двухкомпонентной системе ядерной энергетики.

В ближайшее время при отсутствии дефицита природного урана, а также отсутствии обоснованного российского проекта теплового реактора, загружаемого МОКС-топливом (хотя бы частично), рецикл плутония (тем более многократный) в тепловых реакторах имеет актуальность только в рамках последовательной подготовки к переходу на ЗЯТЦ в двухкомпонентной системе ЯЭ. Из экономических соображений на первое время возможен отказ от бокового воспроизводящего экрана у быстрого реактора с его заменой на более дешевый стальной экран.

Не менее важной для ЯЭ способностью БН является принципиальная возможность утилизации МА [7], [8]. Рецикл в БНх нептуния, в том числе и виде смеси регенерированного урана, плутония и нептуния, не вызывает особых возражений и трудностей. В то же время утилизация америция представляет более серьезную проблему. Америций отличается высоким γ -излучением и остаточным энерговыделением, что потребует более дорогих технологий изготовления и обращения с таким материалом. Сегодня проблемы выжигания америция большей частью связываются с технологиями обращения и переработки, а также изготовления топлива (или облучательных устройств) высокой активности. Вовлечение кюрия, обладающего высокой нейтронной активностью и очень высоким остаточным тепловыделением, в топливный цикл вообще представляется нецелесообразным, для него наиболее подходящим представляется контролируемое хранение в течение 70–100 лет до превращения в изотопы плутония, которые затем могут быть использованы в топливе быстрых реакторов.

Для обоснованного выбора стратегии обращения с МА требуется выполнение серьезных НИОКР в обоснование технологических, материаловедческих, нейтронно-физических аспектов, вопросов ядерной и радиационной безопасности, а также системных проблем, связанных с обращением ОЯТ и МА в ядерно-энергетической системе в целом, в том числе и с учетом возврата зарубежного ОЯТ [9]. В связи с этим представляется преждевременным ставить задачу полномасштабного рецикла МА в первом(ых) коммерческом БН: на нем должны опробоваться и демонстрироваться будущие технологии утилизации МА.

Таким образом, начальный этап перехода к двухкомпонентной ЯЭС может включать замыкание топливного цикла только по плутонию из тепловых реакторов с его использованием в реакторах БН. При этом в БН возможен рецикл зарубежного плутония из ОЯТ МОКС реакторов PWR с целью его «лечения/облагораживания» (улучшения изотопного состава для возможности повторного использования в PWR), т. е. выход на международный рынок с оказанием новой, высокотехнологической услуги по корректировке изотопного вектора плутония. Рецикл же собственного плутония в реакторах БН следует отложить на более поздний этап. Выжигание минорных актинидов, в первую очередь нептуния и америция, можно будет реализовать в реакторах БН при рецикле их собственного плутония.

Экономические оценки дополнительных возможностей, предоставляемых быстрыми реакторами в двухкомпонентной системе

Быстрые реакторы в двухкомпонентной системе ЯЭ открывают дополнительные возможности:

- сокращение потребления природного урана парком отечественных реакторов при одновременном увеличении экспорта уранового топлива;
- расширенное воспроизводство плутония, избыток которого может идти на топливообеспечение тепловых реакторов, в том числе построенных за рубежом по российским проектам;
- лечение (облагораживание) изотопного состава плутония из ОЯТ МОКС PWR для его повторного использования в реакторах PWR (коммерческая услуга для зарубежных АЭС с PWR);
- сжигание плутония из ОЯТ МОКС PWR (коммерческая услуга для зарубежных АЭС);
- утилизация МА (Am и Np) из ОЯТ ВВЭР или зарубежных тепловых реакторов;
- производство изотопов, главным образом Pu-238 и Co-60, для энергетических и промышленных целей.

Кроме того, возможен ряд дополнительных организационных мероприятий, позволяющих усилить экономические характеристики реакторов БН-1200М. К ним относятся:

- отложенная переработка ОЯТ реакторов БН и сокращение (концентрирование) ОЯТ тепловых реакторов;
- серийность энергоблоков с реакторами типа БН большой мощности.

Несмотря на то, что эти дополнительные возможности при моделировании начального этапа внедрения быстрых реакторов типа БН в ЯЭ России не предполагаются, рассмотрим предварительные количественные и экономические оценки от их потенциального использования в будущем на примере перспективного реактора БН-1200 в составе энергоблока №5 Белоярской АЭС:

1. Сокращение потребления природного урана парком отечественных реакторов при одновременном увеличении экспорта уранового топлива. При замещении одного реактора типа ВВЭР исключается потребление около 180 т природного урана в год. При современной цене на природный уран (около 100\$ /кг) продажа этого количества урана приводит к получению годового дохода в ~18M\$. Это равнозначно снижению величины LCOE реактора БН на ~5%.

2. Расширенное воспроизводство плутония, избыток которого может идти на топливообеспечение тепловых реакторов, в том числе построенных за рубежом по российским проектам. Ежегодный экономический эффект для единичного реактора БН от нарабатываемого в нем избыточного плутония при его использовании в реакторе ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топливом составляет 1,7M\$, что эквивалентно снижению LCOE для реактора БН на 0,53%. При использовании в реакторе ВВЭР-С с полной загрузкой МОКС-топливом тот же эффект составит 1,4M\$, что эквивалентно снижению LCOE для реактора БН на 0,45%. Конкуренции на мировом рынке пока нет.

3. Улучшение (облагораживание) изотопного состава плутония из ОЯТ МОКС PWR для его повторного использования в реакторах PWR — это коммерческая услуга для АЭС зарубежного дизайна. Экономика этой услуги состоит в компенсации затрат, производимой российской стороной на прохождение плутония по топливному циклу быстрого реактора. Минимальная цена за 1 проход по топливному циклу (ТЦ) БН составит 250K\$ за 1 кг плутония. Для обеспечения требуемого изотопного состава плутония из ОЯТ

MOX PWR требуется 2 прохода по ТЦ БН (с учетом наработки плутония в воспроизводящих экранах). Соответственно, цена возрастет до ~500\$/кг Pu с увеличением длительности миссии в 2 раза. Эффект выражается в снижении LCOE на ~5% при облагораживании годовой наработки плутония от 1-го PWR с частичной загрузкой МОКС-топлива.

4. Сжигание плутония из МОКС ОЯТ PWR — коммерческая услуга для зарубежных АЭС. Поскольку задача корректировки изотопного состава плутония в этом случае не стоит, то достаточно одного прохода плутония по топливному циклу быстрого реактора. Следовательно, потенциальный доход составляет ~250K\$/кг Pu.

5. Выжигание МА (Am и Np) из ОЯТ ВВЭР или зарубежных тепловых реакторов. Экономика этой миссии заключается в компенсации затрат, которые несет российская сторона на утилизацию 1 кг америция. Отсутствие достоверных технико-экономических данных по топливному циклу быстрого реактора с МА делает возможным только самые предварительные оценки. Минимальная стоимость утилизации 1 кг америция (тяжелого металла) при его гомогенном размещении в топливе активной зоны реактора БН оценивается в 900K\$. Утилизация 23 кг америция (от ОЯТ ежегодно выгружаемого из 1-го ВВЭР-1200 после выдержки ОЯТ 20 лет) даст снижение величины LCOE для БН на ~6%. Конкуренция пока отсутствует.

Америций составляет порядка 5% от всей массы тепловыделяющих ВАО ВВЭР, и его исключение не приведет существенному снижению объема ВАО. Но при этом вклад тепловыделения америция в полное тепловыделение значителен, особенно после выдержки ВАО в течение нескольких десятилетий. Поэтому при глубинном захоронении ВАО возможно более плотное размещение контейнеров с ВАО. По оценкам французских специалистов, в случае исключения америция из состава ВАО ОЯТ быстрых реакторов, площади подземных захоронений сокращаются на 50% [10].

6. Производство изотопов, главным образом Pu-238 и Co-60, для энергетических и промышленных целей. Годовой доход от производства изотопов оценивается в 12M\$, но производство имеет конкурентный характер, поэтому экономическая эффективность проекта зависит от конъюнктуры на мировом рынке.

7. Отложенная переработка ОЯТ БН. К моменту ввода в эксплуатацию головного энергоблока с реактором БН-1200М плутония будет накоплено столько, что хватит не только на эксплуатацию головного блока с реактором БН и реактора БН-800, но и для пуска еще нескольких серийных реакторов БН. Для этого требуется переработка ОЯТ реакторов ВВЭР. Освободившиеся хранилища ОЯТ ВВЭР после необходимой модернизации могут использоваться для хранения ОЯТ реакторов БН. Это позволит отказаться от создания производств по переработке ОЯТ малой серии энергоблоков БН на 2–3 десятилетия. Экономия инвестиционных затрат составит около 20 млрд руб.

8. Серийность энергоблоков БН. Переход от головного энергоблока БН к серии энергоблоков за счет масштабного фактора приведет к уменьшению топливной составляющей стоимости электроэнергии почти в 2 раза — до 7,2 \$/МВт·ч, что даст снижение LCOE на ~20%. Задержка переработки ОЯТ БН на начальной стадии замыкания ЯТЦ приведет к дополнительному снижению ТСС до 4,3 \$/МВт·ч и снижению LCOE еще на ~10%.

Заключение

Поэтапный перевод атомной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ позволяет решить ряд хорошо известных отложенных проблем современной АЭ. Предварительная технико-экономическая оценка этих дополнительных, по отношению к производству

электроэнергии, возможностей показывает, что быстрые реакторы при той же электрической мощности, не будучи дешевле ВВЭРов, вместе с ВВЭРами позволят существенно сократить необходимые инфраструктурные расходы и/или получить дополнительные доходы и тем самым снизить величину LCOE — удельную приведенную стоимость производства электроэнергии. Кроме того, ключевой компонент двухкомпонентной ядерной энергетики — быстрый натриевый реактор большой мощности типа БН — при реализации ряда мероприятий с его использованием (выжигание минорных актинидов, наработка искусственных изотопов, утилизация и облагораживание плутония и др.) дает возможность, помимо продажи электроэнергии, производить дополнительные продукты, или предоставлять услуги, имеющие рыночную стоимость. Все это позволяет надеяться улучшить экономику двухкомпонентной ЯЭС.

Литература

1. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А. и др. К стратегии развития ядерной энергетики России // Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 4, с. 183–187.
2. Белая книга ядерной энергетики / Адамов Е.О. и др./ под ред. Адамова Е.О. — М.: НИКИЭТ, 2001. — 269 с.
3. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Алексеев П.Н., и др./ под ред. акад. РАН Пономарева-Степного Н.Н. — М.: Техносфера, 2016.
4. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. и др. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора // Атомная энергия, 2010, т.108, вып 4, с. 206–211.
5. Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А. и др. Корректировка изотопного состава плутония с помощью быстрых реакторов // Атомная энергия, 2020, т. 129, № 5, с. 265–272.
6. Eliseev V., Klinov D., Camarcat N., Lemasson D., Mйriot C., Pershukov V., Troyanov V., Velardo H. On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors // Nuclear Energy and Technology, 6(2): 131–135 (25 Jun 2020). — <https://nucet.pensoft.net/issue/2955/>
7. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. О возможности выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия. — 2020. — Т. 128, вып. 2. — С. 82–87.
8. 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.
9. М. Залимская. Доклад главы АО «Тенекс» на симпозиуме Всемирной Ядерной Ассоциации, Лондон, 21 сентября 2017 г.
10. Noel Camarcat, Claude Garzenne, Joel Le Mer, Hadrian Leroyer, Estelle Desroches, Jean-Michel Delbeq. Industrial research for transmutation scenarios // Comptes Rendus Mecanique 339(2011) 209-218. — www.sciencedirect.com.

*В. М. Троянов, А. В. Гулевич, В. М. Декусар,
В. В. Коробейников, В. А. Елисеев*

2021

ОБРАЩЕНИЕ С РАО И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

3 раздел



Установка высокотемпературной переработки металлических радиоактивных отходов

Создана новая установка непрерывного действия по переплавке металлических радиоактивных отходов (МРО). Обоснованы блоки установки — плавления, газоочистки и кондиционирования вторичных отходов. Разработаны технические решения по жидкометаллическому охлаждению газовой линии и способу отдельного слива очищенного металла и шлака. Выполнены эксперименты по переплаву образцов МРО, содержащих радионуклиды цезия, америция, стронция, урана. Отработаны режимы плавки. Коэффициент дезактивации металла достигнут уровня не менее 2300.

На сегодняшний день в промышленном масштабе переплавкой МРО занимаются несколько предприятий, включая такие, как Siempelcamp Nukleartechnik GmbH (Германия), Studsvik RadWaste AB (Швеция), INFANTE, Маркуль (Франция), Scientific Ecology Group (SEG), Оук Ридж (США), BNFL, Capenhirst (Великобритания), ЗАО «ЭКОМЕТ-С» (Россия). Применяемые на этих предприятиях установки по переплаву МРО, конечно, не совершенны и имеют свои недостатки. Это в первую очередь трудность отдельного слива очищенного металла и загрязненного шлака, отсутствие в их составе блока кондиционирования вторичных отходов и блока газоочистки, незначительная производительность по переплаву МРО. Этих установок явно недостаточно для переработки накопившихся металлических радиоактивных отходов, которых сейчас только в России более сотен тысяч тонн [1]. Проблема утилизации МРО на данный момент встает все более остро. Это связано также и с предстоящим процессом вывода из эксплуатации, демонтажем отработавшего оборудования атомных электростанций. В настоящее время многие страны с развитой ядерной энергетикой занимаются исследованиями, разработкой технологий и созданием установок по переработке металлических радиоактивных отходов с целью уменьшения объема отходов, подлежащих захоронению и утилизации. В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в течение нескольких лет выполнялись исследовательские работы по созданию эффективных установок по переработке МРО. Научно-исследовательские работы проводились в рамках выполнения Государственных контрактов с Минобрнауки РФ, а в последующем и с ГК «Росатом». В новой разработке установки по переработке МРО акцент был сделан на индукционный метод переплавки МРО, как наиболее оптимальный способ, обеспечивающий уменьшение объема переплавляемых отходов, возврат очищенного металла в промышленность для повторного использования, экологическую безопасность.

При разработке установки плавления (УП) МРО исследования проводились по нескольким направлениям в обоснование трех основных блоков этой установки — плавления, газоочистки и кондиционирования.

Для повышения эффективности переработки МРО перед авторами стояла необходимость решения следующих задач:

- непрерывность подачи МРО в зону плавления;
- отдельный слив очищенного металла и загрязненного шлака;
- охлаждение и эффективная очистка радиоактивного газа;
- кондиционирование вторичных отходов.

Эти исследовательские задачи были отработаны и успешно решены при внедрении в конструкцию установки соответствующих технических решений: 1) узла непрерывной подачи металлических пеналов с загруженными в них МРО; 2) жидкометаллического

затвора в зоне плавления МРО; 3) жидкометаллического охлаждения газового патрубка и комбинированной системы газовой очистки; 4) емкости кондиционирования вторичных газовых отходов.

Принцип работы разрабатываемой установки плавления МРО следующий. Нагрев плавильного узла УП МРО осуществляется среднечастотным высоковольтным индуктором. Магнитное поле и индукционный ток нагревают графитовый стакан, который в свою очередь нагревает тигель с флюсом и МРО. По мере повышения напряжения индуктора содержимое тигля нагревается. Нагрев металла осуществляется до температуры расплава 1600 °С. В результате расплавления металла часть радионуклидов всплывает на поверхность расплава, другая часть, окисляясь, диффундирует в шлак. В днище тигля расположен жидкометаллический затвор, который отделяет расплав стали от расплава флюса. Металлические радиоактивные отходы, размещенные в пеналах, подаются в плавильный узел непрерывно через встроенный в верхней части корпуса патрубков подачи. По мере плавления МРО уровень стали на дне тигля повышается, достигает уровня жидкометаллического затвора и сливается через центральное сливное отверстие, расположенное в днище тигля. Слив стали происходит через керамический патрубок в изложницу, которая расположена на передвижной тележке. Одновременно с блоком плавления включают в работу блоки газоочистки и кондиционирования. Исследования и отработка режимов плавки проводились с использованием реальных образцов радиоактивных отходов: обрезки трубопроводов, вентили, арматура. Радионуклидный состав и уровень суммарного радиоактивного загрязнения образцов МРО должен был соответствовать нормам, установленным для категории низко- и среднеактивных твердых радиоактивных отходов, приведенным в таблице [2].

Уровни суммарной активности радиоактивного загрязнения образцов МРО

Категория МРО	Удельная β-активность, Бк/г
Образцы низкого уровня активности (НАО)	$1 \cdot 10^3$ — $1 \cdot 10^4$
Образцы среднего уровня активности (САО)	$1 \cdot 10^4$ — $1 \cdot 10^7$

Исследуемые образцы различных сталей, загрязненные радионуклидами Sr, Cs, U, Am фрагментировались и помещались в металлические пеналы определенного размера. Каждый температурный режим плавки можно условно разбить на три этапа:

- этап разогрева, сопровождающийся сушкой тигля;
- плато расплава, расплавление металла, этап загрузки и плавления пеналов;
- остывание печи.

По окончании экспериментальных исследований были взяты пробы металла, шлака из тигля и содержимого аэрозольных фильтров для γ-спектрометрического анализа. Разработанный экспериментальный образец плавильной установки должен обеспечивать переработку несортированных низкоактивных МРО с коэффициентом дезактивации не менее 1000 в соответствии с предъявляемыми требованиями. Активность взятых образцов МРО не превышала значений $3,5 \cdot 10^7$ кБк/кг. Коэффициент дезактивации переработанного металла составил не менее 2300, что удовлетворяет нормативным требованиям.

Экологическую безопасность по газовым выбросам установки плавления обеспечивала разработанная система газоочистки, которая соединена с помощью трубопровода с газовой полостью емкости плавления через ее крышку. Система газоочистки включает последовательно соединенные между собой трубопроводами эжектор, циклонный фильтр, фильтры предварительной и высокоэффективной очистки,

устройство вытяжки очищенного газа. В систему газоочистки также входит бункер циклонного фильтра. Нижняя часть бункера сообщена трубопроводом с емкостью кондиционирования и мешалкой, предназначенной для кондиционирования вторичных отходов. Из газовой полости плавильной емкости постоянно осуществляют вытяжку радиоактивного газа через систему газоочистки. Для понижения температуры газа на входе системы очистки используют эжектор с возможным включением жидкометаллического свинец-висмутового контурного охлаждения. Циклонный фильтр обеспечивает улавливания крупных аэрозольных частиц размером 5 мкм и выше. Последующие фильтры предварительной и высокоэффективной очистки обеспечивают удержание аэрозольных частиц размером, соответственно, 1 – 5 мкм и 0,1 – 1,0 мкм. Такая последовательная комбинация элементов системы газоочистки обеспечивала эффективное (99,95%) улавливание радиоактивных аэрозолей, что удовлетворяет требованиям, предъявляемым к высокоэффективным фильтрам [3].

Для переработки вторичных отходов газоочистки был разработан блок кондиционирования с обоснованным выбором соответствующих вяжущих компонентов. Кондиционирование РАО предполагало проведение технологических операций по приведению радиоактивных отходов в физическую форму и состояние, пригодные для их захоронения и соответствующие критериям приемлемости [4].

Таким образом, выполненная разработка установки плавления МРО позволяет достичь следующего технического результата: комплексной непрерывной очистки радиоактивных металлов и газа от радионуклидов с обеспечением кондиционирования вторичных отходов. Проведенные исследования показывают, что предлагаемые технологии переработки МРО дают возможность создать автономную автоматизированную систему управления всего комплекса оборудования: от поступления МРО до отгрузки чистого металла и зацементированных радиоактивных отходов практически без контакта обслуживающего персонала с радиоактивными отходами.

Литература

1. Андреев Д.Е., Гелбутовский А.Б., Трошев А.В., Черемисин П.И. Существующая практика переработки и утилизации МРО. – URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=94> (дата обращения 13.11.2019).
2. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критерии отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
3. Высокоэффективные фильтры очистки воздуха ЕРА, НЕРА и ULPA. ГОСТ Р ЕН 1822-2010.
4. НП-093-14. Критерии приемлемости РАО для захоронения. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Москва, 2014.

*В. П. Мельников, А. М. Посажеников, Р. Ш. Асхадуллин,
И. А. Воронин, С. А. Саутин*

Вывод из эксплуатации исследовательского реактора БР-10 и переработка радиоактивного натрия

Работы выполняются по договору с ГК «РОСАТОМ». В 2016-2020 гг. на модуле МАГМА был переработан низкоактивный натрий, хранившийся в сливных баках 1 и 2 петли второго контура, высокоактивный натрий, хранившийся в сливном баке 1 контура, а на модуле ЛУИЗА-РАО выполнено удаление радиоактивного натрия и очистка от недренируемых остатков первой партии ХЛО 1 контура, хранившихся на ИР БР-10.

Таким образом, на начало 2021 года на ИР БР-10 остался ЩЖМТ от раннего периода эксплуатации, включая натрий, находящийся в ХЛО 1 контура. В 2021 году продолжены работы по удалению радиоактивного натрия и очистке от его недренируемых остатков ХЛО 1 контура и переработке высокоактивного натрия, слитого из ХЛО 1 контура.

Работы были выполнены в 3 этапа.

Этап № 1. Переработка высокоактивного натрия из ХЛО 1 контура, загрязненного окислами, на модуле МАГМА

В рамках 1 этапа по отработанной технологии переработки ЩЖМТ методом ТФО в циклическом режиме на ИР БР-10 выполнены следующие работы. Для проведения переработки высокоактивного натрия из ХЛО 1 контура были проведены работы по изготовлению реакционных емкостей (РЕ) усовершенствованной конструкции для предотвращения выхода радиоактивных аэрозолей.

В рамках каждого цикла переработки ЩЖМТ методом ТФО выполнены работы:

- подготовка реакционной емкости (РЕ) к технологическому процессу;
- реализация процесса ТФО в соответствии с технологическим регламентом;
- обращение с продуктами переработки ЩЖМТ с целью передачи их на временное хранение;

Переработка натрия осуществляется циклически порциями в соответствии с расчетной производительностью опытно-промышленной установки. Реакционные емкости с продуктами переработки натрия размещены в защитных контейнерах и переданы на временное хранение.

Этап № 2. Удаление радиоактивного натрия и очистка от недренируемых остатков ХЛО 1 контура на модуле «ЛУИЗА-РАО»

Работы по удалению радиоактивного натрия и очистке от недренируемых остатков ХЛО 1 контура на модуле ЛУИЗА-РАО выполнены последовательно, после полной очистки первой ХЛО на очистку последовательно устанавливались очередная ХЛО.

В рамках этапа 2 были выполнены следующие работы:

1. Удаление натрия из ХЛО:

- размещение на стенде переработки;
- подключение линий связи для дренирования натрия и подачи газовой среды;
- разогрев и дренирование максимального количества натрия из ХЛО в сливную емкость.

2. Очистка ХЛО от недренируемых остатков натрия:

- переработка недренируемых остатков натрия методом газо-фазного окисления с использованием модуля «ЛУИЗА-РАО»;
- обработка продуктов переработки натрия парогазовым методом;
- растворение продуктов переработки натрия водой;
- дренирование воды в систему спец. канализации.

В рамках этапа 2 переработаны ХЛО первого контура в соответствии с техническим заданием.

Этап № 3. Сбор и передача на временное хранение ТРО и ЖРО в ЦРО

В рамках данного этапа были выполнены следующие работы:

1. Обращение с ТРО:

- ТРО размещены в защитных контейнерах и подготовлены к передаче на хранение;
- оформлены требования на передачу ТРО;
- транспортировка защитных контейнеров;
- размещение защитных контейнеров на временное хранение.

2. Обращение с ЖРО:

- сбор ЖРО со станда переработки ХЛО в монжусы;
- проведение периодической жидкостной дезактивации оборудования и помещений

ОПУ по результатам дозиметрического контроля;

- контроль заполнения монжусов;
- отбор проб ЖРО из монжусов, оформление требований на передачу ЖРО;
- передача образовавшихся ЖРО по системе спец. канализации на переработку.

В рамках проекта ЕОТП-266 по теме «Оптимизация твёрдофазной технологии переработки РАО щелочных металлов при выводе из эксплуатации быстрых реакторов»

проведена разработка научно-технического обоснования полнофункционального образца установки МИНЕРАЛ-100/150 на базе результатов, полученных на модуле МАГМА-ТФО опытно-промышленной установки БР-10.

– Выполнен научно-технический анализ результатов исследований и разработок по применению технологий ТФО отработанных щелочных теплоносителей на базе опыта экспериментальных исследований на стандах МИНЕРАЛ-3, МИНЕРАЛ-30, МИНЕРАЛ-50 и эксплуатации модуля МАГМА-ТФО на ИР БР-10. Для проектируемой установки МИНЕРАЛ-100/150 обоснована и предложена вертикальная конструкция, реализующая самопроизвольное перемешивание шлака и щелочного металла путём верхнего сброса шлака в натрий. Выданы научно-технические предложения проектно-конструкторской организации (ОИЦ НИКИМТ-Атомстрой).

– Проведена технико-экономическая оценка реализации НИОКР в сравнении с мировыми практиками и имеющимися наработками в области переработки натрия. Оценка показала, что удельные затраты на переработку РАО натрия технологией ТФО (2,5–3,0 \$/кг Na) в несколько раз ниже, чем технологией НОАН (34 евро/кг Na).

– Проведены расчетно-теоретические исследования в обоснование оптимизированной технологии ТФО щелочных металлов:

– Выполнен расчет теплопереноса в системе рекуперации экзотермического тепла ТФО натрия. Расчетные исследования трех вариантов конструкции вертикальной системы «шлаковый контейнер — реакционная емкость» в будущей установке МИНЕРАЛ-100/150 показали, что наиболее оптимальной и технически применимой для испытаний на ИР БР-10 является вариант установки для циклической (2-3 цикла в сутки) переработки по 80 литров натрия за цикл (вариант МИНЕРАЛ-160/240). Вариант установки МИНЕРАЛ-200

(два цикла по 200 литров натрия в сутки) и вариант установки МИНЕРАЛ-400 (для разовой переработки 400 литров натрия) реализуемы в проектировании и в будущем изготовлении, но не реализуемы на ИР БР-10 из-за своих габаритных размеров и ограниченности технологических помещений здания реактора.

– Рассчитаны радиационные поля при хранении РЕ с продуктом ТФО натрия 1-го контура в контейнере НЗК-150-1,5П. В результате предварительных расчетных исследований было получено, что мощности доз от контейнера НЗК-150-1.5П с твердым продуктом переработки натрия в виде шлакоподобного компаунда (ШПК) не превышают требования радиационной безопасности.

– Сделана оценка стоимости окончательного захоронения продукта ТФО натрия 1-го контура в пункте долговременного хранения отверждённых РАО. Предварительные сравнительные оценки стоимости только на стадии окончательного захоронения, переработанного в ШПК натрия первого контура реакторов ИР БР-10 и БН-600 для двух из возможных вариантов переработки натрия методами ТФО ЩМ и НОАН показали, что стоимость только операции захоронения переработанного по методу ТФО ЩМ натрия в ~4,8 раза меньше стоимости захоронения цементного камня, полученного при использовании процесса НОАН;

В результате выполнения НИОКР на первом этапе обоснована оптимизированная твердофазная технология переработки РАО щелочных металлов при выводе из эксплуатации быстрых реакторов. Выпущены:

- эскизный проект «Установка МИНЕРАЛ-100/150»;
- техническое задание на проектирование.

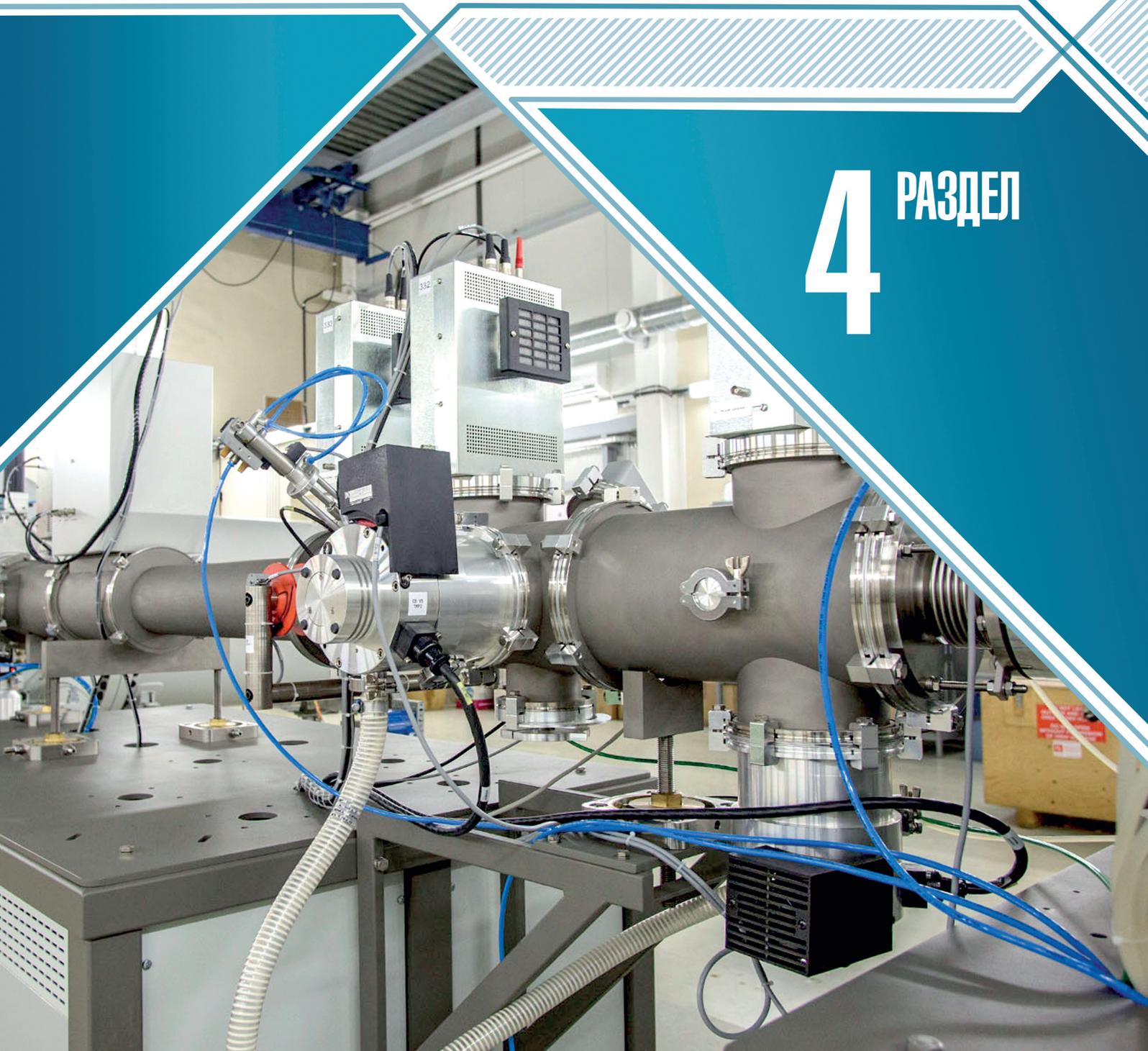
В. Б. Смыков, А. В. Журин

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ
ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2021

ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ И ПРИКЛАДНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ И ЛАЗЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

4 РАЗДЕЛ



ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБЛАСТИ ПРИКЛАДНОЙ ФИЗИКИ

В 2021 году в области прикладной физики исследования и разработки велись по следующим ключевым направлениям:

- ядерная и нейтронная физика;
- радиационное материаловедение;
- лазерная техника и фотоника;
- физика и техника специальных ЯЭУ;
- оказание услуг по облучению изделий стационарным и импульсным потоком ионизирующего излучения.

В направлении ядерной и нейтронной физики основные усилия были направлены на дальнейшее пополнение и уточнение отечественной библиотеки ядерно-физических данных БРОНД четвертого поколения. В частности, был проведен новый цикл измерений сечений ряда ядерных реакций под действием нейтронов, важных для повышения точности расчета реакторных и гибридных систем, а также проведены измерения параметров запаздывающих нейтронов для слабоизученных ядер.

В направлении радиационного материаловедения внимание было уделено обоснованию точности, надежности и качества высокодозного имитационного моделирования радиационных явлений на ускорителе. В 2021 году закончен важный этап в этих исследованиях, позволивший обосновать правильность подхода, применяемого при имитационных (предреакторных) исследованиях радиационной стойкости конструкционных материалов.

В направлении развития лазерных технологий задачей является разработка систем с жидкими лазерно-активными средами.

В этих работах особое место занимает задача синтеза таких сред. Ранее были разработаны эффективные технологии получения и исследования спектральных и физико-химических свойств неорганических лазерно-активных жидкостей, активированных ионами Nd^{3+} или Yb^{3+} . В 2021 году на основе этих разработок был создан опытный химико-технологический комплекс синтеза жидкой лазерно-активной среды производительностью до 10 л/сутки.

На синтезированных жидкостях была получена лазерная генерация при оптической (диодной) накачке с эффективностью преобразования энергии накачки в энергию лазерного излучения более 50% для Nd-содержащей среды и более 10% для сред, активированных ионами Yb.

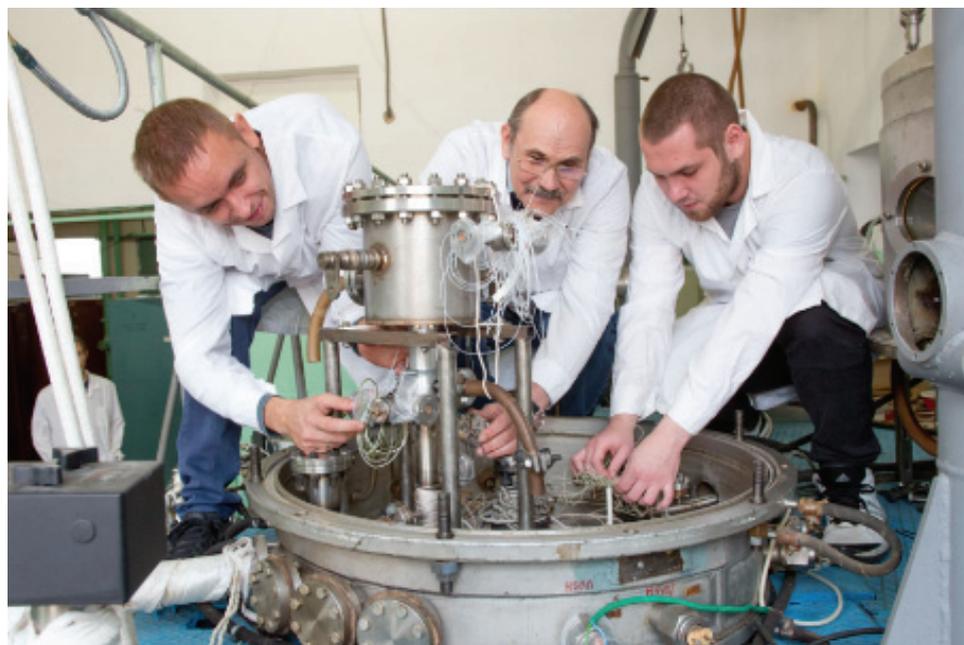
В 2021 году продолжились работы и в области лазеров с прямой ядерной накачкой. Эти исследования являются весьма перспективными для решения задачи создания лазерных излучателей сверхмощного класса.

На стендах вне реакторного исследовательско-испытательного комплекса был выполнен большой объем измерений вольтамперных характеристик перспективных термоэмиссионных преобразователей энергии в обоснование проектных характеристик ЯЭУ с прямым преобразованием энергии деления в электричество нового поколения.

2021



Химико-технологический комплекс синтеза жидкостных лазерно-активных сред



Стенды вне реакторного исследовательско-испытательного комплекса для ЯЭУ с прямым преобразованием энергии



ИИР БАРС-6

ИИР БАРС-6 – быстрый двухзонный исследовательский импульсный реактор (год ввода в эксплуатацию 1995) позволяет генерировать импульсы с числом делений в отдельной активной зоне до $2 \cdot 10^{17}$ и длительностью менее 100 мкс. Это позволяет создавать максимальный флюенс нейтронов в области облучения до $2 \cdot 10^{14}$ н/см² и максимальную поглощенную дозу γ -излучения до 1000 Гр. При этом максимальная мощность γ -дозы может достигать значения 10^7 Гр/с.

Конструктивные особенности реактора позволяют ему работать на стационарном уровне мощности до 20 кВт. В этом случае максимальный флюенс нейтронов в области облучения до $2 \cdot 10^{14}$ н/см² достигается за 10 мин работы реактора, а максимальная плотность потока быстрых нейтронов (с энергией больше 0.1 МэВ) в области облучения составляет $3.3 \cdot 10^{11}$ н/(см²·с).

В 2021 году на реакторе было проведено 49 сеансов испытаний для внешнего заказчика электрорадиоизделий, изделий микроэлектроники, диагностической и измерительной аппаратуры и т. п. на стойкость к воздействию ионизирующих факторов.

О. Ф. Кухарчук

Измерение сечения реакции $^{13}\text{C}(\alpha, n)^{16}\text{O}$ и определение сечения реакции $^{16}\text{O}(n, \alpha)^{13}\text{C}$

Точное знание сечения реакции $^{16}\text{O}(n, \alpha)^{13}\text{C}$ важно, как для прогнозирования критичности ядерных и гибридных энергетических установок, так и для оценки накопления гелия в конструкционных материалах при облучении быстрыми нейтронами.

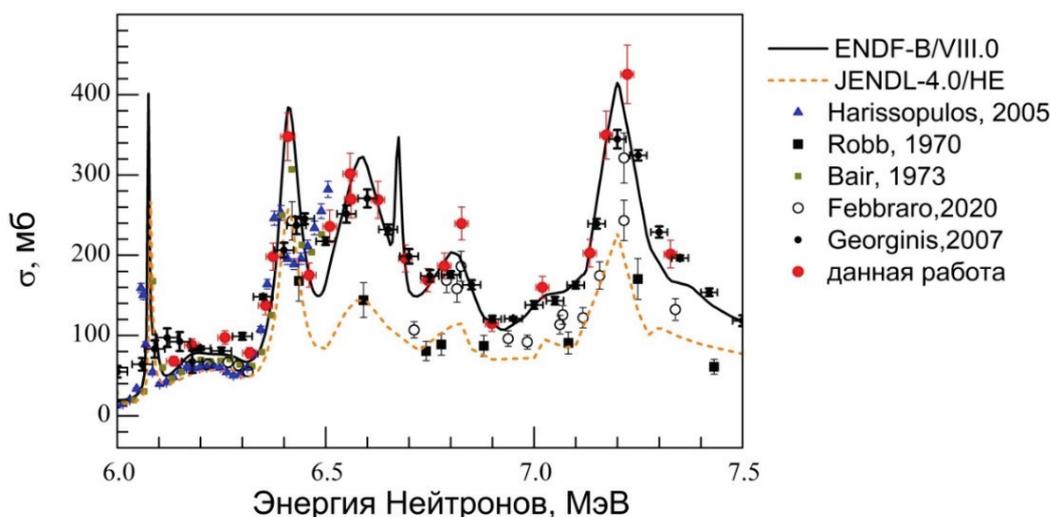
В последнем случае это актуально при обосновании точности и качества высокодозных имитационных исследований радиационной стойкости конструкционных материалов ядерной и термоядерной энергетики, проводимых на ускорителях.

Имеющиеся экспериментальные данные и оценки сечений расходятся во всем исследованном диапазоне энергий нейтронов. Масштаб расхождений достигает 40-80%, что заметно влияет на предсказание критичности ядерных энергетических установок. Основная проблема, по мнению международной коллаборации CIELO, заключается в большом влиянии систематических погрешностей на результаты измерений.

Для решения этой проблемы в 2021 году был проведен новый цикл измерений сечения реакции $^{16}\text{O}(n, \alpha)$ на ускорителе ТАНДЕМ-3М АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Измерения были проведены с использованием методов цифровой спектрометрии излучений. Основной упор был сделан на минимизации систематических погрешностей, для чего определение критически важных параметров экспериментальной установки было сделано несколькими независимыми способами. Использованный подход позволил получить обоснованное значение погрешности измерений, исключить возможность грубых ошибок и подтвердить новую оценку, представленную, например, в библиотеке ENDF-B/VIII.0. Результаты измерений представлены на рисунке.

Эти данные также будут использованы для модификации соответствующих файлов отечественной библиотеки ядерно-физических данных БРОНД четвертого поколения.



Сечение реакции $^{16}\text{O}(n, \alpha)^{13}\text{C}$, полученное в данной работе, в сравнении с теоретическими оценками и экспериментальными данными разных авторов

*П. С. Прусаченко, Т. Л. Бобровский, И. П. Бондаренко,
М. В. Боховко, А. Ф. Гурбич, В. В. Кетлеров*

Исследования временной зависимости спада интенсивности запаздывающих нейтронов при делении ядер ^{237}Np с различной энергией возбуждения

В свете разработки, например, импульсного исследовательского реактора НЕПТУН (Шабалин Е.П., Аксенов В.Л., Комышев Г.Г., Рогов А.Д. Высокопоточный импульсный исследовательский реактор на основе нептуния // *Атомная энергия*, 2018, том 124, № 6), использовать который планируется как мощный источник нейтронов и как супербустер (с дополнительным облучением зоны протонами), недостаточно исследован вопрос о фоновом уровне интенсивности потока нейтронов, связанном прежде всего с испусканием запаздывающих нейтронов (ЗН) деления.

Известно, что с увеличением энергии возбуждения делящегося ядра растет число испускаемых мгновенных нейтронов. Это обстоятельство приводит (рис. 1) к смещению массового распределения продуктов деления (1), а также к росту вклада симметричной компоненты осколков деления (2).

Для получения знаний о временной зависимости испускании запаздывающих нейтронов при делении ядер ^{237}Np с различной энергией возбуждения были проведены измерения с использованием нейтронов с энергиями от 3 до 18 МэВ (рис. 2).

Проведенный анализ показал, что отличие во временном интервале от 10 до 300 с может быть вызвано увеличением вклада ^{87}Br . В этой связи представляет интерес проведения анализа в области малых времен после окончания облучения ^{237}Np .

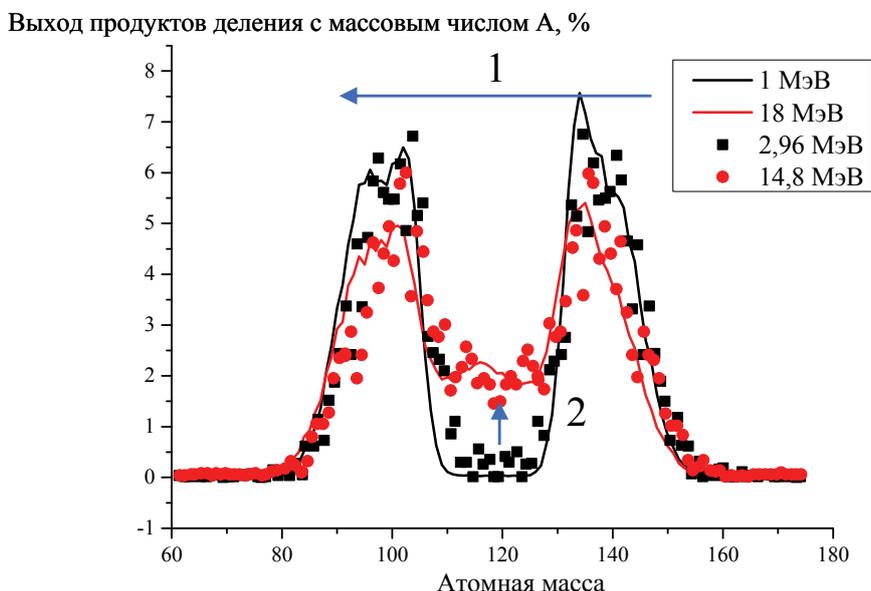


Рис. 1. Массовые распределения осколков деления при делении ^{237}Np нейтронами разных энергий: линии – данные полученные с использованием GEF кода, символы – экспериментальные данные

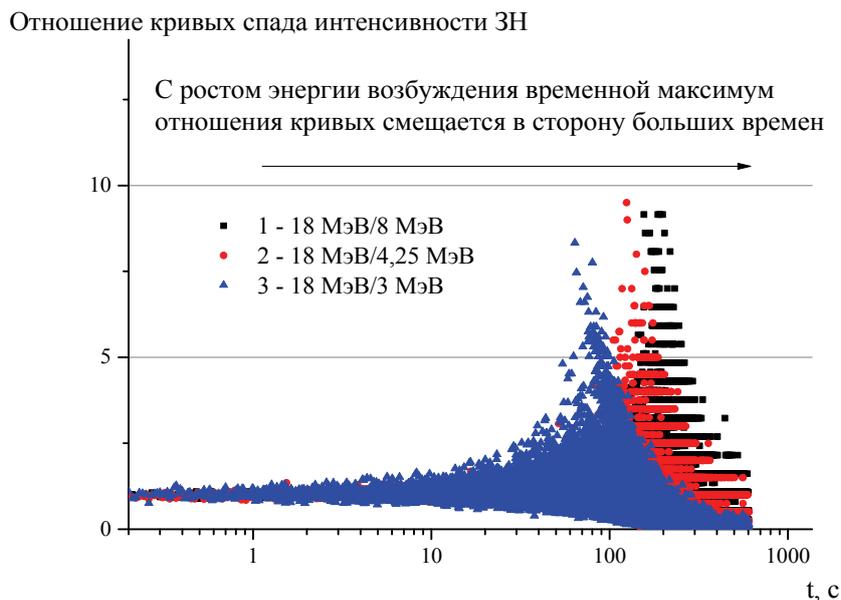


Рис. 2. Временная зависимость отношения кривых спада интенсивности запаздывающих нейтронов, измеренных после облучения нейтронами (кривые спада предварительно нормированы на интеграл 10000): 1 – с энергиями 18 и 8 МэВ, 2 – с энергиями 18 и 4,25 МэВ, 3 – с энергией 18 и 3 МэВ

А. С. Егоров, Д. Е. Гремячкин, В. М. Пиксайкин, К. В. Митрофанов, В. Ф. Митрофанов, У. А. Кобец, Д. В. Колесников, Е. И. Чаплыгин, О. В. Матвеев, И. А. Сутягин

Эффективная лазерная генерация при диодной накачке Nd- и Yb-содержащих жидких активных сред

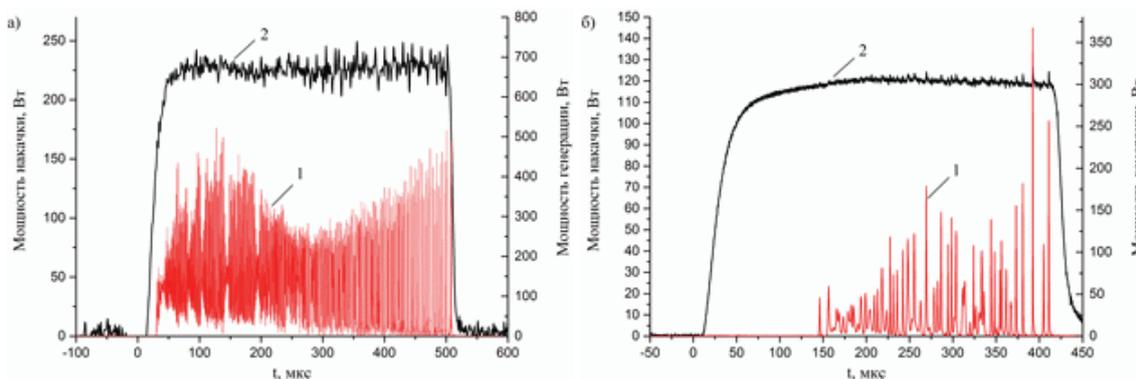
В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» проводятся исследования по синтезу и изучению физико-химических свойств, спектрометрических и лазерных характеристик неорганических лазерно-активных жидкостей, активированных, прежде всего, ионами Nd^{3+} или Yb^{3+} .

В 2021 году проведены исследования по получению эффективной лазерной генерации жидкостных лазеров с диодной накачкой активных сред на основе бинарных апротонных растворителей $\text{SOCl}_2\text{-GaCl}_3$, $\text{SO}_2\text{Cl}_2\text{-GaCl}_3$ и $\text{POCl}_3\text{-SnCl}_4$.

Созданная для этих исследований лазерная установка включает в себя кварцевую кювету с лазерно-активной жидкостью (толщина слоя жидкости 5 или 2 мм), на одну поверхность кюветы с помощью вакуумного масла прикреплено зеркало резонатора с коэффициентом пропускания (0,2–1,0)%, на другую — кварцевая пластина с просветляющим покрытием на одной поверхности, имеющая остаточное отражением 0,3% на длине волны генерации, выходное зеркало резонатора с коэффициентом пропускания в диапазоне 0,2–5%, два модуля диодной накачки с волоконным выводом излучения на длинах волн 802 и 975,5 нм для Nd^{3+} и Yb^{3+} соответственно. Осуществлялась продольная по отношению к оси лазерного резонатора накачка. Мощность поглощенного излучения

накачки составляла 220 и около 120 Вт для Nd^{3+} и Yb^{3+} соответственно. Частота и длительность импульса накачки варьировались.

Для реализованных уровней плотности мощности излучения накачки на Nd^{3+} - и Yb^{3+} -содержащих жидкостях получена лазерная генерация с эффективностью преобразования энергии «свет-свет» соответственно 58% и 15%. Примеры импульсов лазерной генерации и накачки для неодимового и иттербиевого лазеров приведены рисунках.



1 – лазерная генерация, 2 – импульс накачки

Импульсы лазерной генерации в жидкостном лазере с диодной накачкой: а) лазер со средой, активированной ионами Nd^{3+} ; б) лазер со средой, активированной ионами Yb^{3+}

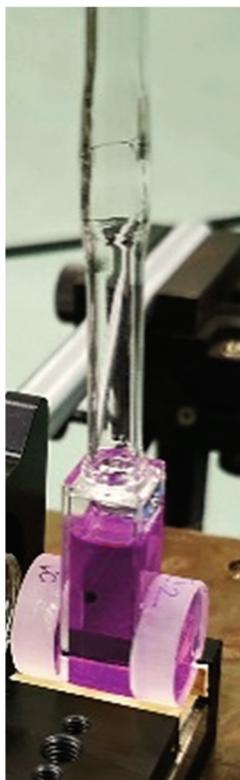
Отметим, что лазерная генерация на Yb -содержащей жидкой активной среде получена впервые в мире.

*И. А. Денежкин, Ю. А. Дюжов, О. Ф. Кухарчук, Е. А. Серегина,
В. Н. Смольский, А. А. Суворов, Г. В. Тихонов*

Иттербийсодержащие жидкие активные среды лазеров с диодной накачкой

Для создания мульткиловаттных высокоэнергетичных лазеров с диодной накачкой требуются эффективные лазерно-активные среды. Перспективным направлением является использование жидких сред, содержащих тот или иной активный компонент.

Ранее были получены растворы лазерно-активных сред, содержащих ионы Nd^{3+} . На основе неорганических апротонных растворителей $POCl_3$, $SOCl_2$, SO_2Cl_2 и CCl_4 были синтезированы лазерные жидкости, активированные ионами Yb^{3+} . Было рассмотрено влияние растворителя, кислоты Льюиса, активатора, исходного соединения $Yb(III)$, способа и времени синтеза и других факторов на спектрально-люминесцентные и лазерные характеристики приготовленных жидкостей.



Жидкостной лазер
с диодной накачкой

Впервые были приготовлены лазерно-активные жидкости с VCl_3 в качестве кислоты Льюиса с требуемыми концентрацией $[\text{Yb}^{3+}] > 0,1$ моль/л и квантовым выходом люминесценции $\text{Yb}^{3+} > 0,8$.

В экспериментах получено, что сечения усиления Yb^{3+} при одинаковых условиях диодной накачки возрастают в ряду $\text{POCl}_3\text{-Zr(Sn)Cl}_4\text{-Yb}^{3+} < \text{SO}_2\text{Cl}_2\text{-GaCl}_3\text{-Yb}^{3+} < \text{SOCl}_2\text{-GaCl}_3\text{-Yb}^{3+}$.

Как было отмечено в предыдущей статье, генерация лазерного излучения в жидких средах, активированных Yb^{3+} , получена впервые. Результаты экспериментов показали, что оптический КПД иттербийсодержащего лазера с продольной диодной накачкой возрастает с увеличением мощности накачки, зависит от состава жидкой активной среды, хорошо коррелирует с сечением усиления и достигает наибольшего значения в лазерных жидкостях типа $\text{SOCl}_2\text{-GaCl}_3\text{-Yb}^{3+}$.

Таким образом, были подтверждены выводы спектрально-люминесцентных исследований о перспективности использования иттербийсодержащих жидкостей в качестве активных сред мощных прокачных лазеров с диодной накачкой и с расходимостью лазерного излучения близкой к дифракционной.

*Г. В. Тихонов, Е. А. Серегина, А. А. Серегин,
А. В. Подкопаев*

Исследования спектральных, временных и генерационных характеристик новых активных сред эксимерных лазеров при возбуждении пучком электронов и осколками деления ^{235}U

Одним из возможных вариантов использования осколков деления ^{235}U является прямое преобразование их энергии в световое излучение. Такое преобразование позволяет получать высокоэнергетические источники светового излучения, в том числе в виде лазерного излучения.

Высокой эффективностью преобразования энергии продуктов ядерных реакций в световое излучение обладают активные среды на основе эксимерных молекул галогенидов инертных газов типа RgX^* , где Rg — атом инертного газа (Ar , Ne , Kr , Xe), а X — атом галогена (F , Br , Cl , I) [1] – [4]. Эти молекулы существуют только в возбужденном состоянии, а их нижний рабочий уровень является разлетным или слабо связанным.

Выбор молекулы донора галогена влияет на эффективность люминесценции газовой смеси. Молекулы галогенов Cl_2 , Br_2 , I_2 и F_2 отличаются высокой химической активностью по отношению к большинству материалов, что усложняет их использование

в качестве компонент лазерно-активных сред газовых лазеров. Чистые галогены даже в небольших концентрациях в газовой смеси вызывают сильное столкновительное тушение образующихся эксимерных молекул. По этой причине поиск и изучение новых химически нейтральных доноров является важной практической задачей, связанной с повышением долговечности и эффективности работы лазера.

Одними из наиболее перспективных молекул доноров являются сложные многоатомные органические соединения, содержащие в своем составе атомы галогенов. Большое разнообразие органических соединений с галогенами делает возможной ситуацию, когда такая молекула может содержать несколько атомов разного типа галогенов. Использование такого донора в смеси с инертным газом позволяет получать одновременно несколько видов эксимерных молекул, излучающих на разных длинах волн.

Широкое использование эксимерных сред в лазерах с ядерной накачкой сдерживается недостаточным знанием физических процессов, происходящих в ядерно-возбуждаемой плазме при образовании и распаде эксимерных молекул. Построение теоретических моделей, описывающих кинетику процессов в активных средах эксимерных лазеров, возбуждаемых продуктами ядерных реакций, затруднительно из-за недостатка экспериментальных данных. В связи с этим проведение экспериментальных исследований ядерно-возбуждаемой люминесценции эксимерных молекул в плотных газовых смесях на основе галогенидов инертных газов различного состава является актуальной задачей.

В данной статье отражены основные результаты завершеного в 2021 году важного этапа работ в указанном направлении, отраженные в [5] – [8].

Установка для проведения для исследования излучательных характеристик плотных газовых смесей под воздействием пучка электронов создана на базе импульсного ускорителя электронов РАДАН-220. Этот ускоритель обеспечивает ток электронов ≈ 150 А с длительностью импульса ≈ 2 нс. В установке для создания плотных газовых смесей высокого давления (до 4 атм) применяется газовый контур с возможностью очистки и регенерации Хе. Точность определения парциального давления компонент газовой смеси составляет $\pm 0,005$ Торр.

Установка для исследования излучательных характеристик плотных газовых смесей, возбуждаемых осколками деления ^{235}U , создана на базе исследовательского импульсного реактора БАРС-6.

Возбуждение исследуемой газовой смеси происходит в экспериментальном устройстве ЭУС-25. Экспериментальное устройство представляет собой стальную трубу, в которую вложен цилиндр из алюминиевой фольги, на внутреннюю поверхность которой нанесен слой из U_2O_3 . Плотность ядер ^{235}U в слое составляет ≈ 3 мг/см². Труба окружена слоем полиэтиленового замедлителя. Длительность импульсного воздействия осколков деления ^{235}U составляет ≈ 250 мкс.

Для измерения спектральных характеристик в экспериментальных установках применяется спектрометр *Maya-2000 Pro*, основанный на полупроводниковом детекторе *Hamamatsu S10420*. Спектрометр позволяет записывать спектры люминесценции в области 200–1100 нм с разрешением 0.5 нм. Для записи временных характеристик использовались фотоэлектронные умножители ФЭУ-100 и ФЭУ-106 совместно с быстрым цифровым осциллографом *Tektronix TDS-1012*. В установке на базе ускорителя электронов для выделения конкретной длины волны при записи временных характеристик использовался монохроматор МДР-24. В установке на базе реакторно-лазерного комплекса для этих целей применялся монохроматор МДР-12, а также набор узкополосных интерференционных фильтров.



Экспериментальные устройства на реакторе БАРС-6

Проведена оценка КПД преобразования энергии пучка электронов и осколков деления ^{235}U в энергию квантов излучения эксимерных молекул. Методика оценки основана на пересчете относительной интенсивности полос В-Х переходов эксимерных молекул в измеряемых спектрах люминесценции в количество квантов света, излучаемого возбуждаемым объемом исследуемой плотной газовой среды. КПД преобразования вкладываемой энергии в излучение молекулы XeCl^* составили приблизительно 3% и 11% для электронов и осколков деления соответственно.

Проведены экспериментальные исследования спектрально-кинетических и генерационных характеристик плотной газовой смеси Ar-Xe-CCl_4 различного парциального состава, возбуждаемой пучком электронов и осколками деления ^{235}U (рис. 1).

На основе проведенных измерений времени высвечивания эксимерной молекулы XeCl^* была рассчитана константа скорости столкновительного тушения в реакции:



Полученное значение константы скорости реакции столкновительного тушения составляет $(2,2 \pm 0,4) \cdot 10^{-10} \text{ см}^3/\text{с}$.

Проведены эксперименты по получению генерации на длине волны 308 нм с использованием газовой смеси Ar-Xe-CCl_4 . В экспериментах использовался резонатор на основе зеркал с коэффициентом отражения 99,5% на длине волны 308 нм.

Зафиксировано сужение полос В-Х перехода эксимерной молекулы XeCl^* . Расходимость пучка излучения на длине волны 308 нм составляет $\approx 0,02$ радиан. Верхняя оценка коэффициента усиления среды на длине волны 308 нм, соответствующей В-Х-переходу эксимерной молекулы XeCl^* , составляет $\approx 0,01 \text{ см}^{-1}$.

В экспериментах впервые наблюдается режим суперлюминесценции на длине волны 352 нм С-А перехода эксимерной молекулы XeCl^* . Режим был выражен в лавинообразном увеличении интенсивности сигнала на длине волны 352 нм (рис. 2).

Также проведены экспериментальные исследования характеристик люминесценции плотной газовой смеси Ar-Xe-C₂HBrClF₃ различного парциального состава, возбуждаемой пучком электронов и осколками деления ²³⁵U (рис. 3). На основе измерений времени высвечивания эксимерных молекул XeCl* и XeBr* были рассчитаны константы скоростей столкновительного тушения в реакциях:



Согласно результатам расчетно-теоретического моделирования, для эксимерной молекулы XeBr* значение константы скорости реакции столкновительного тушения составляет $(2,8 \pm 0,4) \cdot 10^{-10} \text{ см}^3/\text{с}$, для XeCl* – $(2,0 \pm 0,3) \cdot 10^{-10} \text{ см}^3/\text{с}$.

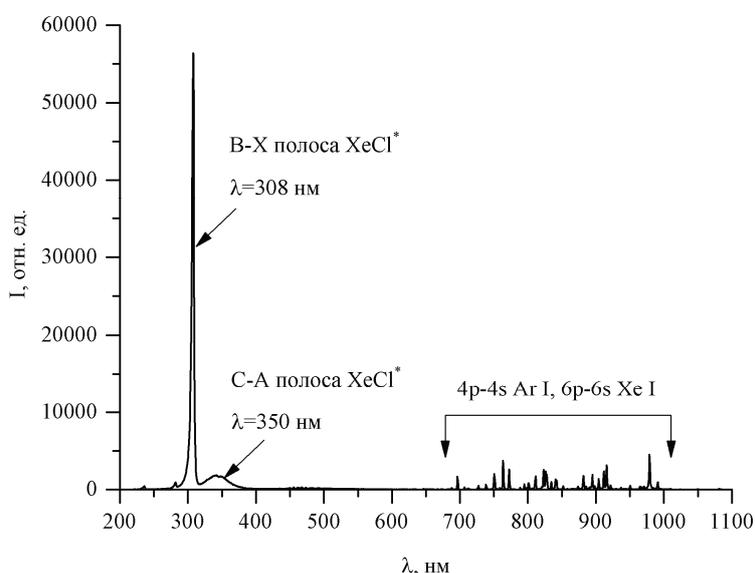


Рис. 1. Спектр люминесценции смеси Ar-Xe-CCl₄ с парциальным составом 760-15-0.05, возбуждаемой осколками деления ²³⁵U

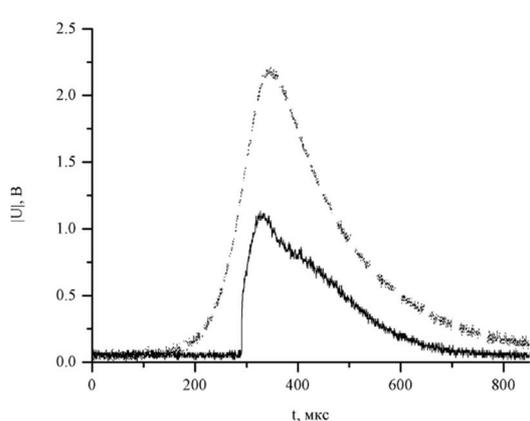
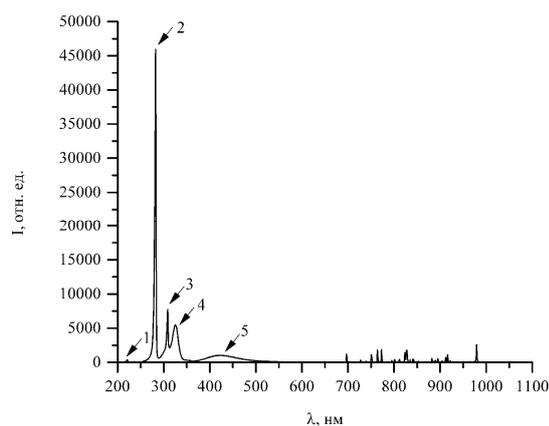


Рис. 2. Зависимость интенсивности люминесценции (—) на длине волны 352 нм и плотности потока нейтронов (---) от времени



1 – D-X переход XeBr*; 2 – В-Х переход XeBr*; 3 – В-Х переход XeCl*; 4 – С-А переход XeBr*; 5 – полоса Xe₂Br*

Рис. 3. Спектр люминесценции газовой смеси Ar-Xe-C₂HBrClF₃ с парциальным составом 760-15-0.05, возбуждаемой пучком электронов

На рисунке 4 представлен спектр люминесценции газовой смеси Ar-Xe-C₂HBrClF₃, полученный при возбуждении осколками деления ²³⁵U.

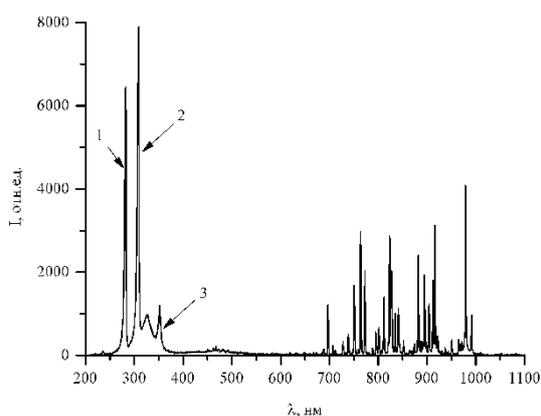
Помимо полос с максимумами на длине волны 282 и 308 нм, соответствующими В-Х переходам эксимерных молекул ХеВr* и ХеСl*, в спектре присутствует полоса с максимумом около 351 нм, которая принадлежит В-Х переходу эксимерной молекулы ХеF*.

В ходе выполнения работы создана плазмохимическая модель кинетики плазмохимических процессов в среде Ar-Xe-C₂HBrClF₃. В модели учитывается 46 реакций с константами скоростей *k_i* на основе которых была составлена система дифференциальных уравнений для концентраций 18 компонент. Модель описывает возбуждение плотной газовой смеси Ar-Xe-C₂HBrClF₃ импульсным пучком электронов со средней энергией 150 кэВ и осколками деления ²³⁵U с мощностью энерговысвобождения ≈ 800 Вт/см³. На основе разработанной модели были рассчитаны зависимости концентрации эксимерных молекул ХеВr*, ХеСl* и ХеF* от времени. На рисунке 5 представлено сравнение формы зависимости концентрации ХеВr* от времени, полученной расчетным путем и формы зависимости интенсивности люминесценции ХеВr*, полученной в эксперименте.

Рассчитанные коэффициенты усиления на В-Х переходах ХеВr*, ХеСl* и ХеF* составляют 7·10⁻⁴, 2·10⁻⁴ и 6,9·10⁻⁵ см⁻¹ при возбуждении осколками деления и 3,2·10⁻⁴, 2,3·10⁻⁴ и 5,4·10⁻⁵ см⁻¹ при возбуждении пучком электронов.

В заключение выделим основные результаты этапа работы.

1. Экспериментально показано, что использование смеси Ar-Xe-CCl₄ с низким парциальным давлением CCl₄ (≈ 0,05 Торр) позволяет существенно улучшить излучательные характеристики В-Х перехода 308 нм эксимерной молекулы ХеСl*. Константа тушения эксимерной молекулы ХеСl* молекулой CCl₄ составила (2,2 ± 0,4)·10⁻¹⁰ см³/с. Коэффициент усиления на длине волны 308 нм в газовой среде Ar-Xe-CCl₄ (760-15-0,05) может достигать 0,01 см⁻¹. КПД преобразования энергии, вложенной в газовую среду осколками деления, в энергию излучения В-Х перехода ХеСl* составляет ≈ 11%.



1 – В-Х переход ХеВr*; 2 – В-Х переход ХеСl*; 3 – В-Х переход ХеF*

Рис. 4. Спектр люминесценции газовой смеси Ar-Xe-C₂HBrClF₃ с соотношением парциальных давлений 760-20-0,05 Торр, возбуждаемой осколками деления урана

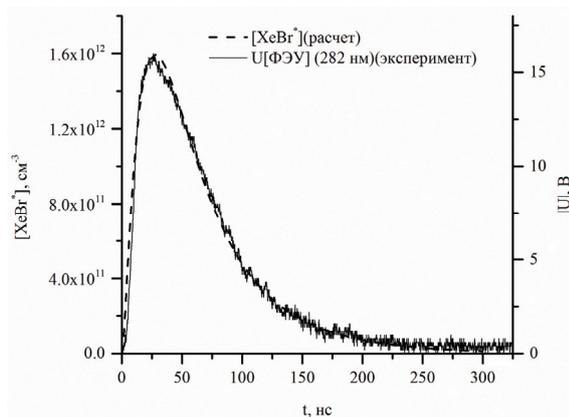


Рис. 5. Сравнение экспериментальной зависимости интенсивности люминесценции ХеВr* от времени с расчетной зависимостью концентрации эксимерных молекул ХеВr* от времени

2. Впервые наблюдался режим суперлюминесценции на С-А переходе эксимерной молекулы XeCl^* длина волны 352 нм в среде на основе плотной газовой смеси Ar-Xe- CCl_4 (760-15-0.05), возбуждаемой осколками деления ^{235}U . Эффект проявлялся в лавинообразном увеличении интенсивности излучения на длине волны 352 нм.

3. Экспериментально установлено достижение режима, близкого к лазерной генерации, на длине волны 308 нм В-Х перехода эксимерной молекулы XeCl^* в газовой смеси Ar-Xe- CCl_4 , возбуждаемой пучком электронов и осколками деления ^{235}U . В резонаторе с коэффициентом отражения на длине волны генерации $\approx 99,5\%$ наблюдается сужение ширины полосы В-Х перехода на 17%, пучок излучения на выходе из резонатора обладает расходимостью $\approx 0,02$ рад.

4. Впервые было проведено экспериментальное исследование $\text{C}_2\text{HBrClF}_3$ (фторотана) как нового донорного соединения для получения эксимерных соединений. Экспериментально установлено, что при использовании фторотана в исследуемых смесях при возбуждении осколками деления ^{235}U одновременно образуется три эксимерные молекулы XeBr^* , XeCl^* и XeF^* . Рассчитаны константы скоростей столкновительного тушения молекулой $\text{C}_2\text{HBrClF}_3$, для молекулы XeCl^* $(2,8 \pm 0,4) \cdot 10^{-10}$ см³/с, а для XeBr^* — $(2,0 \pm 0,3) \cdot 10^{-10}$ см³/с.

5. Создана экспериментальная установка для исследования спектрально-кинетических свойств люминесценции плотных газовых смесей при возбуждении пучком электронов. Установка создана на базе компактного ускорителя электронов РАДАН-220, средняя энергия электронов 150 кэВ, длительность возбуждения ≈ 2 нс. В установке применяется система очистки и регенерации Хе, разработанная в ходе выполнения работы.

6. Создана плазмохимическая модель, описывающая кинетику процессов образования и распада эксимерных молекул XeBr^* , XeCl^* и XeF^* в новой активной среде на основе плотной газовой среды Ar-Xe- $\text{C}_2\text{HBrClF}_3$. Численные расчеты показали, что в имеющихся экспериментальных условиях коэффициенты усиления на В-Х переходах эксимерных молекул XeBr^* , XeCl^* и XeF^* достигают $7 \cdot 10^{-4}$, $2 \cdot 10^{-4}$ и $6,9 \cdot 10^{-5}$ см⁻¹ при возбуждении осколками деления и $3,2 \cdot 10^{-4}$, $2,3 \cdot 10^{-4}$ и $5,4 \cdot 10^{-5}$ см⁻¹ при возбуждении пучком электронов.

7. Были обнаружены новые особенности кинетики процессов образования и распада эксимерных молекул во время импульсного воздействия осколков деления ^{235}U . Выдвинуто предположение о негативном влиянии гамма-излучения реактора на процессы образования эксимерных молекул.

Литература

1. Prelas M.A., Boody G.H., Miley G.H., Kunze J.F. Nuclear-Driven Flashlamps // *Lasers and Particle Beams*. – 1988. – V.6. – P.25-62
2. Prelas M.A. Nuclear-pumped lasers // *Nuclear-Pumped Lasers*. – Springer. Cham. – 2016. – С. 131-228
3. Мавлютов А.А., Миськевич А.И. Эксимерный лазер с ядерной накачкой с длиной волны генерации 308 нм // *Письма в ЖТФ*. – 1996. – Т.22. – № 8. – С.48-52.
4. Wilson, J. W., DeYoung R. J. Nuclear-induced excimer fluorescence // *J. Appl. Phys.* – 1980. – V.51. – No 5. – P. 2387-2393.
5. Миськевич А. И., Подкопаев А. В. Установка для исследования люминесценции, возбуждаемой заряженными частицами высокой энергии в плотных ксенонсодержащих газовых средах, с возможностью регенерации и повторного использования ксенона // *Приборы и техника эксперимента*. – 2017. – № 3. – С. 154–159.

6. Миськевич А. И., Подкопаев А. В. Образование эксимерных молекул XeCl^* , XeBr^* , XeF^* в плотной газовой смеси $\text{Ar-Xe-C}_2\text{H}_5\text{BrClF}_3$ при возбуждении пучком электронов и осколками деления урана // Вестник национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». – 2019. – Т. 8, № 2. – С. 1–7.
7. Mis'kevich A.I., Guo Jin Bo, Duyzov Y.A., Podkopaev A.V. The effect of super-radiance on the C-A transition of the excimer molecule XeCl^* at 352 nm excited only by ^{235}U fission fragments // American Journal of Modern Physics. – 2019. – Vol. 8, no 2. – P. 14–17. DOI 20.11648/J.Amp. 2019 08 02.11/
8. Миськевич А. И., Подкопаев А. В. Излучательные характеристики эксимерных молекул Ar_2Cl^* при накачке плотной Ar+CCl_4 газовой смеси быстрыми электронами // Оптика и спектроскопия. – 2021. – Т. 129, № 9. – С. 1146 – 1151.

А. И. Миськевич, А. В. Подкопаев

НОВЫЕ МЕТОДЫ В ДОЗИМЕТРИИ

Оптоволоконная система измерения мощности дозы гамма-излучения в труднодоступных местах

Целью работы является разработка, изготовление и испытание экспериментального образца системы измерения мощности дозы гамма и бета-излучений на основе оптоволоконного датчика (рис. 1).

Оптоволоконная система измерения мощности дозы гамма и бета излучений в труднодоступных местах (ОСИ ТМ) предназначена для одновременного измерения мощности дозы гамма-излучения и плотности потока бета-излучения. Основой ОСИ ТМ является оптоволоконный кабель, выполняющий роли датчика гамма излучения, датчика бета излучения и передатчика оптического излучения, возникающего в результате взаимодействия излучения с оптоволокном, к фотоприемнику. Гибкость оптоволоконного кабеля позволит доставлять его в различные труднодоступные места (завалы, неорганизованные пункты хранения и т.п.) с целью обнаружения в них источников бета и гамма излучения. Использование оптического канала передачи информации позволит повысить помехозащищенность устройства.

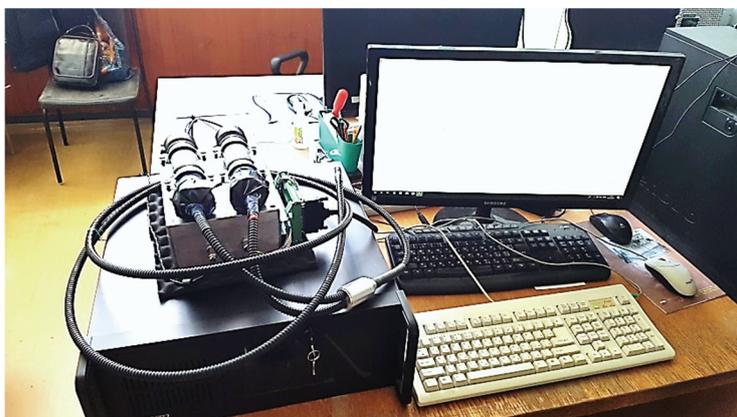


Рис. 1. Экспериментальный образец системы измерения мощности дозы гамма-излучения

Экспериментальный образец системы измерения состоит из оптоволоконного датчика и блока преобразования сигналов.

Экспериментальный образец системы регистрации обладает следующими характеристиками:

- возможность перемещения датчика по узкому каналу диаметром более 15 мм, на расстояние до 3 м, с радиусом поворотов исследуемого канала не менее 300 мм;
- измерение плотности потока бета-частиц в диапазоне от 1 до 10^4 частиц/(см²·с);
- измерение мощности дозы гамма-излучения в диапазоне от 1 мкГр/ч до 0,5 Гр/ч;
- точность измерения плотности потока бета-частиц — не хуже 10% во всем диапазоне измерений;



Рис. 2. Внешний вид использованного в работе оптоволоконного жгута



Рис. 3. Внутренняя структура использованного в работе оптоволоконного жгута

– точность измерения мощности дозы гамма-излучения – не хуже 10% во всем диапазоне измерений;

– время измерения не более 1 мин.

Для регистрации гамма-излучения и передачи возникающего оптического излучения к светоприемнику был использован специально разработанный частично упорядоченный оптоволоконный жгут (ВОЖ) (рис. 2).

Жгут состоит из двух групп волокон — внешнего, предназначенного для регистрации бета и гамма-излучений, и внутреннего, предназначенного для регистрации гамма-излучения (рис. 3).

В рамках выполнения работ было разработано программное обеспечение для экспериментального образца системы регистрации. Данное программное обеспечение позволяет проводить одновременные измерения скорости счета импульсов по двум каналам регистрации (гамма и бета+гамма) и значений токов, протекающих в них. Программа позволяет оператору подавать заданное значение высокого напряжения на фотоумножители двух каналов регистрации, задавать время проведения измерений. Программа производит обработку полученных данных и выдает на дисплей полученные значения уровня мощности дозы и рассчитанные значения погрешностей.

Изготовленный образец экспериментальной системы регистрации гамма-излучения был подвергнут функциональным испытаниям

Во время проведения испытаний контролировались климатические условия в помещении где проводились испытания, эти условия были квалифицированы как нормальные.

В качестве источника гамма излучения был использован слой Cf-252 с числом делений $1,6 \cdot 10^5 \text{ с}^{-1}$. На датчик оказывали воздействие мгновенные гамма-кванты деления и гамма-кванты, сопровождающие распад нейтроноизбыточных осколков деления.

Источник гамма-излучения (^{252}Cf) размещался посередине трубы. Подача оптоволоконного кабеля производится последовательно до достижения наконечником контрольных точек (рис. 4).

На каждом шаге снимались показания мощности дозы с экрана системы. Процедура повторялась до полного погружения оптоволоконного кабеля внутрь трубы. Полученные значения измеренной мощности дозы от глубины погружения оптоволоконного кабеля приведены на рисунках 5 и 6.

Как следует из рис. 5, для гамма-канала система предсказуемо реагирует на приближение чувствительной части оптоволоконного кабеля к источнику – скорость счета растет по мере приближения наконечника к источнику. После прохождения отметки соответствующей месту расположения источника некоторое время наблюдается

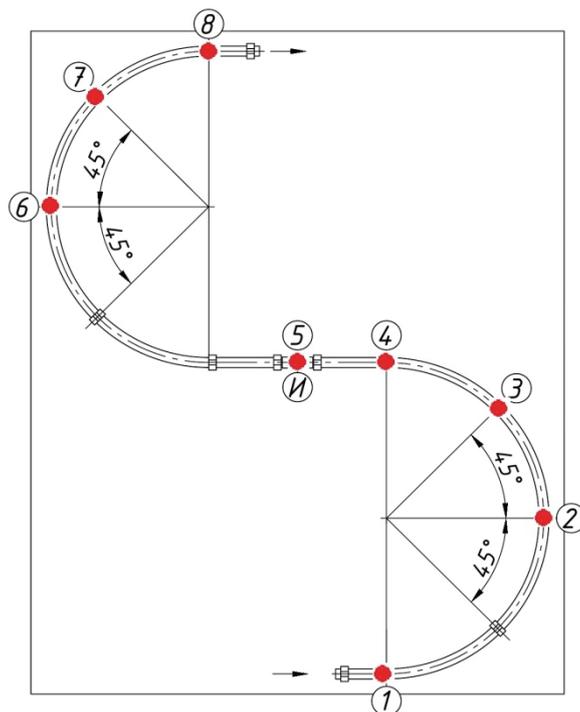


Рис. 4. Положение контрольных точек на стенде, в которых производились измерения

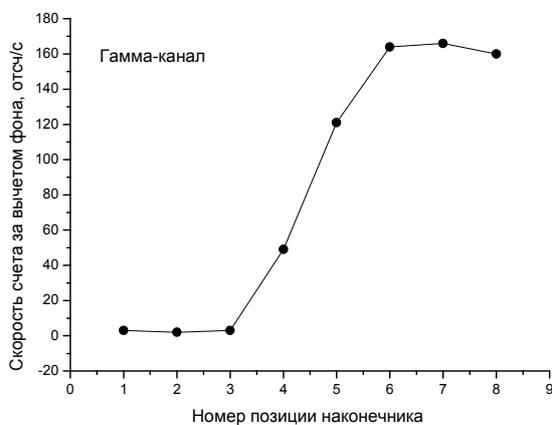


Рис. 5. Зависимость скорости счета гамма-канала от положения наконечника

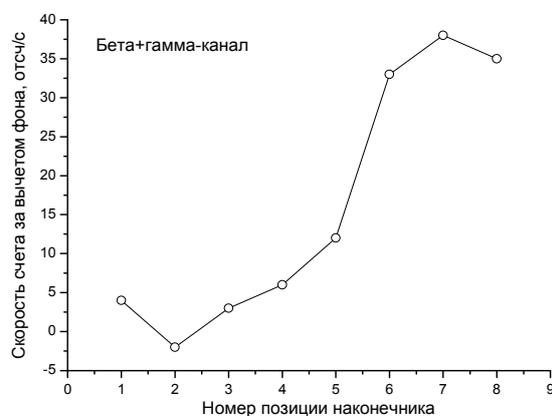


Рис. 6. Зависимость скорости счета канала регистрации бета+гамма от положения наконечника

дальнейший рост скорости счета, что объясняется увеличением объема оптоволоконного кабеля, который эффективно облучается источником. Затем наступает стабилизация скорости счета, поскольку при дальнейшем движении кабеля внутрь канала эффективно облучаемый объем кабеля остается практически неизменным.

Аналогичная картина наблюдается и в канале регистрации бета+гамма. Общая скорость счета в канале бета+гамма значительно ниже чем в канале гамма (в 4,4 раза). Это явление объясняется разницей в количестве волокон, входящих в состав гамма-канала (115 волокон) и в бета+гамма-канале (42 волокна).

Для проведения испытаний с бета-источником использовался слой $^{90}\text{Y} - ^{90}\text{Sr}$ активностью $2 \cdot 10^3$ Бк. Распад ^{90}Sr сопровождается испусканием электрона с энергией до 0,546 МэВ. Распад ^{90}Y сопровождается испусканием электрона с энергией до 2,27 МэВ. Источник монтировался на стенде в точке 5, обозначенной на рис. 4 буквой «И». Бета-частицы, испускаемые источником через окна в наконечнике, имеют возможность попадать во внешний ряд волокон оптоволоконного жгута. После монтажа бета-источника оптоволоконно вводится в канал до достижения контрольных точек, обозначенных на рис. 4 цифрами от 1 до 8. После фиксации оптоволоконна в нужном положении снимались показания мощности дозы с экрана системы.

Также проводились метрологические испытания оптоволоконной системы измерения мощности дозы гамма-излучения в труднодоступных местах. Испытания были проведены на гамма линейке УПГД-2 метрологического отдела АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Проводилось тестирование системы при различных значениях мощности дозы (рис. 7). Продемонстрировано, что зависимость носит линейный характер, система может проводить измерения в широком диапазоне мощности дозы, начиная от фоновых значений. Результаты проведенных измерений приведены в таблице.

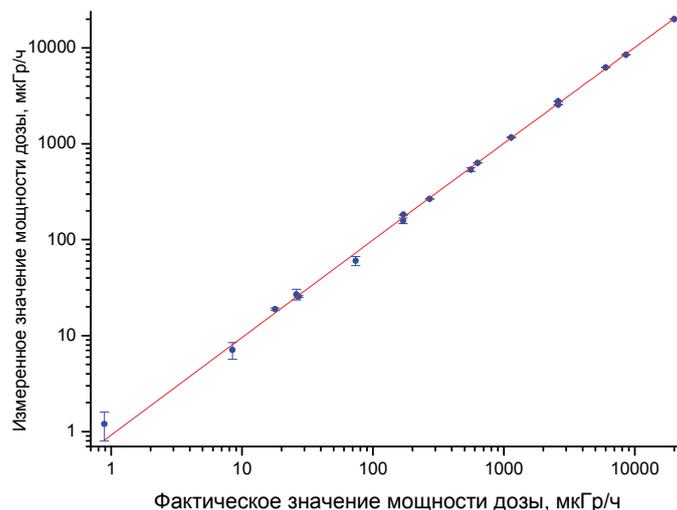


Рис. 7. Калибровочная зависимость

Результаты испытаний КТС ОСИ ТМ

Диапазон воздействия, Гр/ч	УПГД-2 или ДКС-101		Схема измерения КТС ОСИ ТМ			
	измеренное значение	относит. погрешн., %	импульсная		аналоговая	
			измеренное значение	относит. погрешн., %	измеренное значение	относит. погрешн.
$2 \cdot 10^{-7} - 2 \cdot 10^{-6}$	$8,9 \cdot 10^{-7}$	±5	10^{-6}	10	$1,4 \cdot 10^{-4}$	—
$2 \cdot 10^{-6} - 2 \cdot 10^{-5}$	$17,9 \cdot 10^{-6}$		$18,9 \cdot 10^{-6}$	7	$1,8 \cdot 10^{-4}$	
$2 \cdot 10^{-5} - 2 \cdot 10^{-4}$	$171 \cdot 10^{-6}$		$182 \cdot 10^{-6}$	6	$2,2 \cdot 10^{-4}$	
$2 \cdot 10^{-4} - 2 \cdot 10^{-3}$	$631 \cdot 10^{-6}$		$633 \cdot 10^{-6}$	5	$2 \cdot 10^{-3}$	
$2 \cdot 10^{-3} - 2 \cdot 10^{-2}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$		$2,68 \cdot 10^{-3}$	5	$5 \cdot 10^{-3}$	
$2 \cdot 10^{-2} - 1 \cdot 10^{-1}$	$20 \cdot 10^{-3}$	$19,9 \cdot 10^{-3}$	4	$12 \cdot 10^{-3}$		
$1 \cdot 10^{-1} - 5 \cdot 10^{-1}$	$113 \cdot 10^{-3}$	±3,5	$117 \cdot 10^{-3}$	4	$15 \cdot 10^{-3}$	

В настоящей работе доказано, что оптоволоконный жгут выбранного типа может использоваться в системах, осуществляющих дозиметрический контроль.

Показано, что частично упорядоченный оптоволоконный жгут может быть использован для одновременного контроля бета- и гамма-излучений.

В настоящее время планируется продолжение работ по данной теме с целью усовершенствования предложенной системы.

Работа выполнена в рамках договора от 27.09.2021 №4/8777-Д/8726 с АО «ТВЭЛ».

*В. А. Хрячков, П. А. Пышко, А. А. Суворов, Т. А. Хромылева, И. П. Бондаренко,
И. А. Денежкин, А. И. Сергачев, В. В. Кетлеров, Ю. А. Дюжов, П. А. Алексеев,
О. Г. Томилов, П. С. Прусаченко, А. В. Подкопаев,
Т. Л. Бобровский, Н. А. Мокшанов*

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ
ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2021

ПРОИЗВОДСТВЕННО- ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ ПО ИЗГОТОВЛЕНИЮ СОСТАВНЫХ ЧАСТЕЙ АКТИВНЫХ ЗОН

5 раздел



Обоснование коррозионной стойкости изделий активной зоны РУ БРЕСТ ОД-300

НИОКР выполняется по заказу АО «НИКИЭТ» в период 2021–2023 гг.

Цель работы: подтверждение коррозионной стойкости оболочек твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300 в среде свинцового теплоносителя, обоснование коррозионной стойкости изделий активной зоны в месте контакта твэл – дистанционирующая решётка.

Основные работы проводятся в свинцовых циркуляционных стендах при поддержании заданной температуры теплоносителя и массовой доли кислорода в теплоносителе. Параметры теплоносителя непрерывно регистрируются измерительной системой стенда и приводятся в протоколах и/или отчетах об испытаниях и исследованиях. По завершении каждого этапа ресурсных испытаний Заказчику передается архив параметров, регистрируемых при проведении испытаний.

Задачи работы:

1. Проведение материаловедческих исследований имитаторов твэлов с различными вариантами термообработки.
2. Проведение ресурсных испытаний макетов ТВС при температуре 650°C при поддержании штатной массовой доли кислорода в свинце.
3. Проведение ресурсных испытаний макетов ТВС при температуре 650°C при отклонениях массовой доли кислорода в свинце.
4. Проведение анализа полученных результатов.

Объектами материаловедческих исследований после испытаний являются элементы макета ТВС.

Материаловедческие исследования выполняются в следующем объеме:

- оценка состояния внешней поверхности образцов (характер строения внешнего слоя оксидной пленки на его однородность, наличие пор, пустот, трещин, сколов, локальных наростов оксида, наличие остатков свинца);
- оценка микроструктурного состояния границ раздела: сталь – оксид, сталь – участки внутреннего окисления, участки внутреннего окисления – внешний оксидный слой, внешний оксидный слой – свинец (механизм коррозии в стали, однородность/неоднородность распределения оксидной пленки, наличие участков с локальными видами коррозии), определяется остаточная толщина оболочки имитатора твэла и ДР;
- размер коррозионных дефектов (при наличии);
- структура металла оболочки и пуклевок дистанционирующих решеток (ДР);
- структурно-фазовый состав приповерхностного слоя металла и металла сварного соединения ячеек ДР и сварных точек приварки втулок к направляющей трубе.

В 2021 году были выполнены следующие работы:

- проведены материаловедческие исследования имитаторов твэлов, испытанных при температуре 620 °С и 650 °С;
- проведены ресурсные испытания макета при температуре 650 °С с набором суммарного ресурса не менее 2500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1-4) \cdot 10^{-6}\%$ (макет 1);
- выполнены материаловедческие исследования образцов исходных ДР макетов ТВС;

- проведены ресурсные испытания макета при температуре 650°C с набором суммарного ресурса не менее 5000 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1-4) \cdot 10^{-6}\%$ (макет 2);
- проведены испытания для обоснования коррозионной стойкости изделий активной зоны в месте контакта твэл – ДР на укороченных макетах на временной базе не менее 1000 часов (макеты 3, 4, 5, 6);
- проведена сборка каркаса макета для проведения испытаний на фреттинг-коррозию;
- проведены материаловедческие исследования макета, испытанного при температуре 650 °C с набором суммарного ресурса не менее 2500 часов при поддержании массовой доли кислорода в свинце в диапазоне $(1-4) \cdot 10^{-6}\%$ (макет 1);
- проведены патентные исследования. Подготовка и предоставление сведений о РНТД. Результаты работ 2021 года использованы для усовершенствования термообработки материала оболочек твэлов и ДР и обоснования конструкции ТВС для РУ БРЕСТ-ОД-300.

Г. А. Биржевой, О. А. Левин

НИОКР по увеличению длительности кампании ФНИ реактора БН-600

НИОКР выполняется по заказу АО «Концерн Росэнергоатом» в период 2020 – 2023 гг.

Цель работы: увеличение ресурса сурьмяно-бериллиевого фотонейтронного источника нейтронов (ФНИ) реактора БН-600 с 354 эффективных суток до 592 эффективных суток.

В настоящее время, в соответствии с периодичностью перезагрузки активной зоны реактора БН-600, время работы ФНИ составляет не более 296 эффективных суток. Увеличение ресурса ФНИ позволит согласовать продолжительность его работы с режимом перегрузки активной зоны реактора БН-600 с кампанией ТВС, составляющей в настоящее время 592 эффективных суток. Это позволит сократить темп накопления отработавших ФНИ в бассейне выдержки Белоярской АЭС, сократить потребление ФНИ до одного в год и, соответственно, затраты на их приобретение.

Для достижения цели НИОКР необходимо:

- выполнить послереакторные исследования (ПРИ) сурьмяных элементов источника нейтронов (ИН), выработавшего кампанию 590,7 эфф. суток (далее такие элементы обозначаются ИН-2);
- в связи со сменой производителя оболочек сурьмяных элементов из сплава ВН-2АЭ провести дореакторные сравнительные исследования сурьмяных элементов с оболочками от разных производителей;
- разработать техническое задание (ТЗ), технического проекта (ТП) и рабочую конструкторскую документацию (РКД) на элементы ИН с ресурсом 354 эфф. суток и провести приемочные испытания опытной партии элементов источника с присвоением технической документации литеры «О₁»;

- выполнить ПРИ сурьмяных элементов ИН с оболочками от разных производителей (далее такие элементы обозначаются ИН-3);
- по результатам выполненных работ откорректировать ТЗ, ТП и РКД элементов ИН на ресурс 592 эфф. суток.

Этапы выполнения НИОКР:

Этап 1. Разработка ТЗ, ТП и безлитерной РКД на элементы ИН с ресурсом 354 эфф. суток. Разработка, согласование и утверждение ПРИ сурьмяных элементов ИН-2 и сурьмяных элементов ИН-3. Проведение послереакторных исследований элементов ИН-2.

Работы по этапу 1 выполнены в 2020 году. Результаты разрушающих послереакторных исследований подтвердили работоспособность сурьмяных элементов источника нейтронов, выработавшего кампанию 590,7 эфф. суток.

Этап 2. Изготовление двух сурьмяных элементов с оболочками от разных производителей и поставка АО «ИРМ» для исследований. Проведение дореакторных сравнительных исследований двух сурьмяных элементов с оболочками от разных производителей. Разработка, согласование и утверждение программы и методики приемочных испытаний опытной партии элементов источников нейтронов. Изготовление и проведение приемочных испытаний опытной партии (по две штуки) элементов ИН с ресурсом 354 эфф. суток.

Работы по этапу 2 выполнены в 2021 году. По результатам приемочных испытаний опытной партии элементов ИН технической документации присвоена литера «О₁».

В. В. Литвинов, О. А. Плаксин

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ
ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2021

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКАЯ СТЕНДОВАЯ БАЗА

6 раздел



Жидкометаллический стенд «6Б»

Назначение стенда — измерение локальных теплогидравлических характеристик в пучках твэлов активных зон.

Стенд 6-Б включает в себя две петли с жидкометаллическими теплоносителями (натрий и натрий-калий). Стенд 6-Б уникален по возможностям: измерения локальных теплогидравлических характеристик в пучках твэлов активных зон и узлах оборудования в номинальных и аварийных режимах быстрых реакторов, испытание устройств пассивной аварийной защиты. Является крупнейшей в России экспериментальной теплофизической установкой, предназначенной для проведения теплогидравлических исследований в обоснование номинальных и аварийных режимов работы активных зон и узлов оборудования реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. Вместе с большим количеством экспериментальных работ за время эксплуатации стенда были разработаны и внедрены в практику прогрессивные методики изучения полей скорости и температуры теплоотдающих поверхностей, позволяющие исследовать сложные процессы теплообмена в моделях ТВС быстрых реакторов.



Общий вид жидкометаллического стенда 6Б

Ранее выполненные работы

На стенде 6-Б проводились экспериментальные исследования теплогидравлических процессов применительно к реакторам на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800 и в поддержку проектов реакторов с тяжёлыми теплоносителями БРЕСТ-ОД-300, СВБР-100, для которых моделирующим теплоносителем являлся эвтектический натрий–калиевый сплав (22%Na+78%K).

Экспериментальные исследования теплогидравлических режимов работы космических и транспортных энергетических установок с ядерными реакторами.

Основные технические характеристики стенда 6Б

Контур	1	2
Теплоносители	Na-K	Na
Расход теплоносителя, м ³ /ч	150	
Давление, МПа	0,6	
Температура, °С	450	
Мощность, кВт	400	1200

Для проведения измерений используются прогрессивные методики изучения полей скорости и температуры в модельных ТВС, разработанные в ГНЦ РФ – ФЭИ на основе физического моделирования твэлов и локального метода измерения скоростей и температур теплоотдающих поверхностей.

Возможности стенда

1. Теплофизические исследования режимов течения однофазных потоков жидких металлов в моделях ТВС и других элементах активной зоны реактора применительно к различным режимам эксплуатации (локальные изменения полей скорости и температур, исследование температурных режимов в смесительных камерах активных зон).

2. Экспериментальное исследование режимов работы и эффективности теплообменников с жидкометаллическими теплоносителями измерения полей скоростей и температур в промежуточных теплообменниках с целью оптимизации и повышения их эффективности, изучение эффективности перемешивания теплоносителя в смесительных камерах);

3. Изучение пульсаций температур в объёме теплоносителя, в элементах конструкции ТВС и в смесительных камерах.

4. Калибровка различного измерительного оборудования, например измерителей уровня теплоносителя и расходомеров.

5. Испытания исполнительных устройств пассивных систем аварийной защиты реакторов, основанных на различных физических эффектах (плавких элементов, магнитной подвески, биметаллических элементов с памятью формы, лиофобных систем).

6. Изучение процессов естественной конвекции в жидкометаллических системах применительно к режимам аварийного расхолаживания.

7. Ресурсные испытания элементов активных зон быстрых реакторов.



Установка для исследования устройств пассивной аварийной защиты, срабатывающей по температурному принципу

Работы, осуществлявшиеся в 2021 году

В 2021 году стенд 6-Б использовался для выполнения работ в обоснование БН-1200М. Проведены ресурсные испытания длительностью 1000 ч макетов устройств пассивной аварийной, срабатывающих по температурному принципу (УС-Т). Испытаны макеты УС-Т с сильфонной защитой от натрия, типа «обминаемый сосуд» и типа «труба в трубе». По окончании ресурсных испытаний макеты УС-Т с сильфонной защитой от натрия, типа «обминаемый сосуд» и типа «труба в трубе» были испытаны на динамику срабатывания.

Стенд СГДИ (Стенд гидродинамических исследований)

Назначение стенда — исследование гидродинамики проточных частей моделей реакторов, теплообменного оборудования ЯЭУ.

Уникальный по параметрам крупномасштабный гидродинамический стенд (расходы воздушного потока до 66000 м³/ч, габаритные размеры стендового зала 25×7×7 м) позволяет проводить исследования гидродинамики проточных частей моделей реакторов,

теплообменного оборудования ЯЭУ при больших расходах теплоносителя, процессов перемешивания теплоносителя в различных элементах тракта с помощью потока воздуха — единственный в России.

Имеющаяся на стенде измерительная база позволяет проводить исследования по оптимизации конструкции на моделях проточных частей реакторов и нереакторного оборудования для получения необходимых данных по полям скорости, давления и расхода теплоносителя.

Ранее выполненные работы

– Обоснована правомерность моделирования на воздухе гидродинамических параметров проточных частей реакторов и теплообменного оборудования, охлаждаемых несжимаемыми жидкостями (вода, жидкие металлы и др.).

– Проведены исследования проточных частей быстрых реакторов с жидкометаллическими теплоносителями (БН-600, БРЕСТ и специальные реакторы).

– Исследованы гидродинамические параметры раздающих коллекторных систем с центральным и боковым подводом теплоносителя в широком диапазоне геометрических параметров.

– Проведены исследования влияния циркуляционных петель на распределение расхода теплоносителя на входе в активную зону.

– Изучено внешнее обтекание комплекса зданий Нововоронежской АЭС.

Основные технические характеристики

Мощность, кВт	700
Расход, м ³ /ч	200 – 66000
Максимальное избыточное давление воздуха, МПа	0,5
Габаритные размеры стендового зала (Д×Ш×В), м	25×6×10
Теплоноситель	воздух

Измеряемые параметры

Температура рабочей среды (регулируется), °С	10 – 50
Диапазон воспроизведения расходов воздушного потока, м ³ /ч	200 – 66000
Пределы допускаемой относительной погрешности по расходу, %	±(1–1,5)



Работы, осуществлявшиеся в 2021 году

В 2021 году стенд СГДИ использовался для выполнения работ по определению газодинамических характеристик «плоского» односекционного макета с различными вкладышами.



Стенд гидродинамических исследований СГДИ

Стенд СПРУТ (Стенд для проведения работ по универсальной тематике)

Назначение стенда — исследование теплогидравлических характеристики моделей парогенераторов.

Многопетлевой стенд СПРУТ является уникальным по сочетанию теплоносителей: жидкометаллические теплоносители и вода. Он позволяет исследовать теплогидравлические характеристики моделей парогенераторов с каналами различной формы и теплообменников, гидродинамическую устойчивость водяных потоков на многотрубных моделях парогенераторов, методы интенсификации теплообмена, водно-химический режим, проводить обоснование работоспособности парогенераторов и др.

Габариты помещений позволяют устанавливать полномасштабные по высоте модели парогенераторов реакторных установок.

Ранее выполненные работы

- Экспериментальное обоснование работоспособности витого парогенератора реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.
- Испытание однотрубной модели парогенератора РУ БН-1200М.

Спецификация стенда

Водяной контур	
Мощность, МВт	0,24
Максимальная температура, °С	до 550
Расход, м ³ /ч	до 8
Давление, МПа	до 25

Измеряемые параметры

Температура теплоносителя, °С	до 550
Расход теплоносителя, м ³ /ч	до 20
Давление теплоносителя, МПа	до 1,5
Мощность, %	0 – 100 от номинала

Работы, осуществлявшиеся в 2021 году

В 2021 году стенд СПРУТ использовался для выполнения работ в обоснование РУ БН-1200М. На стенде СПРУТ смонтирован контур воды высокого давления рабочего участка для испытаний семитрубной модели парогенератора РУ БН-1200М (испытания запланированы на 2022 год). Также в помещении стенда СПРУТ размещен рабочий участок для испытаний макетного образца пробкового индикатора РУ БН-1200М, рабочий участок аттестован как средство измерения, проведены испытания в подтверждение его технических характеристик.

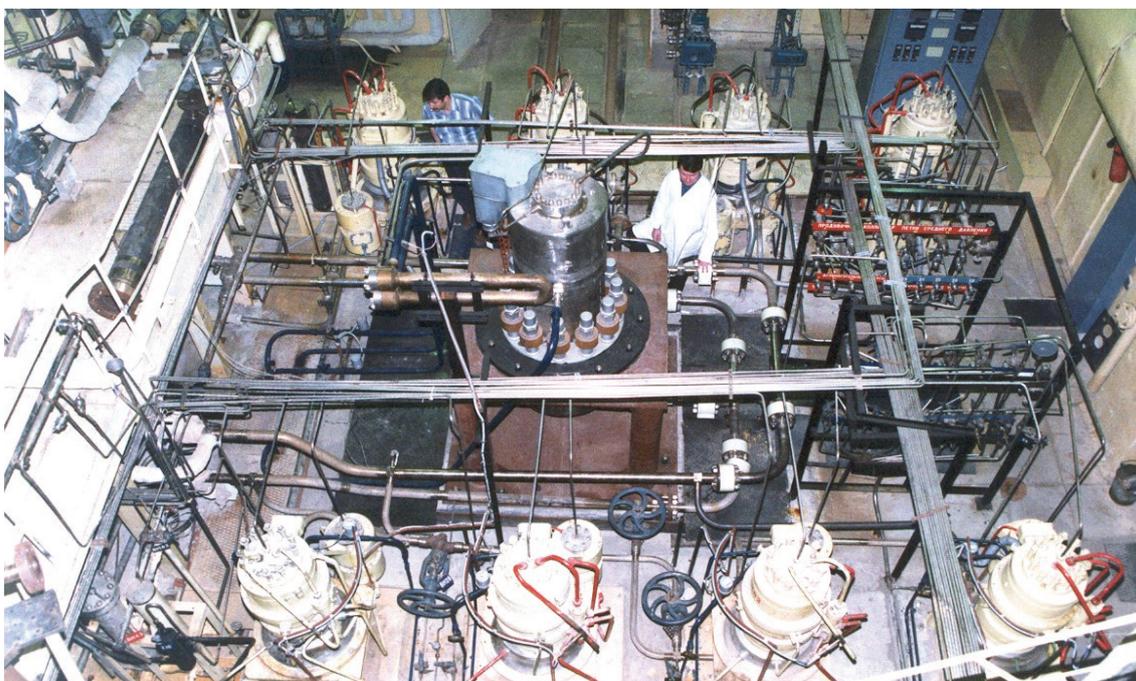


Фотография первого этажа ступень-башни стенда СПРУТ

Стенд СВД-2 (Теплофизический стенд высокого давления)

Стенд «СВД-2» является уникальной трехконтурной установкой, по существу моделью водоохлаждаемой АЭС под давлением, предназначенной для проведения исследований теплообмена, кризиса теплоотдачи и гидродинамики в стационарных и динамических режимах на полномасштабных по высоте моделях ТВС (19-, 25-, 37-стержневых) водоохлаждаемых реакторов и других экспериментальных устройств в обоснование топлива и усовершенствованных конструкций ТВС для действующих и перспективных блоков реакторов типа ВВЭР, PWR. Стенд также позволяет выполнять исследования по теплообмену на моделях ТВС при сверхкритических давлениях воды применительно к разработке реакторов нового поколения при сверхкритических параметрах воды типа ВВЭР-СКД.

Дата ввода стенда СВД-2 в эксплуатацию — 1971 год. В 1991 году проведена реконструкции (I этап) с целью расширения режимных параметров и переведено электроснабжения экспериментальных устройств на постоянный ток. На II этапе реконструкции (дата введения в эксплуатацию 06.10.1997) мощность, которая может быть выделена на экспериментальном устройстве, доведена до 10,0 МВт, с перспективой повысить мощность на экспериментальном устройстве до 15 МВт.



Трехконтурный водяной стенд высокого давления «СВД-2»

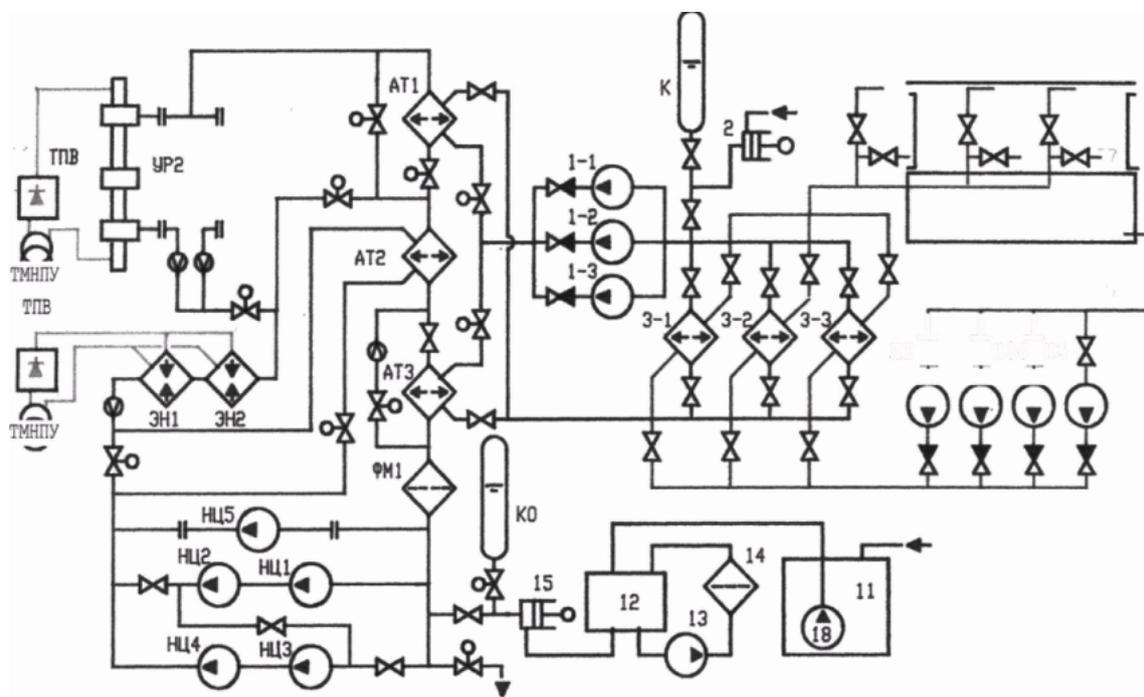
Основные технические характеристики

Теплоотвод на стенде организован по трехконтурной схеме. Контур высокого давления (основной контур) содержит две петли: петлю высокого давления (ПВД) и петлю среднего давления (ПСД).

Петля высокого давления	
Установленная электрическая мощность, МВт	10,0
Давление теплоносителя (воды), МПа	до 25,5
Расход теплоносителя, м ³ /ч	до 35,0
Температура теплоносителя на входе, °С	до 450
Температура теплоносителя на выходе, °С	до 500
Петля среднего давления	
Установленная электрическая мощность, МВт	10,0
Давление теплоносителя (воды), МПа	до 19,6
Расход теплоносителя, м ³ /ч	до 35,0
Температура теплоносителя на входе, °С	до 350
Температура теплоносителя на выходе, °С	до 450

При согласованной работе обеих петель на одно экспериментальное устройство обеспечен расход теплоносителя до $70,0 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Технологическая схема станда СВД-2 (ПВД)



1-1...1-3 – насосы промежуточного контура; 2 – подпитывающий насос; 3-1...3-3 – теплообменники промежуточного контура; K, КО – компенсаторы объема; Н1...Н4 – насосы обратной воды; НЦ1...НЦ5 – циркуляционные насосы; ЭН1...ЭН2 – электроподогреватели; УР2 – экспериментальное устройство; ТПВ – тиристорный выпрямитель; ТМНПУ – трансформатор; АТ1...АТ3 – теплообменник; ФМ1 – механический фильтр; 11, 12 – бак хранения дистиллята; 13 – насос химводоподготовки; 14 – ионообменный фильтр; 15 – подпитывающий насос; 18 – погружной насос

Возможности станда

Петля высокого давления ПВД позволяет проводить эксперименты принудительной циркуляции теплоносителя по замкнутому контуру с отводом тепла промежуточным контуром.

Системы станда обеспечивают наличие всех необходимых процессов при выполнении исследований. В частности, нагретый в электроподогревателях теплоноситель через сужающее устройство поступает на входной коллектор рабочих участков, откуда направляется последовательно через сужающие устройства в дополнительный подогреватель. Нагретый в дополнительном подогревателе теплоноситель до нужной температуры при данном давлении поступает в экспериментальную модель.

Станд обеспечен автоматизированной системой сбора и обработки экспериментальной информации, предназначенной для получения и накопления информации от датчиков экспериментальных устройств.

В 2021 году на станде СВД-2 проводились работы по Контракту «KAERI» (Республика Корея).

Натриевый стенд «Протва-1»

Стенд «Протва-1» состоит из двух жидкометаллических контуров. Теплоносителем первого контура является натрий. Второй контур предназначен для охлаждения экспериментального участка теплообменника. Теплоносителем второго контура является сплав натрий-калий.



Основные технические характеристики стенда

Первый жидкометаллический натриевый контур	
Максимальное давление в газовой полости бака насоса, сливного бака, МПа (кг/см ²)	0,06 (0,6)
Максимальная потребляемая электрическая мощность, кВт	800
Максимальный расход натрия, м ³ /ч	200
Максимальное давление натрия, МПа (кг/см ²)	0,4 (4)
Максимальная температура натрия, °С	580
Количество натрия в контуре, м	0,9 ³
Второй жидкометаллический натрий-калиевый контур	
Давление сплава, МПа (кг/см ²)	0,6 (6,0)
Максимальный расход сплава, м ³ /ч	10
Температура сплава натрий-калий, °С	350
Количество сплава, м ³	0,15

Задачи, решаемые на стенде

Стенд предназначен для исследования массопереноса примесей в натрии, изучения вопросов очистки натрия от продуктов взаимодействия натрия с водой и другими примесями, для испытания приборов, контролирующих количества примесей в

теплоносителя, и акустических систем контроля обнаружения течей воды в натрий. Также на стенде возможно проведение испытаний оборудования, работающего в среде натрия.

На стенде были проведены исследования:

1. Исследования работоспособности горячих ловушек для очистки натрия;
2. Исследования в обоснование конструкций новых моделей холодных ловушек для натрия, в том числе ХФЛ БН-1200;
3. Исследование отложений, образующихся на оболочках стенок твэл в процессе работы в натрии

В 2021 г. были проведены исследования кинетики образования гидроксида натрия и второй этап испытания модели герметичного электродвигателя ГЦН-2 БН-1200М.

Исследовательский стенд «АРМАТУРА»

Описание и характеристики стенда

Стенд «Арматура» состоит из одного натриевого контура.

Основные рабочие параметры стенда

Расход натрия, м ³ /ч	20
Максимальное давление натрия в трубопроводах, МПа	0,8
Максимальная температура натрия в трубопроводах, °С	510
Электрическая мощность, кВт	150
Расход потребляемой технической воды, м ³ /ч	20
Объемный расход воздуха, м ³ /ч	1000

Задачи, решаемые на стенде

Стенд может быть использован для испытания арматуры, технологического оборудования, новых образцов датчиков давления, расходомеров, систем определения примесей в натрии, исследования трибологических характеристик трубных пучков парогенераторов (ПГ) для БН-1200.

На стенде были проведены исследования:

1. Клапанов DN25, DN40, DN100, задвижек DN300 и обратного клапана DN80. Рабочие параметры арматуры: P = 0,8 МПа, T = 515 °С.

2. Опытных образцов задвижек DN10 и на рабочие параметры: P = 1,5 МПа, T = 530 °С применительно к натриевым контурам в атомной энергетике.

В 2021 году начат монтаж рабочего участка для испытания масштабированной модели подшипникового узла ГЦН-2 БН-1200 в рамках обоснования БН-1200М.

На стенде ведётся подготовка к размещению основного рабочего участка для проведения исследований в рамках ЕОТП «Экспериментальное моделирование проплавления чехлов ТВС при тяжелых авариях быстрых натриевых реакторов».

ПУЦМ

(пункт уничтожения отходов щелочных металлов)

Пункт предназначен для уничтожения щелочных металлов, отмывки оборудования от щелочных металлов и экспериментальных исследований в обоснование реакторов типа БН.

Состав и характеристики пункта

Бокс пункта уничтожения щелочных металлов (Бокс ПУЦМ) размером 6×9×5 м рассчитан на избыточное давление (изнутри) на 0,04 МПа. Бокс оснащён шестью малоинерционными клапанами избыточного давления;

Пол и стены на высоту 2 м выполнены (облицованы) из нержавеющей стали. Бокс обладает определенной герметичностью. Утечка: 1 объем за 1,5 часа при давлении 20 мм вод. ст.

Размер дверного проёма – 0,9×2,0 м. Разборный въездной путь для вагонетки.

Грузоподъёмное устройство на 5 тонн с ручным управлением. Смотровое окно.

Управление процессами ввода реагентов в бокс (пара, воды горячей и холодной, газа) с помощью манипулятора осуществляется из операторской.

Жидкие продукты реакции взаимодействия щелочных металлов с водой или другими реагирующими со щелочными металлами жидкостями накапливаются в двух ёмкостях объёмом по 5 м³. Емкости размещены ниже уровня пола бокса в зумпфовом помещении, и жидкие продукты реакции стекают туда самотеком.

Приёмные баки оснащены средствами контроля и перекачки, измерения уровня, концентрации щелочности раствора (рН), центробежными насосами (один рабочий, один резервный), системой нейтрализации и разбавления.

Перед сливом нейтрализованные растворы накапливаются в отстойнике объёмом 40 м³, где еще раз определяется щелочность, и затем перекачиваются в систему промышленной канализации.

Для очистки воздуха от аэрозольных продуктов горения щелочных металлов имеется газоочистка ВГ-2, где воздух очищается с помощью двухступенчатой системы: первая ступень – мокрая очистка – скруббер Вентури, вторая ступень – сухая очистка – фильтры с применением специальных высокотемпературных высокопористых стеклопластиков.

Газоочистка может работать в двух режимах – в режиме рециркуляции и на выброс. Концентрация аэрозольных продуктов горения щелочных металлов в воздухе на выходе из системы очистки не превышает 0,1 %.

В составе комплекса имеется расходный склад щелочного металла вместимостью 3 тонны в разной таре, механический участок с необходимым станочным парком (токарный, фрезерный, строгальный, заточной станки, сварочный пост) и другие вспомогательные помещения и системы.

Технология уничтожения щелочных металлов

Технология растворения (уничтожения) щелочных металлов выбирается в зависимости от дальнейшего использования:

Для оборудования, идущего после отмытки в металлолом, применяется грубый метод отмытки — сырой пар в смеси с азотом, сырой пар без азота, горячая и холодная вода.

Для оборудования, предназначенного для повторного применения, применяются реагенты на основе смеси спирта этилового (технического) с керосином, маслами, тяжелыми спиртами типа глицерина без добавки керосина и масел.

Производительность по растворению ЦМ в случае работ непосредственно в боксе ограничивается допустимой концентрацией водорода в боксе (не выше 2 %).

Время обработки разовой загрузки ЦМ 3–4 часа.

Разовая загрузка натрия не более 5 кг, лития — не более 1,5 кг.

В 2021 году проводились работы по очистке оборудования от натрия по заявкам лабораторий АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

ГДК (Газодинамический комплекс)

Назначение: проведение теплогидравлических исследований на моделях активной зоны и другого теплообменного оборудования ядерных реакторов.

Газодинамический комплекс служит для проведения теплогидравлических исследований на моделях активной зоны и другого теплообменного оборудования ядерных реакторов при параметрах, максимально приближенных к натурным.

Основные технические характеристики

Рабочая среда	воздух
Температура воздуха, °С	до 850
Давление воздуха, МПа	до 1,6
Расход воздуха, кг/с	до 1,5

Выполненные работы

На стенде ГДК проведены исследования влияния направления потока на теплогидравлические характеристики пучков стержней при их поперечном обтекании. Выявлена азимутальная неравномерность распределения потока воздуха в «рядном» и «шахматном» направлениях пучков.

Проведены эксперименты по окалиностойкости конструкционных материалов в потоке нагретого воздуха.

В 2021 году проводились монтажные работы по созданию рабочего участка для испытания УПМ-200-Г в рамках обоснования реактора МБИР.

ИК-МТ (стенд Исследовательского Контура Малых Течей)

Стенд ИК-МТ представляет собой полномасштабный натриевый стенд, предназначенный для исследования элементов и узлов системы автоматической защиты парогенераторов (САЗ ПГ) АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, а также для исследования процессов взаимодействия натрия с водой и распространения продуктов реакции по натриевому контуру. Введен в эксплуатацию в 2003 г.

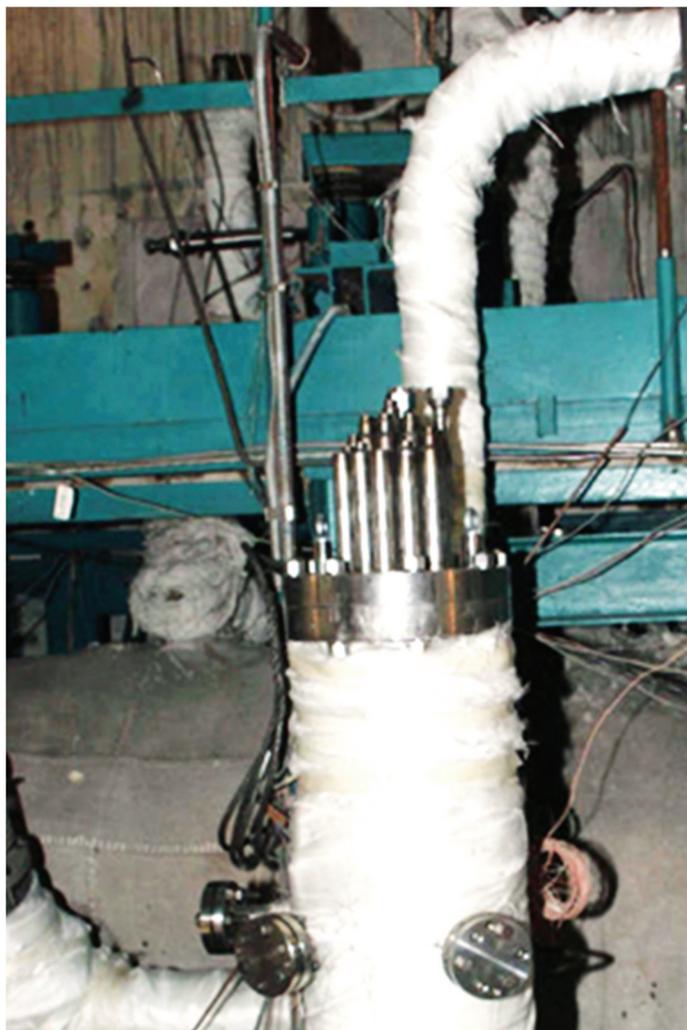
Основные технические характеристики

Жидкометаллический контур стенда	
Рабочая среда	натрий
Объем натрия, м ³	1,5
Расход натрия, м ³ /ч	до 50
Температура, °С	450
Давление в контуре, МПа	до 0,6
Газо-вакуумное оборудование низкого давления	
Рабочая среда	аргон
Давление в коллекторе низкого давления, МПа	0,58
Давление в газовой полости сливного бака, МПа	0,3
Температура, °С	до 60
Газо-вакуумное оборудование высокого давления	
Рабочая среда	аргон, азот, водород
Рабочее давление, МПа	14
Температура, °С	до 500
Измеряемые параметры	
Расход натрия, м ³ /ч	0–50
Температура натрия в рабочем участке, °С	100–450
Давление в газовом контуре, Па	(1–1,4)·10 ²
Температура в газовом контуре, °С	20–500
Давление натрия, МПа	до 0,6
Содержание кислорода в теплоносителе, 10 ⁻⁴ вес. %	1–100
Содержание водорода в теплоносителе, 10 ⁻⁴ вес. %	0,1–10

Выполненные работы

Обоснование опытных образцов элементов САЗ ПГ. Испытание опытных образцов датчиков ЭХДВ и СКВ на основе твердоэлектролитной ячейки для измерения водорода в натрии и газе. Подтверждены заявленные характеристики по чувствительности, быстродействию и стабильности сигнала при наработке ресурса примерно в 2000 часов. Подтверждены заявленные характеристики по чувствительности датчиков ИШИТ/Таран-800 измерения содержания газообразного водорода в натрии.

Исследование характеристик системы формирования аварийного сигнала БФАС с использованием сигналов датчиков СКВ-Н, СКВ-Г, ИШИТ/Таран-800 и Сапфир 22МТ.



Испытания системы впрыска водорода в натрий.

Испытания устройств предохранительных мембранного типа УПМ-200 с хлопающими мембранами для защиты оборудования, работающие в газе (УПМ 200-Г) и натрия (УПМ 200-Н).

Возможности стенда

Стенд позволяет проводить испытания элементов аварийной защиты парогенераторов «натрий – вода» с автоматическим сбором и хранением информации.

Возможно проведение испытаний с целью изучения вопросов:

- взаимодействия натрия с водой и распространения продуктов реакции по натриевому контуру;
- экспериментальное обоснование теплообменного оборудования и элементов тепло-гидравлических систем.

В 2021 году проводились подготовительные работы в рамках монтажа рабочего участка для испытания УПМ-200-ОПГ в рамках обоснования реактора МБИР.

Экспериментальный жидкометаллический стенд «ТТ-1М»



Стенд «ТТ-1М» предназначен для проведения комплексных исследований по технологии свинцового теплоносителя. Направления проводимых на стенде «ТТ-1М» экспериментальных исследований включают:

- изучение массообменных процессов при регулировании уровня термодинамической активности кислорода в теплоносителе,
- изучение процессов взаимодействия растворенного в свинцовом теплоносителе кислорода с конструкционными сталями,
- изучение процессов и разработку технологии очистки теплоносителя методами фильтрации и сорбции.

На стенде проводятся экспериментальные исследования в обоснование всех видов опытных образцов устройств технологии тяжелого жидкометаллического теплоносителя, таких как:

- датчики контроля кислорода и водорода в теплоносителе и защитном газе,
- массообменные аппараты,
- программно-аппаратные комплексы управления кислородным потенциалом теплоносителя,
- устройства очистки теплоносителя и защитного газа,
- устройства химико-аналитического контроля качества теплоносителя,
- датчики давления,

- температуры,
- расхода,
- уровня и др.

Исследования на стенде проводятся для изучения физико-химических процессов обращения со свинцовым теплоносителем и в обоснование технологии теплоносителя применительно к разрабатываемой реакторной установке БРЕСТ-ОД-300, исследовательским стендам по изучению различных задач по применению жидкометаллического свинца.

Основные технические характеристики

Теплоноситель	свинец
Объём контура, л	200
Расход теплоносителя, м ³ /ч	до 6,5
Температура теплоносителя, °С	400-550
Напор, P _{max} , кг/см ²	18
Нагревательная петля, N _{max} , кВт	200
Общая мощность, N _{общ} , кВт	≈300
Приборное оснащение	термодатчики различной конструкции, датчики давления типа «Сапфир», «Метран», дифференциальные датчики давления, уровнемеры контактного типа, электромагнитные расходомеры, датчики термодинамической активности кислорода в теплоносителе, реле протока жидкости, индикатор влажности газовой фазы

В 2021 г. на стенде проводился 1 этап работ в рамках ЕОТП «Исследование массопереноса твердофазных примесей в свинцовых циркуляционных контурах» (замена рабочих участков, оснащение современным оборудованием (расходомеры жидкого металла, датчики контроля кислорода в жидком металле, датчики давления защитного газа, термодары и датчики контроля температуры, запорная арматура с дистанционным управлением), замена электронагревателей и тепловой изоляции рабочих участков, оснащение стенда системой автоматизированного управления нагревом рабочих участков, расходом теплоносителя в циркуляционном контуре стенда (производительностью циркуляционного насоса), оснащение стенда системой сбора и архивации экспериментальных данных и др.).

Перспектива использования стенда «ТТ-1М»

2022–2023 — выполнение ЕОТП «Исследование массопереноса твердофазных примесей в свинцовых циркуляционных контурах».

2024–2030 — выполнение исследований по темам, связанным с обоснованием технологии свинцового теплоносителя для РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200, а также по темам НИОКР с нетрадиционным (неядерным) применением расплава свинца (получение водорода, пресной воды, пиролизная переработка отходов, получение синтез-газа).

Экспериментальный жидкометаллический стенд «ТТ-2М»



Стенд «ТТ-2М» предназначен для изучения физико-химических процессов, протекающих при взаимодействии тяжелого жидкометаллического теплоносителя Pb-Bi с водой, воздухом, углеродом, керамическими и композитными и др. материалами.

На стенде также проводятся исследования в области нетрадиционного применения жидкометаллической технологии, в частности:

- прямоконтактного парогенератора «Pb-Bi – вода»,
- высокоэффективного генератора водорода путем высокотемпературного электролиза воды,
- опреснителя морской воды,
- прямоконтактной переработки жидких радиоактивных отходов,
- проведения пиролиза органических отходов с получением полифункциональных нанопорошков, катализаторов, сорбентов и др.

Основные технические характеристики

Теплоноситель	свинец-висмут
Объём контура, л	200
Расход теплоносителя, м ³ /ч	до 5
Температура теплоносителя, °С	400-500
Напор, Р _{max} , кг/см ²	15
Нагревательная петля, N _{max} , кВт	150
Общая мощность, N _{общ} , кВт	≈250
Приборное оснащение	термодатчики различной конструкции, датчики давления, дифференциальные датчики давления, уровнемеры контактного типа, электромагнитные расходомеры, датчики термодинамической активности кислорода в теплоносителе, реле протока жидкости, индикатор влажности газовой фазы

В 2021 г. на стенде проводились следующие работы:

– выполнение предписания экспертизы МО РФ (для обеспечения безопасной работы стенда смонтированы защитные экраны от пролива теплоносителя, стенд оснащён дополнительной сигнализацией протечек, ограждением для персонала и др.);

– проведение функциональных приёмо-сдаточных испытаний жидкометаллических запорных клапанов и пробоотборного устройства в рамках ГК «Система СВС...» (по ГОЗ ФГУП «НИТИ»).

Перспектива использования стенда «ТТ-2М»

2022–2030 — выполнение исследований по темам, связанным с обоснованием технологии свинцово-висмутового теплоносителя для стендов ФГУП «НИТИ», РУ «СВБР-100», а также по темам НИОКР с нетрадиционным (неядерным) применением расплава свинца-висмута (получение водорода, пресной воды, пиролизная переработка отходов, получение синтез-газа).

Стенд «АР-1» — высокотемпературный жидкометаллический стенд для исследования аварийных режимов работы реакторов на быстрых нейтронах

Высокотемпературный жидкометаллический стенд «АР-1» предназначен для проведения исследований теплогидравлических процессов в аварийных режимах работы быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, включая развитие тяжелой аварии с кипением натрия в активной зоне, а также проведения исследований на экспериментальных

моделях теплообмена в системе аварийного отвода тепла (САОТ) и испытаний теплообменного оборудования САОТ.

Основные характеристики стенда «АР-1»

Стенд включает три циркуляционных контура: натриевый, Na-K эвтектический сплав и вспомогательный с Na-K эвтектическим сплавом; подведенная мощность 750 кВт.

Первый натриевый контур	
Температура, °С	до 1100
Расход натрия, м ³ /ч	до 5
Второй контур с Na-K эвтектическим сплавом	
Температура, °С	до 700
Расход сплава, м ³ /ч	до 25

Запись, обработка экспериментальных данных, управление экспериментом и аварийная защита производится с использованием платформы National Instruments «Compact Rio». Возможна регистрация температуры с частотой до 75 Гц, токовых сигналов до 500 Гц, сигналов напряжения до 250 кГц. Комплекс имеет 176 каналов измерения температуры, 16 токовых, 201 канал измерения сигнала напряжения, 12 универсальных аналоговых каналов измерения, цифровые каналы ввода вывода и релейные блоки и, кроме того, существует возможность дальнейшего расширения его опций.

Система программирования комплекса обеспечивает гибкое и быстрое конфигурирование системы под задачи новых экспериментальных работ. Индикация кипения осуществляется по расходу и акустикой.

Выполненные работы

- экспериментальные исследования кипения Na-K эвтектического сплава в моделях ТВС в условиях естественной циркуляции теплоносителя;
- эксперименты по исследованию устойчивости кипения Na-K сплава в системе из двух параллельных моделей ТВС (рис. 1);
- изучение динамики кипения жидкого металла в моделях ТВС при резком изменении параметров;
- экспериментальные исследования процессов кипения натрия в модельной ТВС с натриевой полостью в поддержку расчётного кода COREMELT (рис. 2);
- изучение теплообмена и испытания модели теплообменника натрий-воздух системы аварийного расхолаживания реактора на быстрых нейтронах (рис. 3);
- исследование теплообмена и температурных полей в модели мишени ускорительно-управляемой системы с использованием Na-K сплава (рис. 4).

Возможности стенда

Экспериментальное моделирование теплогидравлических процессов в двухфазных потоках жидких металлов в каналах с ТВС для обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах в аварийных режимах (UTOP, ULOF и т.д.), изучение влияния на развитие аварийных процессов конструктивных характеристик ТВС, определение границ устойчивости двухфазных потоков жидких металлов в контурах циркуляции с ТВС.

Эффективность работы теплообменного оборудования в режимах аварийного расхолаживания, получение данных для верификации расчётных кодов.

Изучение режимов теплообмена в космических ЯЭУ с щелочными жидкометаллическими теплоносителями, диагностика аварийных режимов с кипением теплоносителя в лабораторных условиях и испытание систем регистрации кипения (акустические системы, потенциометрия).



Рис. 1. Экспериментальная модель для исследования кипения натрий-калиевого сплава в системе параллельных ТВС

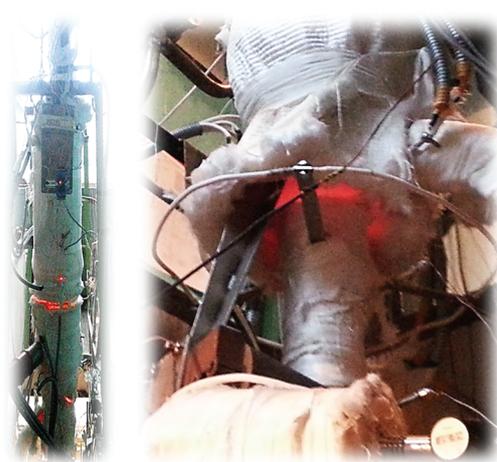


Рис. 2. Экспериментальная модель для исследования кипения натрия в ТВС активной зоны



Рис. 3. Натриевый контур для исследования теплообмена в САОТ

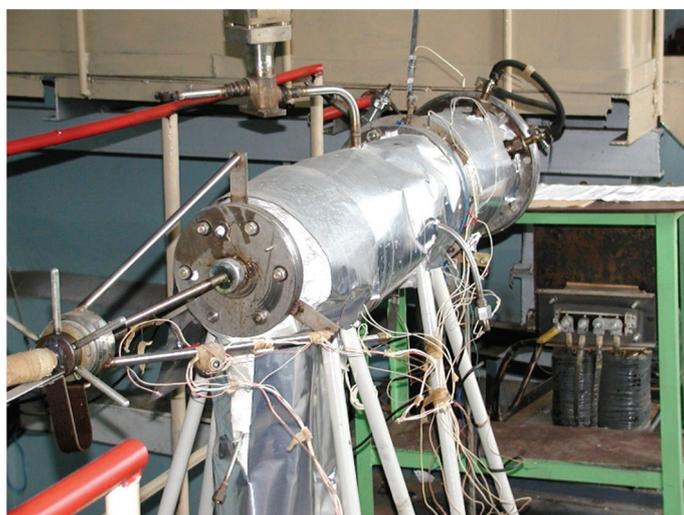
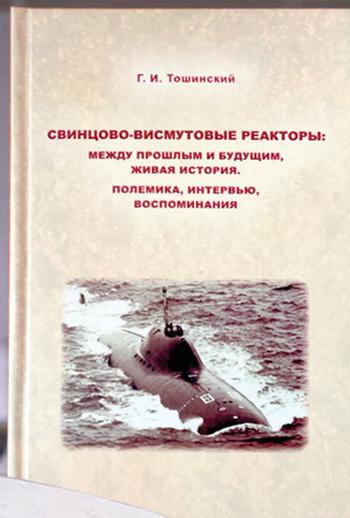


Рис. 4. Модель мишени ускорительно-управляемой системы

ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

7 раздел



Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского» является учредителем и издателем журнала «ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕРИЯ: ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ»



Это регулярное научно-практическое издание, посвященное вопросам создания перспективных ядерно-энергетических установок, экспериментальным исследованиям в области ядерной физики, проблемам теплофизики, гидродинамики ЯЭУ, радиационным технологиям.

Рубрики журнала



Основным языком издания является русский, дополнительный язык — английский (название, сведения об авторах, аннотация, ключевые слова, литература). Журнал является рецензируемым научным изданием. Все статьи проходят рецензирование учеными, имеющими высокий международный авторитет в данной области науки. ВАНТ СЕРИЯ: ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ включен в систему Российского индекса научного цитирования (РИНЦ) и доступен на сайте научной электронной библиотеки eLIBRARY.RU.

Важным для будущих кандидатов и докторов наук является то, что журнал ВАНТ СЕРИЯ: ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ включен в Перечень ВАК рецензируемых научных изданий.

Журнал издается 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, отдельные номера и статьи которого доступны на сайте Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ). Электронный адрес журнала <https://vant.ippe.ru>

В 2021 году в журнале вышло 4 выпуска, в которых была опубликована 71 научная статья. Второй выпуск журнала 2021 был посвящен 75-летию АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского». Список опубликованных статей приведен в Приложении.

2021

ОБРАЗОВАТЕЛЬНАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ В АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»

8 раздел



В институте ведется работа по двум направлениям, согласно лицензиям на осуществление образовательной деятельности:

- Аспирантура
- Учебно-методический центр по учету и контролю ядерных материалов.



Аспирантура АО «ГНЦ РФ–ФЭИ»

Аспирантура является основной формой подготовки научных кадров высшей квалификации, действует на основании лицензии на осуществление образовательной деятельности серия 90Л01 № 008461, выданной Федеральной службой по надзору в сфере образования и науки Министерства образования и науки РФ 1 июня 2015 года (рег. № 1463), и в соответствии с Федеральным законом от 29 декабря 2012 г. № 273-ФЗ «Об образовании в Российской Федерации».

К освоению программ аспирантуры допускаются лица, имеющие образование не ниже высшего образования (специалитет или магистратура).

Обучение в аспирантуре осуществляется по следующим научным специальностям:

02.06.01 – Компьютерные и информационные науки

Профиль подготовки (научная специальность):

05.13.18 – Математическое моделирование, численные методы и комплексы программ;

03.06.01 – Физика и астрономия

Профиль подготовки (научная специальность):

01.04.01 – Приборы и методы экспериментальной физики;

14.06.01 – Ядерная, тепловая и возобновляемая энергетика и сопутствующие технологии

Профиль подготовки (научная специальность):

05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации;

27.06.01 – Управление в технических системах

Профиль подготовки (научная специальность):

05.13.06 – «Автоматизация и управление технологическими процессами и производствами в области атомной энергетики».

В среднем в год в аспирантуру института принимаются 5-7 молодых специалистов, как сотрудников АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», так и сотрудников других институтов.

Статистика деятельности аспирантуры за период 2019 – 2021 годы

Показатель	Учебный год		
	2019	2020	2021
Общая численность аспирантов в учебном году	18	17	21
Численность защитивших кандидатские диссертационные работы	3	1	1

В 2021 отчетном году Забарянский Юрий Геннадьевич, закончивший аспирантуру АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», защитил диссертационную работу на соискание степени кандидата физико-математических наук в диссертационном совете МГУ имени М.В. Ломоносова:

«Оптимизация термического и радиационного воздействия при радионуклидной вертербопластике» по специальности 03.01.01 – Радиобиология.

В планах на 2022 год — защита трех кандидатских и одной докторской диссертационной работы, подготовленных на базе АО «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Учебно-методический центр по учету и контролю ядерных материалов

Учебно-методический центр по учету и контролю ядерных материалов продолжил активную деятельность по краткосрочному повышению квалификации специалистов отрасли в области учета и контроля ядерных материалов. В 2021 в УМЦУК прошли обучение 371 руководителей и специалистов, выполняющих работы с ЯМ. Проведено два специализированных курса по учету и контролю ядерных материалов оборонного назначения.

Для проведения практических занятий в аудиториях были подготовлены рабочие места, оснащенные компьютерами со специализированным ПО, моделями учетных единиц ЯМ, различными типами пломб



и штрих-кодовым оборудованием для демонстрации и обучения проведению физической инвентаризации ЯМ. Курсы по неразрушающему контролю ЯМ были проведены в лаборатории методов и средств неразрушающего контроля ядерных материалов. Для курсов была проведена подготовка образцов ядерных материалов из урана и плутония, моделей технологического оборудования, выполнена подготовка к работе и тестирование измерительных гамма-спектрометрических установок образцовыми источниками гамма-излучения и стандартными образцами изотопного состава и массы урана и плутония.

СОТРУДНИЧЕСТВО С ВУЗАМИ И ИНСТИТУТАМИ РАН, ИНСТИТУТАМИ РАЗВИТИЯ, КЛАСТЕРАМИ

Деятельность Научно-технического совета АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Научно-технический совет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является постоянно действующим консультативным и совещательным органом, созданным в целях научно-методического, информационно-аналитического и экспертного обеспечения деятельности института.

В 2021 году было проведено 17 заседаний НТС АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Темы проводимых совещаний можно разделить на два основных направления:

- рассмотрение заявок, обсуждение и утверждение отчетных материалов проектов Единого отраслевого тематического плана;
- оценка материалов к представлению на конкурсы и награды различного уровня.

Отдельно в ряду заседаний президиума НТС следует выделить обсуждение поданных заявок и выбор победителей в институтском конкурсе молодых ученых и специалистов на соискание премии имени А. И. Лейпунского. На конкурс была представлена 21 работа. В результате голосованием были присуждены следующие премии по направлению «Открытые публикации»:

Две первые премии присудили:

Чеснокову Егору Алексеевичу за цикл работ на тему «Разработка технологии изготовления и исследование свойств металлического топлива U-10%Zr»;

Легких Кристине Геннадьевне за цикл работ на тему «Разработка и научное сопровождение технологий обращения с теплоносителями I, II и III контуров РУ типа БН».

Две вторые премии присудили:

Подкопаеву Антону Викторовичу за статью «Излучательные характеристики эксимерных молекул Ar_2Cl^* при накачке плотной газовой смеси $Ar+CCl_4$ быстрыми электронами»;

Рыкову Никите Сергеевичу за статью «Разработка малогабаритной импульсной нейтронной системы измерения массы делящихся нуклидов в твердых радиоактивных отходах».

Две третьи премии присудили:

коллективу сотрудников:

Харчуку Сергею Евгеньевичу, Кремлёвой Владлене Сергеевне, Кошелеву Михаилу Михайловичу за цикл работ на тему «Исследования в обоснование технологии

2021

поддержания качества свинецсодержащих теплоносителей в новых технологиях переработки твердых, жидких и газообразных сред»;

Слюняеву Максиму Николаевичу за цикл работ на тему «Константное и программное обеспечение расчётов по ядерной и радиационной безопасности реакторов на быстрых нейтронах».

2021

МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

9 раздел



Перечень зарубежных заказчиков АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» включает в себя такие компании, как Китайская корпорация высокотехнологического оборудования Цзююань Лимитед, (СJУНТЕСL), Комиссариат по атомной энергии и альтернативным источникам энергии Франции, Корейский исследовательский институт атомной энергии (KAERI), Республика Корея, Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси (научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны»), Республика Беларусь, Объединение юридических лиц в форме ассоциации «Научно-технический центр безопасности ядерных технологий» (НТЦ БЯТ), Республика Казахстан, ТОО «КАЗЭЛЕКТРОЦИТ», Республика Казахстан. В отчетном году работы велись по восьми зарубежными контрактам.

В 2021 году велась разработка методик и поставка комплекта оборудования для Химической лаборатории реакторного комплекса ЦЯИТ в Боливии и создание Комплекса по производству медицинских изотопов в г. Мянъян (КНР) для производства изотопов по технологиям АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», переданных по лицензионному соглашению.

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.

Международный форум «Поколение IV»

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» является ответственной организацией по исполнению Рамочного соглашения о сотрудничестве по научно-исследовательским и опытно-конструкторским 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), а также в деятельности рабочих и экспертных групп Комитета по ядерной науке АЯЭ ОЭСР.

В отчётном году сотрудники АО «ГНЦ РФ - ФЭИ» приняли участие в нескольких международных конференциях:

- IV Международная научно-практическая конференция «Радиофарма-2021»;
- Европейский молодежный ядерный форум
- Международная конференция «Безопасность ИЯУ»

Участие АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в международном проекте ИНПРО

Деятельность ГНЦ РФ-ФЭИ в рамках проекта ИНПРО выполняется по договору с Госкорпорацией «Росатом» и включает три задачи.

Задача 1 «Глобальные сценарии»

Проект ASENES SMR «Сценарии развития ЯЭС с реакторами малой мощности». Интерес к ним в мире сейчас исключительно высок; имеется не менее сотни таких проектов.

Техническо-экономические особенности РММ рассматриваются на многих национальных и международных площадках; ИНПРО дает уникальную возможность анализа перспектив РММ на основе единой методологии оценки устойчивого развития ЯЭС МАГАТЭ/ИНПРО и инструментария многокритериального анализа. Расчетный анализ в этом проекте осуществляется с использованием распространяемого МАГАТЭ пакета инструментов ASENES («Analytical support for enhanced NE sustainability»).

Его основой является многокритериальный анализ (МКА) и модели, которые первоначально развивались американскими и российскими специалистами, затем были адаптированы в МАГАТЭ и отработаны в ИНПРО в виде пакета, поддерживаемого и распространяемого МАГАТЭ.

Задача 2. STEP FORWARD «Потенциал инновационных технологий в ЯЭС»

Разработка и анализ сценариев рециклирования плутония в системе тепловых и быстрых реакторов развивается с самого начала проекта ИНПРО. Здесь предлагается новое направление, связанное с повышением потенциала ЯЭС с инновационными реакторами по критерию гибкости – способности решать разные задачи в зависимости от экономических и экологических требований.

Задача 3 «Инновации»

Наряду с инновационными системами, реализующими эволюционное развитие ядерных технологий и находящимися в стадии внедрения, такими как реакторы БН, в отчете рассмотрены концептуальные разработки, основанные на радикально новых решениях.

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ
ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2021

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРОПРИЯТИЯ

10 раздел



В отчетном году ГНЦ РФ – ФЭИ принял участие в торжественном открытии Года науки и технологий в Калужской области

Дискуссия «Новые решения – для нового времени: наука после COVID-19» стала основным мероприятием программы, прошедшей 5 февраля в МРНЦ им. А. Ф. Цыба, накануне Дня российской науки. В мероприятии, открывающем Год науки и технологий в Калужской области, принял участие генеральный директор ГНЦ РФ – ФЭИ Александр Тузов. Как отметили организаторы, название панельной дискуссии выбрано не случайно: оно показывает, что пандемия внесла изменения не только в повседневную жизнь, но и в науку. Сегодня перед наукой стоят новые задачи, и важно услышать из первых уст, какие прорывные технологии и методы сейчас используются.

В дискуссии приняли участие председатель правления ассоциации «Калужского фармацевтического кластера» Игорь Пожарнов, ректор Калужского государственного университета им. К. Э. Циолковского Максим Казак, депутат Государственной Думы Геннадий Скляр, директор Медицинского радиологического научного центра имени А. Ф. Цыба – филиала ФГБУ «Национальный медицинский исследовательский центр радиологии» Минздрава России Сергей Иванов, генеральный директор ФГБУ «Национальный медицинский исследовательский центр радиологии» Министерства здравоохранения Российской Федерации Андрей Каприн.

В рамках мероприятия за особые заслуги и достижения в развитии атомной науки и отрасли Почетной грамотой губернатора Калужской области был награжден начальник отдела патентной и научно-технической информации ГНЦ РФ – ФЭИ, доктор технических наук, доцент Валерий Дельнов.

Важным событием 2021 года стало посещение института заместителем генерального директора МАГАТЭ. Делегация Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) во главе с заместителем генерального директора агентства Массимо Апаро, в рамках визита в Россию, посетила лаборатории методов и средств неразрушающего контроля ядерных материалов Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института имени А. И. Лейпунского.

Визит иностранной делегации завершился посещением Отраслевого мемориального комплекса — Первой в мире АЭС. Гости ознакомились с экспозицией, посвященной истории создания станции. Сотрудники Физико-энергетического института рассказали гостям о ключевых событиях из истории создания Первой в мире АЭС.

В отчетном году сотрудники АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» приняли участие:

– во [Всероссийском фестивале «Техносреда»](#)

На выставочной экспозиции Всероссийского фестиваля науки и технологий «Техносреда 2021» в направлении ядерная медицина Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского представил макет генератора рения W-188/Re-188, применяемого для терапии онкологических заболеваний. Преимуществом разработанного генератора рения-188 «ГРЕН-1» является получение элюата с низким содержанием химических и радионуклидных примесей, удобство и радиационная безопасность при эксплуатации.

Также были продемонстрированы офтальмоаппликаторы для контактной лучевой терапии злокачественных новообразований органов зрения, которые значительно дешевле зарубежных аналогов, микроисточники с I-125 для брахитерапии рака предстательной железы и разработки радиофармацевтического лекарственного препарата для лечения онкологических заболеваний печени.

– в [IV Международном Форуме онкологии и радиологии](#).

В 2021 в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» был проведен ряд мероприятий для школьников и студентов

Региональные Обнинские Курчатовские чтения для старшеклассников, которые проводились в рамках Года науки и технологий и были приурочены к празднованию 75-летия АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и 65-летия г. Обнинска. В них участвовали школьники – лауреаты научных конференций и победители олимпиад из обнинских школ №4, № 11, №12, №13, Лицея «ФТШ», а также школ Жуковского района Калужской области.

Региональные Обнинские Курчатовские чтения для старшеклассников впервые состоялись в 2019 году, когда на базе Главного корпуса ФЭИ, Отраслевого мемориального комплекса Первой в мире АЭС и Дома Курчатова школьников познакомили с уникальными фактами ядерной физики, историей мирного атома, зарождением советского атомного проекта и страницами биографии великого ученого — Игоря Васильевича Курчатова.

ГНЦ РФ – ФЭИ имени А. И. Лейпунского поддержал всероссийский марафон «Наука рядом», который приурочен к Дню России и проходит в 56 регионах страны. В Год науки и технологий наука становится ближе и доступнее, двери научных организаций открываются для посетителей все чаще. Всероссийский марафон «Наука рядом» стал очередным проектом о российской науке и том, чем она занимается, цель которого — познакомить школьников с молодыми российскими учеными и продемонстрировать выдающиеся достижения и научно-технологическое развитие страны.

Эксперты ГНЦ РФ – ФЭИ выступили кураторами проекта научно-технологической программы «Большие вызовы». В рамках научно-технологической программы «Большие вызовы», под руководством экспертов ГНЦ РФ – ФЭИ имени А.И. Лейпунского, школьники 7–11 классов разработали концепцию систем безопасности атомной станции малой мощности (АСММ) для Крайнего Севера.

27 июля в образовательном центре «Сириус» состоялась защита проектов, над которыми участники на протяжении трех недель работали со своими наставниками и экспертами. Представляя Госкорпорацию «Росатом» в направлении «Современная энергетика», команда из ГНЦ РФ – ФЭИ в составе руководителя направления заместителя генерального директора — директора отделения ядерной энергетики Юлии Кузиной, методиста направления ведущего научного сотрудника Андрея Морозова и руководителя проекта заместителя начальника лаборатории Дмитрия Калякина помогали школьникам стать настоящими исследователями в области ядерных технологий.

Ученые института провели уроки в школе № 13 города Обнинска. 3 сентября прошли просветительские уроки в рамках Всероссийского лектория «Ученые в школы», приуроченного к Году науки и технологий. Специалисты-атомщики рассказали школьникам о своих научных исследованиях, роли науки и научно-технического прогресса в современном мире, достижениях и возможностях российской науки. Благодаря проекту «Ученые в школы» формируется канал коммуникаций между научной средой и образовательными учреждениями города, популяризируется интерес к науке среди школьников, повышается привлекательность научной деятельности и формируется образ успешного и перспективного ученого.

В октябре в Обнинске на Первой в мире АЭС состоялось ежегодное посвящение в атомщики студентов первого курса ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Мероприятие проходило по инициативе ГНЦ РФ – ФЭИ, в течение года в атомщики посвящают более 200 первокурсников.

В отчетном году было проведено 93 технических тура. С подразделениями института познакомились больше 1500 человек.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ



Приведенные в настоящем отчёте научно-технические материалы убедительно демонстрируют, что в ГНЦ РФ-ФЭИ сохраняется и развивается научный потенциал, позволяющий решать новые и актуальные задачи в области разработки ядерных реакторов различной мощности и различных конструкций, в области технологического сопровождения этих разработок, испытаний элементной базы и составных частей, обоснования безопасности и решения многих других сопутствующих вопросов. Речь идёт, прежде всего, о реакторах на быстрых нейтронах различного уровня мощности: от 1200 МВт эл., как у энергоблока БН-1200М, до 1 МВт, как у разрабатываемого транспортабельного модульного энергоблока с теплоносителем Pb-Bi. В этом диапазоне находятся другие проекты, как, например, СВБР-100 или серия реакторов с естественной циркуляцией в первом контуре и теплоносителем Pb-Bi. Уверен, что эти проекты ещё найдут своего потребителя и заказчика, потому что использование в них тяжёлого жидкометаллического теплоносителя даёт им неоспоримые преимущества перед установками с водяным теплоносителем.

Комплексность разработки новых проектов энергоблоков с быстрыми реакторами сохранена и в настоящее время: это и вопросы реакторной физики, теплогидравлические и технологические исследования, комплексные стендовые и реакторные испытания, обоснование выбора конструкционных и функциональных материалов. В этой комплексности и заключается преимущество ГНЦ РФ-ФЭИ, сохранившего специалистов самых разных профессий и квалификации.

Продолжаются и поисковые фундаментально-ориентированные исследования, которые закладывают основу для развития новых перспективных направлений. Пример — жидкостные лазеры, открывающие совершенно новые возможности в этой области техники.

Как научный руководитель создания нового исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР, ГНЦ РФ-ФЭИ закладывает в этот проект возможности, которые будут востребованы в XXII веке — таков горизонт планирования научных исследований у специалистов института!

Сейчас, когда большинство исследовательских реакторов на площадке ГНЦ РФ-ФЭИ находятся в процессе вывода из эксплуатации, актуальной является задача вернуться к вопросу о создании в РФ площадки для сооружения и эксплуатации опытных реакторных установок малой мощности. Такая задача не раз возникала в стране в течение всего периода становления ядерной энергетики и реакторостроения: сначала в г. Обнинске в период с 1950 года до середины 60-х, потом в г. Мелекессе (ныне Димитровград) в 1956 году, потом в г. Сосновый Бор. Время прошло, возникли новые задачи. ГНЦ РФ-ФЭИ настойчиво предлагает вернуться к вопросу о сооружении опытных блоков АСММ на своей площадке: это и ЖСР, ВВЭР-СКД, и газоохлаждаемые, и малые установки с ТЖМТ. Без сооружения таких опытных малых реакторов невозможно говорить об их серийном внедрении и эксплуатации!

Большие перспективы видит институт в дальнейшем развитии ядерной медицины и своём участии в этих программах. Реализуется проект АНЕМОНА, обещающий фантастические результаты в области ядерной медицины за счёт производства и использования изотопа ^{225}Ac . Через пару лет посмотрим — оправдываются ли наши ожидания!

В 2021 году ГНЦ РФ-ФЭИ отметил 75-летие. Очень много достигнуто за этот срок. Благодаря этим достижениям, созданию научных школ, экспериментальной и стендовой базы, заложенным стратегическим программам и их реализации, институт ощущает в себе силы продолжить движение вперёд и добиваться новых важных результатов, способствующих развитию ядерной энергетики и ядерных технологий.

*Научный руководитель АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»
В. М. Троянов*

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ
ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2021

ПРИЛОЖЕНИЯ



Список публикаций сотрудников АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» за 2021, индексируемых в библиографической базе данных научных публикаций РИНЦ

- 1. ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ-241 ОТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ СПЕКТРА НЕЙТРОННОГО ПОТОКА**
Косякин Д.А., Коробейников В.В., Стогов В.Ю.
В книге: Студенческая научная весна - 2021. Сборник тезисов XI Всероссийской научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых. В 2-х частях. Волгодонск, 2021. С. 11-13.
- 2. ГИДРИД ГАФНИЯ HfH – ВОЗМОЖНЫЙ АНАЛОГ КАРБИДУ БОРА B₄C В СУЗ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ**
Шакиров А.М., Стогов В.Ю.
В сборнике: АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ РАЗВИТИЯ ТЕХНИЧЕСКИХ НАУК. Материалы XXIV Областного конкурса научно-исследовательских работ «Научный Олимп» по направлению «Технические науки». Министерство образования и молодежной политики Свердловской области; ГАУ СО «Дом молодежи»; ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». Екатеринбург, 2021. С. 146-152.
- 3. STUDY OF THE REACTOR GRAPHITE SAMPLES (GR-280) SURFACE MORPHOLOGICAL PROPERTIES**
Petrovskaya A.S., Tsyganov A.B., Kladkov A.Y., Surov S.V., Gredasov P.O., Shaginyan R.A.
В сборнике: Proceedings of the 2021 International Conference on Electrical Engineering and Photonics, EEExPolytech 2021. 2021. С. 164-167.
- 4. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПИРОЛИЗА УГЛЕВОДОРОДОВ В СВИНЕЦСОДЕРЖАЩЕМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ НА ПРИМЕРЕ ТОПОЧНОГО МАЗУТА**
Кошелев М.М., Ульянов В.В., Харчук С.Е.
В сборнике: Новые технологии - нефтегазовому региону. материалы Международной научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых. Тюмень, 2021. С. 164-167.
- 5. МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫХОДА И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАБИЛЬНЫХ ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ГЕРМЕТИЧНОМ ТВЭЛЕ КОНТЕЙНЕРНОГО ТИПА**
Жилкин А.С., Гончар Н.И., Дмитриев Д.В.
В сборнике: РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ. Сборник материалов XI Российской научной конференции. 2021. С. 165-174.
- 6. ВОДОРОДНАЯ ОЧИСТКА КОНТУРОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК И ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ СТЕНДОВ СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**
Кошелев М.М., Ульянов В.В., Харчук С.Е., Кремлёва В.С.
В сборнике: Современная техника и технологии в электроэнергетике и на транспорте: задачи, проблемы, решения. сборник трудов V Всероссийской (с международным участием) научно-практической конференции научных, научно-педагогических работников, аспирантов и студентов. Челябинск, 2021. С. 172-180.
- 7. ПОЛУЧЕНИЕ СИНТЕЗ-ГАЗА В ПРОЦЕССЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ГАЗООБРАЗНЫХ УГЛЕВОДОРОДОВ С РАСПЛАВАМИ ЖИДКИХ МЕТАЛЛОВ И ИХ ОКСИДОВ**
Харчук С.Е., Ульянов В.В., Кошелев М.М.
В сборнике: Новые технологии – нефтегазовому региону. материалы Международной научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых. Тюмень, 2021. С. 187-190.

- 8. ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПЕРЕРАБОТКИ ОТХОДОВ, СОДЕРЖАЩИХ ИОНООБМЕННЫЕ СМОЛЫ (В ТОМ ЧИСЛЕ РАДИОАКТИВНЫЕ) В ЖИДКОМ МЕТАЛЛЕ**
Ульянов В.В., Кошелев М.М., Кремлёва В.С., Харчук С.Е.
В сборнике: Современная техника и технологии в электроэнергетике и на транспорте: задачи, проблемы, решения. сборник трудов V Всероссийской (с международным участием) научно-практической конференции научных, научно-педагогических работников, аспирантов и студентов. Челябинск, 2021. С. 212-218.
- 9. АНАЛИЗ НАКОПЛЕНИЯ ШЛАКОВ НА ОСНОВЕ ОКСИДА СВИНЦА ПРИ ПОПАДАНИИ ГАЗООБРАЗНОГО КИСЛОРОДА В ЦИРКУЛЯЦИОННЫЕ КОНТУРА РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ**
Ульянов В.В., Кошелев М.М., Кремлёва В.С., Харчук С.Е.
В сборнике: Современная техника и технологии в электроэнергетике и на транспорте: задачи, проблемы, решения. сборник трудов V Всероссийской (с международным участием) научно-практической конференции научных, научно-педагогических работников, аспирантов и студентов. Челябинск, 2021. С. 219-228.
- 10. ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ МИКРОТЕЧЕЙ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ НА СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**
Харчук С.Е., Ульянов В.В., Кошелев М.М., Кремлёва В.С.
В сборнике: Современная техника и технологии в электроэнергетике и на транспорте: задачи, проблемы, решения. сборник трудов V Всероссийской (с международным участием) научно-практической конференции научных, научно-педагогических работников, аспирантов и студентов. Челябинск, 2021. С. 229-238.
- 11. ГИДРИД ГАФНИЯ HfH - АНАЛОГ КАРБИДУ БОРА B_4C В СТЕРЖНЯХ СУЗ БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ**
Шакиров А.М.
В сборнике: Международный молодёжный конкурс научных проектов «Стираем границы». Москва, 2021. С. 285-290.
- 12. РАСЧЁТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С ПОМОЩЬЮ КОМПЬЮТЕРНОГО КОДА CYCLE**
Пахалин А.Д., Мосеев А.Л.
В книге: Студенческая научная весна - 2021. Сборник тезисов XI Всероссийской научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых. В 2-х частях. Волгодонск, 2021. С. 33-35.
- 13. ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ НАРАБОТКИ КОБАЛЬТА-60 ЗАДАННОЙ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН-800**
Дзугкоева Э.М., Евдокимов В.П., Стогов В.Ю., Шагинян Р.А.
В сборнике: Ядерные технологии: от исследований к внедрению - 2021. Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2021. С. 38-40.
- 14. РЕЗУЛЬТАТЫ КОМПЛЕКСНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБОСНОВАНИЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ СОВРЕМЕННЫХ ОТЕЧЕСТВЕННЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ВВЭР**
Шлепкин А.С., Морозов А.В., Сахипгареев А.Р., Калякин Д.С.
В сборнике: РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПОСЛЕДСТВИЯ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ: К 35-Й ГОДОВЩИНЕ АВАРИИ НА ЧАЭС. Сборник докладов международной научно-практической конференции. Обнинск, 2021. С. 387-390.
- 15. ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ РАСТВОРИМЫХ ГЕТТЕРОВ ДЛЯ ОЧИСТКИ НАТРИЯ ОТ КИСЛОРОДА**
Зыкова Р.О., Алексеев В.В., Сутягин И.А.
В книге: Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов IV Международной (XVII Региональной) научной конференции. Под общей редакцией А.А. Удаловой. Обнинск, 2021. С. 50-52.

- 16. ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ВЕКТОРА ПЛУТОНИЯ ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛИРОВАНИИ МОКС-ТОПЛИВА В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**
Косякин Д.А., Стогов В.Ю., Коробейников В.В.
В сборнике: Ядерные технологии: от исследований к внедрению - 2021. Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2021. С. 52-53.
- 17. ВОДОРОДНАЯ ОЧИСТКА КОНТУРОВ СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ ОТ ШЛАКОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ НА ОСНОВЕ ИХ ОКСИДОВ**
Кошелёв М.М., Ульянов В.В.
В книге: Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов IV Международной (XVII Региональной) научной конференции. Под общей редакцией А.А. Удаловой. Обнинск, 2021. С. 53-55.
- 18. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВВЭР**
Морозов А.В., Сахипгареев А.Р., Шлепкин А.С.
В сборнике: Ядерные технологии: от исследований к внедрению - 2021. Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2021. С. 62-64.
- 19. МОДЕЛИРОВАНИЕ МАССОПЕРЕНОСА ПРИМЕСЕЙ В ХОЛОДНЫХ ЛОВУШКАХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ**
Сутягин И.А., Алексеев В.В., Зыкова Р.О.
В книге: Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов IV Международной (XVII Региональной) научной конференции. Под общей редакцией А.А. Удаловой. Обнинск, 2021. С. 71-73.
- 20. ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ЗАМЕНЫ ВОДЫ НА СВТ В КАНАЛАХ КРУГЛОЙ ФОРМЫ КРИСТАЛЛИЗАТОРОВ МАШИН НЕПРЕРЫВНОГО ЛИТЬЯ ЗАГОТОВОК**
Ульянов В.В., Коновалов М.А., Кошелёв М.М., Харчук С.Е.
В книге: Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов IV Международной (XVII Региональной) научной конференции. Под общей редакцией А.А. Удаловой. Обнинск, 2021. С. 73-75.
- 21. VNCODE - КОД НАУЧНОГО РУКОВОДИТЕЛЯ ДЛЯ РАСЧЁТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**
Перегудов А.А., Тормышев И.В., Семенов М.Ю., Мишин В.А., Дьяченко Я.В., Дзугкоева Э.М.
В книге: Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения. Тезисы докладов X Всероссийской молодёжной конференции. Димитровград, 2021. С. 74-75.
- 22. ПРОБЛЕМЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА БР-10**
Смыков В.Б., Журин А.В., Удаляя М.В.
В книге: Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок». тезисы докладов. Димитровград, 2021. С. 8-9.
- 23. УТИЛИЗАЦИЯ ОТРАБОТАВШИХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ПРИ ИХ ПИРОЛИЗЕ В ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ**
Кремлёва В.С., Ульянов В.В., Харчук С.Е., Кошелёв М.М.
В книге: Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов IV Международной (XVII Региональной) научной конференции. Под общей редакцией А.А. Удаловой. Обнинск, 2021. С. 95-97.
- 24. ACTIVITIES OF THE GIF SAFETY AND OPERATION PROJECT OF SODIUM-COOLED FAST REACTOR SYSTEMS**
Yamano H., Chenaud M.-S., Kang S.-H., Sumner T., Tsige-Tamirat H., Wang J., Rozhikhin E.
В сборнике: International Conference on Nuclear Engineering, Proceedings, ICONE. 28. Sep. "Proceedings of 2021 28th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE 2021" 2021. С. V001T03A009.

25. A STUDY ON THE RADIAL EXPANSION REACTIVITY OF A METAL-FUELED SODIUM-COOLED FAST REACTOR VIA A PHYSICS EXPERIMENT
Yun S., Kim S.J., Lim J.-Y., Mikhailov G.
Annals of Nuclear Energy. 2021. T. 153. C. 108072.
26. INVESTIGATION OF ACTIVATION CROSS-SECTIONS OF DEUTERON INDUCED REACTIONS ON RUTHENIUM UP TO 50 MEV
Tárkányi F., Ditrói F., Takács S., Hermanne A., Ignatyuk A.V., Spahn I., Spellerberg S.
Applied Radiation and Isotopes. 2021. T. 168. C. 109401.
27. UNIFICATION OF THE BN-1200 REACTOR CORE DESIGNS WITH MOX AND MNUP FUEL
Vasiliev B.A., Belov S.B., Kiselev A.V., Eliseev V.A., Khomiakov I.S., Rodina E.A.
Nuclear Engineering and Design. 2021. T. 382. C. 111387.
28. THE TIME SHIFT BETWEEN THE NEUTRON AND γ -RAY TIMESTAMPS IN ORGANIC STILBENE SCINTILLATOR
Prusachenko P.S., Bobrovsky T.L., Bondarenko I.P., Gurbich A.F., Ketterov V.V., Khromyleva T.A., Khryachkov V.A., Poryvaev V.J., Kobets U.A.
Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2021. T. 1002. C. 165296.
29. MOLECULAR DYNAMIC SIMULATION OF RUTILE SURFACE BOMBARDMENT BY ARGON CLUSTER IONS
Sirotkin V.
Vacuum. 2021. T. 189. C. 110255.
30. REACTOR TESTS OF HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED FUEL RODS
Bulkín S.Y., Kuz'menko R.S., Loginov D.Y., Romadova E.L., Cherepnin Y.S., Shut'ko K.I., Izhutov A.L., Merkurisov I.K.
Atomic Energy. 2021. T. 129. № 5. C. 248-250.
31. FAST REACTOR AIDED ADJUSTMENT OF PLUTONIUM ISOTOPE COMPOSITION
Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Bur'evskii I.V., Gurskaya O.S., Troyanov V.M., Meriot C., Lemasson D., Velardo H., Camarcat N.
Atomic Energy. 2021. T. 129. № 5. C. 270-277.
32. SHORT-TIME MECHANICAL PROPERTIES OF EP823-SH FERRITE-MARTENSITE STEEL AFTER HIGH-DOSE NEUTRON IRRADIATION
Grachev A.F., Zabud'ko L.M., Leont'eva-Smirnova M.V., Naumenko I.A., Kryukov F.N., Chertopyatov E.V., Marinenko E.E., Porollo S.I.
Atomic Energy. 2021. T. 130. № 6. C. 323-327.
33. LIQUID METAL RESEARCH (HISTORY AND KNOWLEDGE TO BE PRESERVED)
Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P.
Atomic Energy. 2021. T. 129. № 6. C. 367-369.
34. INVESTIGATION OF FISSION PRODUCT RELEASE FROM IRRADIATED OXIDE AND NITRIDE NUCLEAR FUEL ON HIGH-TEMPERATURE HEATING IN HELIUM FLOW
Porollo S.I., Moseev L.I., Konobeev Y.V.
Atomic Energy. 2021. T. 130. № 2. C. 76-81.
35. ACTIVATION CROSS SECTIONS OF GAMMA-EMITTERS PRODUCED IN DEUTERON INDUCED REACTIONS ON ^{209}Bi UP TO 50 MEV
Tárkányi F., Takács S., Ditrói F., Szűcs Z., Brezovcsik K., Hermanne A., Ignatyuk A.V.
The European Physical Journal A - Hadrons and Nuclei. 2021. T. 57. № 7.
36. INVESTIGATION OF CROSS SECTIONS OF DEUTERON INDUCED NUCLEAR REACTIONS ON SELENIUM UP TO 50 MEV
Tárkányi F., Takács S., Ditrói F., Szűcs Z., Brezovcsik K., Hermanne A., Ignatyuk A.V.
The European Physical Journal A - Hadrons and Nuclei. 2021. T. 57. № 4.
37. ACTIVATION CROSS SECTION DATA OF DEUTERON INDUCED NUCLEAR REACTIONS ON RUBIDIUM UP TO 50 MEV

- Tárkányi F., Ditrói F., Takács S., Hermanne A., Ignatyuk A.V., Spahn I., Spellerberg S.
The European Physical Journal A - Hadrons and Nuclei. 2021. Т. 57. № 1. С. 21.
38. DEVELOPMENT OF A REFERENCE DATABASE FOR BETA-DELAYED NEUTRON EMISSION
Dimitriou P., VerPELLI M., Dillmann I., Singh B., Piksaikin V., Egorov A., Gremyachkin D., Mitrofanov K.V., Rykaczewski K.P., Grzywacz R., Rasco B.C., Tain J.L., Algora A., Banerjee K., Mukherjee G., Borzov I.N., Cano-Ott D., Mendoza E., Romojaro P., Sanchez-Caballero A. et al.
Nuclear Data Sheets. 2021. Т. 173. С. 144-238.
39. UPGRADE OF IAEA RECOMMENDED DATA OF SELECTED NUCLEAR REACTIONS FOR PRODUCTION OF PET AND SPECT ISOTOPES
Hermanne A., Tárkányi F.T., Takács S., Ignatyuk A.V., Capote R.
Nuclear Data Sheets. 2021. Т. 173. С. 285-308.
40. МЕТОД ОЦЕНКИ ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ АЭС С УЧЕТОМ ХАРАКТЕРИСТИК БЕЗОПАСНОСТИ
Ашурко Ю.М.
Атомная энергия. 2021. Т. 131. № 2. С. 107-109.
41. ОБНАРУЖЕНИЕ ПРИЗНАКОВ НАРУШЕНИЙ ОБЯЗАТЕЛЬСТВ ПО ЯДЕРНОМУ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЮ ГОСУДАРСТВОМ-ИМПОРТЕРОМ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С УСТАНОВКАМИ ЗАМКНУТОГО ЯТЦ
Горин Н.В., Карманов А.Л., Первиненко В.Н., Власов В.В., Теплых Н.А., Кучинов В.П., Чебесков А.Н., Шидловский В.В.
Атомная энергия. 2021. Т. 131. № 4. С. 227-232.
42. ОСНОВНЫЕ ИТОГИ ВЫПОЛНЕНИЯ КОМПЛЕКСНОЙ ПРОГРАММЫ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОБОСНОВАНИЯ ТВЭЛОВ СО СМЕШАННЫМ НИТРИДНЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРОВ БН-1200 И БРЕСТ
Адамов Е.О., Грачев А.Ф., Забудько Л.М., Лачканов Е.В., Мочалов Ю.С., Беляева А.В., Крюков Ф.Н., Иванов Ю.А., Скупов М.В., Мариненко Е.Е., Поролло С.И.
Атомная энергия. 2021. Т. 131. № 5. С. 25-30.
43. КРАТКОВРЕМЕННЫЕ МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНОЙ СТАЛИ ЭП823-Ш ПОСЛЕ ВЫСОКОДОЗОВОГО НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ
Грачев А.Ф., Забудько Л.М., Леонтьева-Смирнова М.В., Науменко И.А., Крюков Ф.Н., Чертопятов Е.В., Мариненко Е.Е., Поролло С.И.
Атомная энергия. 2021. Т. 130. № 6. С. 306-309.
44. ОБЕСПЕЧЕНИЕ РЕЖИМА ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ПРИ ЭКСПОРТЕ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЗАМКНУТЫМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ
Горин Н.В., Волошин Н.П., Чуриков Ю.И., Чебесков А.Н., Кучинов В.П., Васильев А.П., Моисеев А.В., Шепелев С.Ф., Скворцов Д.А., Журин С.И., Шидловский В.В., Кривцов А.В.
Атомная энергия. 2021. Т. 130. № 1. С. 48-51.
45. ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ОКСИДНОГО И НИТРИДНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМ НАГРЕВЕ В ПОТОКЕ ГЕЛИЯ
Поролло С.И., Мосеев Л.И., Конобеев Ю.В.
Атомная энергия. 2021. Т. 130. № 2. С. 74-78.
46. ИССЛЕДОВАНИЯ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ НАКОПЛЕНИЯ ШЛАКОВ, ВОССТАНАВЛИВАЕМЫХ ВОДОРОДОМ, В ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ КОНТУРАХ СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМИ ТЕПЛОСИТЕЛЯМИ
Ульянов В.В., Кошелев М.М., Кремлёва В.С., Харчук С.Е.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 2. С. 119-131.
47. РАДИАЦИОННОЕ УПРОЧНЕНИЕ И ОПТИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ SiO₂
Степанов В.А., Деменков П.В., Никулина О.В.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 1. С. 143-153.

48. МНОГОКРИТЕРИАЛЬНАЯ ОЦЕНКА И РАНЖИРОВАНИЕ ВОЗМОЖНЫХ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ РОССИЙСКОЙ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С ТЕПЛОВЫМИ И БЫСТРЫМИ НАТРИЕВЫМИ РЕАКТОРАМИ
Усанов В.И., Квятковский С.А., Андрианов А.А., Купцов И.С.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 1. С. 16-28.
49. ОЦЕНКА УСТОЙЧИВОСТИ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА В РЕАКТОРЕ ТИПА БН БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ НА ОСНОВЕ МОДАЛЬНОЙ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ КИНЕТИКИ
Тормышев И.В., Гулевич А.В., Елисеев В.А., Стогов В.Ю.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 2. С. 39-49.
50. СРАВНЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ В ВАРИАНТАХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С УРАН-ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВОМ
Коробейников В.В., Колесов В.В., Михалёв А.В.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 4. С. 43-52.
51. СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫЕ РЕАКТОРЫ: ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ. ЧАСТЬ 1. ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ
Троянов В.М., Тошинский Г.И., Степанов В.С., Петроченко В.В.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 4. С. 5-18.
52. СИСТЕМНАЯ ТОПЛИВНАЯ СОСТАВЛЯЮЩАЯ СТОИМОСТИ ПРОИЗВОДИМОЙ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭС С ЗАМКНУТЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ЯТЦ
Зродников А.В., Декусар В.М., Гурская О.С.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 3. С. 5-17.
53. ОБ ОПРЕДЕЛЕНИИ УМНОЖЕНИЯ НЕЙТРОНОВ МЕТОДОМ РОССИ-АЛЬФА
Грабежной В.А., Дулин В.А., Дулин В.В., Михайлов Г.М.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 2. С. 50-58.
54. РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ БЕНЧМАРК-ЭКСПЕРИМЕНТОВ С БЫСТРЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ И МОДЕЛЕЙ РБН С НАТРИЕВЫМ И СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РАЗЛИЧНЫХ БИБЛИОТЕК ОЦЕНЕННЫХ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ
Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Жердев Г.М., Ломаков Г.Б., Теплухина Е.С.
Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 1. С. 71-82.
55. ОЦЕНКА ДОЗОВОЙ НАГРУЗКИ НА РАДИОХИРУРГА ПРИ РАДИОНУКЛИДНОЙ ВЕРТЕБРОПЛАСТИКЕ
Забарянский Ю.Г., Головин А.А., Кураченко Ю.А.
Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2021. Т. 66. № 2. С. 76-77.
56. СПЕКТРАЛЬНО-ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ СВОЙСТВА Yb^{3+} В РАСТВОРАХ $SO_2CL_2-GACL_3-YB^{3+}$
Серегина Е.А., Серегин А.А., Тихонов Г.В.
Оптика и спектроскопия. 2021. Т. 129. № 12. С. 1484-1492.
57. КОНЦЕНТРАЦИЯ ПАРОВ КАДМИЯ И ВРЕМЯ ЖИЗНИ ВЕРХНЕГО РАБОЧЕГО УРОВНЯ НЕ-CD-ЛАЗЕРА С ЯДЕРНОЙ НАКАЧКОЙ НА ПЕРЕХОДЕ $5S^{22}D_{5/2}-5P^3P_{3/2}$ CD II
Денежкин И.А., Дьяченко П.П., Мешакин В.И., Степанов С.П.
Оптика и спектроскопия. 2021. Т. 129. № 3. С. 247-252.
58. ИССЛЕДОВАНИЯ ФРАКЦИОННОГО СОСТАВА ЖИДКИХ ПРОДУКТОВ ПИРОЛИЗА ТВЕРДЫХ ОРГАНИЧЕСКИХ ОТХОДОВ В ЖИДКОМ СВИНЦЕ
Кошелев М.М., Ульянов В.В., Харчук С.Е.
Теоретические основы химической технологии. 2021. Т. 55. № 4. С. 489-495.
59. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ И РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛООБМЕНА И УСТОЙЧИВОСТИ ЦИРКУЛЯЦИИ ПРИ КИПЕНИИ ЖИДКИХ МЕТАЛЛОВ В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ В СБОРКАХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ
Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Кузина Ю.А., Денисова Н.А., Низовцев А.А., Привезенцев В.В., Сорокин Г.А.
Теплоэнергетика. 2021. № 10. С. 24-36.

60. ИССЛЕДОВАНИЕ НАКОПЛЕНИЯ ШЛАКОВ, ВОССТАНАВЛИВАЕМЫХ ВОДОРОДОМ, В ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ КОНТУРАХ СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ
Ульянов В.В., Кошелев М.М., Тепляков Ю.А.
Теплоэнергетика. 2021. № 11. С. 52-61.
61. ПОПРАВочНЫЕ КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРИ ИЗМЕРЕНИИ МОЩНОСТИ АМБИЕНТНОГО ЭКВИВАЛЕНТА ДОЗЫ НЕЙТРОНОВ
Алексеев А.Г., Пикалов В.А., Алексеев П.А.
АНРИ. 2021. № 4 (107). С. 32-40.
62. ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ И РЕСУРСНАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ ПРОИЗВОДСТВЕННОГО ЦИКЛА
Усанов В.И.
Энергия: экономика, техника, экология. 2021. № 3. С. 32-38.
63. RADIATIVE CHARACTERISTICS OF Ar_2Cl^* EXCIMER MOLECULES UNDER PUMPING OF AN $Ar + CCl_4$ DENSE GAS MIXTURE BY HIGH-ENERGY ELECTRONS
Mis'kevich A.I., Podkopaev A.V.
Optics and Spectroscopy. 2021.
64. RADIATIVE NEUTRON CAPTURE CROSS-SECTION MEASUREMENT OF GE ISOTOPES AT N_TOF CERN FACILITY AND ITS IMPORTANCE FOR STELLAR NUCLEOSYNTHESIS
Gawlik A., Andrzejewski J., Perkowski J., Lederer-Woods C., Battino U., Tattersall A., Dietz M., Lonsdale S.J., Woods P.J., Ferreira P., Barros S., Gonçalves I.F., Vaz P., Günsing F., Berthoumieux E., Diakaki M., Dupont E., Weiss C., Aberle O., Brugger M. et al.
Acta Physica Polonica A. 2021. T. 139. № 4. С. 383-388.
65. EXPERIMENTAL AND NUMERICAL INVESTIGATIONS INTO HEAT EXCHANGE AND STABILITY OF CIRCULATION DURING LIQUID METALS' BOILING IN ASSEMBLIES OF FAST NEUTRON REACTORS IN ACCIDENT REGIMES
Sorokin A.P., Ivanov E.F., Kuzina J.A., Denisova N.A., Nizovcev A.A., Privezencev V.V., Sorokin G.A.
Thermal Engineering. 2021. T. 68. № 10. С. 752-762.
66. КОНТРОЛЬ ИЗНОСА СВАРОЧНОГО ИНСТРУМЕНТА ПРИ СВАРКЕ ТРЕНИЕМ С ПЕРЕМЕШИВАНИЕМ
Никитина М.А., Боховко М.В., Гурбич А.Ф., Травинкин Ю.П.
Сварка и диагностика. 2021. № 4. С. 45-47.
67. БАРЬЕРЫ НА ПУТЯХ ЯДЕРНОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ ПРИ ЭКСПОРТЕ РОССИЙСКИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЗАМКНУТЫМ ЯТЦ (НА ПРИМЕРЕ БРЕСТ-ОД-300)
Горин Н.В., Кузнецов Е.В., Кучинов В.П., Чебесков А.Н., Моисеев А.В., Шидловский В.В., Кривцов А.В.
Вестник НЯЦ РК. 2021. № 4. С. 16-21.
68. БРАХИТЕРАПИЯ ЛОКАЛИЗОВАННОГО РАКА ПРЕДСТАТЕЛЬНОЙ ЖЕЛЕЗЫ ОТЕЧЕСТВЕННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ I-125: СОБСТВЕННЫЙ ОПЫТ НАЦИОНАЛЬНОГО МЕДИЦИНСКОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЦЕНТРА РАДИОЛОГИИ
Бирюков В.А., Поляков В.А., Корякин А.В., Черниченко А.В., Степаненко В.Ф., Лепилина О.Г., Артамонов С.А., Болонкин А.С., Козлов Т.И., Кутин А.Ю., Карякин О.Б., Иванов С.А., Каприн А.Д.
Экспериментальная и клиническая урология. 2021. T. 14. № 3. С. 60-69.
69. СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ЗАДАЧИ РАЗРАБОТОК ПО ТЕХНОЛОГИИ ТЯЖЁЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ (РВ, РВ-В1)
Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю., Ульянов В.В., Воронин И.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 105-115.
70. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛООБМЕНА В ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ В УСЛОВИЯХ ЕСТЕСТВЕННОЙ КОНВЕКЦИИ
Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Денисова Н.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 106-120.

71. МОДЕЛИРОВАНИЕ УНОСА КАПЕЛЬ В СТРУЙНО-ВИХРЕВОМ КОНДЕНСАТОРЕ СИСТЕМЫ ЛОКАЛИЗАЦИИ АВАРИЙ ВВЭР-440
Казанцев А.А., Супотницкая О.В., Сергеев В.В.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 1. С. 108-116.
72. ФИЛЬТР КАЛЬМАНА В ЗАДАЧЕ ОЦЕНКИ 8-ГРУППОВЫХ СПЕКТРОВ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ПРИ ДЕЛЕНИИ ^{235}U ТЕПЛОВЫМИ НЕЙТРОНАМИ
Егоров А.С., Пиксайкин В.М., Гремячкин Д.Е., Митрофанов К.В., Митрофанов В.Ф.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 11-34.
73. МНОГОФУНКЦИОНАЛЬНОЕ МАГНИТОГИДРОДИНАМИЧЕСКОЕ УСТРОЙСТВО
Логинов Н.И.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 116-126.
74. ПРИМЕНЕНИЕ АЭРОЗОЛЬНОГО МЕЛКОДИСПЕРСНОГО СПРЕЯ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОХЛАЖДЕНИЯ ОРЕБРЕННЫХ ТРУБ
Шлепкин А.С., Морозов А.В.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 121-130.
75. ГИДРАВЛИКА ГАЗЛИФТНОГО ЗОНДА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ
Верещагина Т.Н., Лемехов В.В., Моркин М.С.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 1. С. 124-134.
76. ТЕРМОАКУСТИЧЕСКИЙ ЭФФЕКТ И ЕГО ПРИМЕНЕНИЕ
Верещагина Т.Н., Михеев А.С., Кудряева Ю.В.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 127-138.
77. ОЦЕНКА ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ГАЗЛИФТНОГО ЗОНДА В СИСТЕМЕ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ПО МОДЕЛИ РАСТВОРЕНИЯ/ДЕГАЗАЦИИ ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ
Гончар Н.И., Моркин М.С.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 1. С. 135-144.
78. ГИДРОДИНАМИКА ТУРБУЛЕНТНЫХ ПОТОКОВ В ТВС БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ (ПОЛЕ СКОРОСТИ И МИКРОСТРУКТУРА ТУРБУЛЕНТНОСТИ)
Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Денисова Н.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 139-166.
79. РАСЧЕТНО-АНАЛИТИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБРАЗОВАНИЯ И НАКОПЛЕНИЯ ОТЛОЖЕНИЙ В КОНТУРЕ С ТЖМТ В РАМКАХ СОГЛАСОВАННОЙ МОДЕЛИ ПРОТЕКАНИЯ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ
Авдеенков А.В., Ачаковский О.И.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 143-157.
80. ДИССОЦИАЦИЯ ОКСИДОВ ЖЕЛЕЗА В РАСПЛАВАХ ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ
Осипов А.А., Иванов К.Д.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 147-153.
81. ПОВЕДЕНИЕ ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩИХ ОРГАНИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ В ЦИРКУЛЯЦИОННОМ НАТРИЕВОМ КОНТУРЕ
Загорюлько Ю.И., Ганичев Н.С., Коновалов М.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 154-161.
82. О РАЗРАБОТКЕ ТЕПЛОВЫХ ТРУБ ДЛЯ ЯЭУ
Логинов Н.И., Михеев А.С., Верещагина Т.Н.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 158-166.
83. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ РАСТВОРИМОСТИ БОРНОЙ КИСЛОТЫ В ПАРЕ ПРИ КИПЕНИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ВВЭР В СЛУЧАЕ АВАРИИ
Сахипгареев А.Р., Шлепкин А.С., Морозов А.В.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 167-173.

84. РАСЧЕТ ПАРАМЕТРОВ ГАЗОВОЙ СРЕДЫ В КОНТЕЙНМЕНТЕ АЭС С УЧЕТОМ ПОЛНОГО АДИАБАТИЧЕСКОГО СГОРАНИЯ ВОДОРОДА КОДОМ КУПОЛ-М
Кругликов Ю.С., Супотницкая О.В., Янцева Л.М.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 167-173.
85. КОМПЛЕКС ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СТЕНДОВ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ И БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ
Кузина Ю.А., Клинов Д.А., Михайлов Г.М., Сорокин А.П.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 172-194.
86. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИМЕНИМОСТИ ТВЕРДОГО ОКСИДНОГО ЭЛЕКТРОЛИТА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ НИЖНЕЙ ГРАНИЦЫ КОНТРОЛЯ КИСЛОРОДА В НАТРИИ
Блохин В.А., Борисов В.В., Жмурин В.Г., Засорин И.И., Камаев А.А., Пахомов И.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 174-180.
87. ТЕРМОДИНАМИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА УСТОЙЧИВОСТИ ОКСИДНЫХ СИСТЕМ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К МАТЕРИАЛАМ ДАТЧИКА КОНТРОЛЯ КИСЛОРОДА В НАТРИИ
Лаврова О.В., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 174-183.
88. ПОДДЕРЖАНИЕ КАЧЕСТВА СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ В ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ ПЕРЕРАБОТКИ ОРГАНИЧЕСКОГО И НЕОРГАНИЧЕСКОГО СЫРЬЯ
Ульянов В.В., Кошелев М.М., Харчук С.Е.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 181-199.
89. ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ГРАНУЛ ОКСИДА СВИНЦА ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ВЫДЕРЖКИ В ЖИДКОМ СВИНЦЕ
Скобеев Д.А., Легких А.Ю.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 184-190.
90. ИССЛЕДОВАНИЕ МЕХАНИЗМА ШЛАКОНАКОПЛЕНИЯ В КОНТУРАХ СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ И ЕГО ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ОБРАБОТКОЙ СМЕСЯМИ ВОДОРОДА И ВОДЯНОГО ПАРА
Кошелев М.М., Ульянов В.В., Харчук С.Е.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 191-205.
91. ПРИМЕНЕНИЕ СХЕМ ТЕЧЕНИЯ И УЧЕТ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ЭФФЕКТОВ ПРИ СОВЕРШЕНСТВОВАНИИ РАЗДАЮЩИХ КОЛЛЕКТОРНЫХ СИСТЕМ ТЕПЛООБМЕННИКОВ И РЕАКТОРОВ ЯЭУ
Дельнов В.Н.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 200-217.
92. ПРОФИЛЬ СКОРОСТИ В УСЛОВИЯХ ЕСТЕСТВЕННОЙ ТУРБУЛЕНТНОЙ КОНВЕКЦИИ ПО НОРМАЛИ К ТЕПЛОТДАЮЩИМ ПОВЕРХНОСТЯМ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ УСТРОЙСТВ
Матюхин Н.М., Сорокин А.П., Денисова Н.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 203-212.
93. ФИЗИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ МАССОПЕРЕНОСА КОРРОЗИОННОГО ВОДОРОДА В ПАРОГЕНЕРАТОРАХ ТИПА НАТРИЙ-ВОДА БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ
Смыков В.Б., Канухина С.В., Легких К.Г.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 206-212.
94. ТЕПЛОВЫЕ ТРУБЫ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ
Верещагина Т.Н., Логинов Н.И.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 213-233.

95. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОЕКТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПАРОГЕНЕРАТОРА РУ БРЕСТ-ОД-300
Грабежная В.А., Михеев А.С., Алехин А.В., Крюков А.Е., Тихомиров А.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 218-235.
96. ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ: ОТ ПЕРВОГО СТЕНДА К КРУПНОМАСШТАБНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ
Кузина Ю.А., Арнольдов М.Н., Орлов Ю.И., Сорокин А.П.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 236-255.
97. К ВОПРОСУ О ЦЕНЕ ПЛУТОНИЯ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭС
Декусар В.М., Гурская О.С.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 25-33.
98. СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ПЕРИОДИЧЕСКОГО ДЕЙСТВИЯ
Грибачёва В.А., Щербаков С.И.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 256-267.
99. ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОМПЛЕКСА ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ БОРНОЙ КИСЛОТЫ ПРИ ПАРАМЕТРАХ ХАРАКТЕРНЫХ ДЛЯ АВАРИЙНОГО РЕЖИМА ВВЭР
Шлепкин А.С., Морозов А.В., Сахипгареев А.Р., Калякин Д.С.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 268-280.
100. ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ТИГЛЕЙ ZrO_2 -MGO-CAO ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ СПЛАВА U-10 % ZR
Курина И.С., Фролова М.Ю., Чесноков Е.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 28-34.
101. АНАЛИЗ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТИ ПРОЕКТА ЭНЕРГОБЛОКА БН НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ С УЧЁТОМ СИСТЕМНЫХ ТРЕБОВАНИЙ
Алексеев П.Н., Андрианов А.А., Баканов М.В., Баланин А.Л., Гулевич А.В., Декусар В.М., Егоров А.Ф., Коробейников В.В., Марова Е.В., Маслов А.М., Мосеев А.Л., Невиница В.А., Теплов П.С., Фаракшин М.Р., Фомиченко П.А., Шепелев С.Ф.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 34-51.
102. РАЗРАБОТКА МАЛОГАБАРИТНОЙ ИМПУЛЬСНОЙ НЕЙТРОННОЙ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ МАССЫ ДЕЛЯЩИХСЯ НУКЛИДОВ В ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДАХ
Бежунов Г.М., Рыков Н.С., Рязанов Б.Г.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 49-67.
103. ИССЛЕДОВАНИЯ ВРЕМЕННОЙ ЗАВИСИМОСТИ СПАДА ИНТЕНСИВНОСТИ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ПРИ ДЕЛЕНИИ ЯДЕР ^{237}Np С РАЗЛИЧНОЙ ЭНЕРГИЕЙ ВОЗБУЖДЕНИЯ
Егоров А.С., Гремячкин Д.Е., Пиксайкин В.М., Митрофанов К.В., Митрофанов В.Ф., Кобец У.А., Колесников Д.В., Чаплыгин Е.И., Матвеев О.В., Сутягин И.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 5-10.
104. ЯДЕРНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ - БИБЛИОТЕКА ФАЙЛОВ РОСФОНД И СИСТЕМА КОНСТАНТ БНАБ-РФ
Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Кошечев В.Н.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 5-24.
105. АЛГОРИТМ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ ДЛЯ N/γ -РАЗДЕЛЕНИЯ В ОРГАНИЧЕСКИХ СЦИНТИЛЛЯТОРАХ
Бобровский Т.Л., Прусаченко П.С., Хрячков В.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 4. С. 5-17.
106. ВЫБОР СТРУКТУРЫ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭС С ОПТИМАЛЬНЫМ УЧЕТОМ ЭКСПОРТНОГО ПОТЕНЦИАЛА И ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИМИ ПОКАЗАТЕЛЯМИ
Зродников А.В., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Егоров А.Ф., Декусар В.М.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 52-63.

- 107.** ПРОБЛЕМЫ ФИЗИКИ И ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ В РЕАКТОРАХ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ
Глебов А.П.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 64-81.
- 108.** ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ СПЛАВА U-10 % ZR
Курина И.С., Фролова М.Ю., Чесноков Е.А., Рябый В.М., Дворяшин А.М., Канунников М.Ю.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 3. С. 68-76.
- 109.** ОБЗОР ИССЛЕДОВАНИЙ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТОПЛИВА U-10 МАС. % ZR
Курина И.С., Фролова М.Ю., Чесноков Е.А.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 82-104.
- 110.** ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕПЛОВЫХ РЕЖИМОВ БАССЕЙНОВ ВЫДЕРЖКИ БИАЭС
Сергеев В.В.
ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 1. С. 97-107.
- 111.** MEASUREMENT OF THE CROSS SECTION AT THE N_TOF FACILITY AT CERN
Gawlik-Ramięga A., Andrzejewski J., Perkowski J., Beinrucker C., Berthoumieux E., Billowes J., Bosnar D., Saamaño M., Calviño F., Casanovas A., Castelluccio D.M., Cortés G., Cortés-Giraldo M.A., Cosentino L., Diakaki M., Dupont E., Durán I., Fernández-Domínguez B., Finocchiaro P., Göbel K. et al.
Physical Review C. 2021. Т. 104. № 4. С. 044610.
- 112.** NUMERICAL AND ANALYTICAL RESEARCH OF THE FORMATION AND ACCUMULATION OF DEPOSITS ON THE CIRCUIT WITH HLM COOLANT WITHIN THE CONSISTENT MODEL FOR PHYSICAL AND CHEMICAL PROCESSES
Avdeenkov A.V., Orlov A.I., Achakovsky O.I.
The Minerals, Metals & Materials Series (см. в книгах). 2021. Т. 5. С. 657-666.

Список статей, опубликованный в журнале «ВАНТ. Ядерно-реакторные константы» в 2021 году

Выпуск 1. 10.55176/2414-1038-2021-1

№	Название статьи	Авторы	Адрес
1	ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ТЕМПЕРАТУРНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ В ПЛУТОНИЕВЫХ РАЗМНОЖАЮЩИХ СИСТЕМАХ БЕЗ ОТРАЖАТЕЛЯ	Вайвод А.А., Бесов С.С., Юдов А.А., Андреев С.А.	Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск, Россия
2	ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДОВ ПЕРВОГО И ПОСЛЕДНЕГО СТОЛКНОВЕНИЯ В ПРОГРАММЕ ODETТА ПРИ РЕШЕНИИ ЗАДАЧ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ	Березнев В.П., Белов А.А., Колташев Д.А.	Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, Москва, Россия
3	ПРИМЕНЕНИЕ НЕАНАЛОГОВОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ МОНТЕ-КАРЛО В ЗАДАЧАХ РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ	Богданова Е.В. ¹ , Тихомиров Г.В. ¹ , Сулов И.Р. ² , Хомяков Ю.С. ²	¹ Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия ² АО «Прорыв», Москва, Россия
4	РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ОДНОВРЕМЕННО ВОЗНИКАЮЩИХ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ НА ЭНЕРГБЛОКАХ № 3 И 4 БАЭС	Анфимов А.М., Кирилов И.Н., Кузнецов Д.В., Никаноров О.Л., Салаяев А.В.	Акционерное общество «Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения имени И.И. Африкантова», Нижний Новгород, Россия
5	НОВАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА SD-TMSR	Ашраф О. ^{1, 2} , Тихомиров Г.В. ¹	1 Институт ядерной физики и технологий, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия 2 Университет Айн-Шамс, Каир, Египет
6	АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ПРИМЕНЕНИЯ ДИНАМИЧЕСКОГО МЕТОДА ДЛЯ РАСЧЕТНОГО ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ МАНЕВРЕННЫХ РЕЖИМОВ НА РУ ВВЭР	Увакин М.А., Николаев А.Л., Махин И.В., Сотсков Е.В.	АО Опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия
7	ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ПРОХОЖДЕНИЯ НЕЙТРОНОВ ЧЕРЕЗ СЛОИ ГИДРИДА ЛИТИЯ-7 В УРАНОВОЙ РАЗМНОЖАЮЩЕЙ СИСТЕМЕ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА	Вайвод А.А., Юдов А.А., Бесов С.С., Андреев С.А.	Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский

№	Название статьи	Авторы	Адрес
	НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА		институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск, Россия
8	ИНЖЕНЕРНЫЕ ФОРМУЛЫ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ ЕСТЕСТВЕННОЙ КОНВЕКЦИИ У ПОВЕРХНОСТИ ТВС ВВЭР-1000 НА РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЯ ЕЕ РАЗМЕРОВ УЛЬТРАЗВУКОВЫМ МЕТОДОМ В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ АЭС	Воронина А.В., Павлов С.В.	Димитровградский Инженерно-Технологический Институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Димитровград, Россия
9	РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ, ОТВЕТСТВЕННЫХ ЗА СОВМЕСТИМОСТЬ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ С ЖИДКИМ СПЛАВОМ Sn-20% Li	Красин В.П., Союстова С.И.	ФГБОУ ВО «Московский политехнический университет», Москва, Россия
10	ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕПЛОВЫХ РЕЖИМОВ БАССЕЙНОВ ВЫДЕРЖКИ БиАЭС	Сергеев В.В.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
11	МОДЕЛИРОВАНИЕ УНОСА КАПЕЛЬ В СТРУЙНО-ВИХРЕВОМ КОНДЕНСАТОРЕ СИСТЕМЫ ЛОКАЛИЗАЦИИ АВАРИЙ ВВЭР-440	Казанцев А.А., Супотницкая О.В., Сергеев В.В.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
12	ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРЯМОГО РЕБРА С ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕМ	Левченко В.А., Кащеев М.В., Дорохович С.Л., Зайцев А.А.	ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», Обнинск, Россия
13	ГИДРАВЛИКА ГАЗЛИФТНОГО ЗОНДА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ	Верещагина Т.Н. ¹ , Лемехов В.В. ² , Моркин М.С. ²	1 АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия 2 АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала», Москва, Россия
14	ОЦЕНКА ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ГАЗЛИФТНОГО ЗОНДА В СИСТЕМЕ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ПО МОДЕЛИ РАСТВОРЕНИЯ/ДЕГАЗАЦИИ ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ	Гончар Н.И. ¹ , Моркин М.С. ²	1 АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия 2 АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт

№	Название статьи	Авторы	Адрес
			энерготехники имени Н.А. Доллежала», Москва, Россия
15	РАЗРАБОТКА И АВТОМАТИЗАЦИЯ ИЗМЕРЕНИЯ И РЕГУЛИРОВАНИЯ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ЯЧЕЙКАХ ТВЭЛ МОДЕЛЬНЫХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК	Авдеев Е.Ф., Смирнова В.О.	Обнинский институт атомной энергетики – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Обнинск, Россия
16	РАСЧЕТ МОЩНОСТИ ПРЯМОТРУБНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ	Блохина А.Н., Лякишев С.Л., Короткова О.В.	АО Опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Выпуск 2 10.55176/2414-1038-2021-2

К 75-летию АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского»

№	Название статьи	Авторы	Адрес
1	ЯДЕРНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ – БИБЛИОТЕКА ФАЙЛОВ РОСФОНД И СИСТЕМА КОНСТАНТ БНАБ-РФ	Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Кошечев В.Н.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
2	К ВОПРОСУ О ЦЕНЕ ПЛУТОНИЯ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭС	Декусар В.М., Гурская О.С.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
3	АНАЛИЗ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТИ ПРОЕКТА ЭНЕРГОБЛОКА БН НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ С УЧЁТОМ СИСТЕМНЫХ ТРЕБОВАНИЙ	Алексеев П.Н. ¹ , Андрианов А.А. ² , Баканов М.В. ³ , Баланин А.Л. ¹ , Гулевич А.В. ⁴ , Декусар В.М. ⁴ , Егоров А.Ф. ⁴ , Коробейников В.В. ⁴ , Марова Е.В. ⁵ , Маслов А.М. ⁵ , Мосеев А.Л. ⁴ , Невиница В.А. ¹ , Теплов П.С. ³ , Фаракшин М.Р. ⁵ , Фомиченко П.А. ¹ , Шепелев С.Ф. ⁵	1 Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия 2 Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия 3 АО «Концерн Росэнергоатом», Москва, Россия 4 АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

№	Название статьи	Авторы	Адрес
			5 АО «Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения имени И.И. Африкантова», Нижний Новгород, Россия
4	ВЫБОР СТРУКТУРЫ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭС С ОПТИМАЛЬНЫМ УЧЕТОМ ЭКСПОРТНОГО ПОТЕНЦИАЛА И ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИМИ ПОКАЗАТЕЛЯМИ	Зродников А.В., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Егоров А.Ф., Декусар В.М.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
5	ПРОБЛЕМЫ ФИЗИКИ И ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ В РЕАКТОРАХ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ	Глебов А.П.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
6	ОБЗОР ИССЛЕДОВАНИЙ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТОПЛИВА U-10 мас. % Zr	Курина И.С., Фролова М.Ю., Чесноков Е.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
7	СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ЗАДАЧИ РАЗРАБОТОК ПО ТЕХНОЛОГИИ ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ (Pb, Pb-Bi)	Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю., Ульянов В.В., Воронин И.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
8	ТЕРМОАКУСТИЧЕСКИЙ ЭФФЕКТ И ЕГО ПРИМЕНЕНИЕ	Верещагина Т.Н., Михеев А.С., Кудряева Ю.В.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
9	МНОГОФУНКЦИОНАЛЬНОЕ МАГНИТОГИДРОДИНАМИЧЕСКОЕ УСТРОЙСТВО	Логинов Н.И.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
10	ГИДРОДИНАМИКА ТУРБУЛЕНТНЫХ ПОТОКОВ В ТВС БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ (ПОЛЕ СКОРОСТИ И МИКРОСТРУКТУРА ТУРБУЛЕНТНОСТИ)	Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Денисова Н.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
11	РАСЧЕТ ПАРАМЕТРОВ ГАЗОВОЙ СРЕДЫ В КОНТЕЙНМЕНТЕ АЭС С УЧЕТОМ ПОЛНОГО АДИАБАТИЧЕСКОГО СГОРАНИЯ ВОДОРОДА КОДОМ КУПОЛ-М	Кругликов Ю.С., Супотницкая О.В., Янцева Л.М.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

№	Название статьи	Авторы	Адрес
12	ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИМЕНИМОСТИ ТВЕРДОГО ОКСИДНОГО ЭЛЕКТРОЛИТА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ НИЖНЕЙ ГРАНИЦЫ КОНТРОЛЯ КИСЛОРОДА В НАТРИИ	Блохин В.А., Борисов В.В., Жмурин В.Г., Засорин И.И., Камаев А.А., Пахомов И.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
13	ПОДДЕРЖАНИЕ КАЧЕСТВА СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ В ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ ПЕРЕРАБОТКИ	Ульянов В.В., Кошелев М.М., Харчук С.Е.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
14	ПРИМЕНЕНИЕ СХЕМ ТЕЧЕНИЯ И УЧЕТ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ЭФФЕКТОВ ПРИ СОВЕРШЕНСТВОВАНИИ РАЗДАЮЩИХ КОЛЛЕКТОРНЫХ СИСТЕМ ТЕПЛООБМЕННИКОВ И РЕАКТОРОВ ЯЭУ	Дельнов В.Н.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
15	ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОЕКТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПАРОГЕНЕРАТОРА РУ БРЕСТ-ОД-300	Грабежная В.А., Михеев А.С., Алехин А.В., Крюков А.Е., Тихомиров А.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
16	ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ: ОТ ПЕРВОГО СТЕНДА К КРУПНОМАСШТАБНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ	Кузина Ю.А., Арнольдов М.Н., Орлов Ю.И., Сорокин А.П.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
17	СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ПЕРИОДИЧЕСКОГО ДЕЙСТВИЯ	Грибачёва В.А., Щербаков С.И.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
18	ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОМПЛЕКСА ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ БОРНОЙ КИСЛОТЫ ПРИ ПАРАМЕТРАХ ХАРАКТЕРНЫХ ДЛЯ АВАРИЙНОГО РЕЖИМА ВВЭР	Шлепкин А.С., Морозов А.В., Сахипгареев А.Р., Калякин Д.С.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

Выпуск 3. 10.55176/2414-1038-2021-3

№	Название статьи	Авторы	Адрес
1	ИССЛЕДОВАНИЯ ВРЕМЕННОЙ ЗАВИСИМОСТИ СПАДА ИНТЕНСИВНОСТИ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ПРИ ДЕЛЕНИИ ЯДЕР №-237 С РАЗЛИЧНОЙ ЭНЕРГИЕЙ ВОЗБУЖДЕНИЯ	Егоров А.С., Гремячкин Д.Е., Пиксайкин В.М., Митрофанов К.В., Митрофанов В.Ф., Кобец У.А., Колесников Д.В., Чаплыгин Е.И., Матвеев О.В., Сутягин И.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
2	ФИЛЬТР КАЛЬМАНА В ЗАДАЧЕ ОЦЕНКИ 8-ГРУППОВЫХ СПЕКТРОВ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ПРИ ДЕЛЕНИИ U-235 ТЕПЛОВЫМИ НЕЙТРОНАМИ	Егоров А.С., Пиксайкин В.М., Гремячкин Д.Е., Митрофанов К.В., Митрофанов В.Ф.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
3	ПРОГРАММА СПЕКТРОМЕТРИИ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В РЕАКТОРЕ СМ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ	Енин С.А. ^{1,2} , Белозерова А.Р. ¹ , Павлов В.В. ¹ , Чернышева Т.И. ¹	1 АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», Димитровград, Россия 2Димитровградский Инженерно-Технологический Институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Димитровград, Россия
4	РАЗРАБОТКА МАЛОГАБАРИТНОЙ ИМПУЛЬСНОЙ НЕЙТРОННОЙ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ МАССЫ ДЕЛЯЩИХСЯ НУКЛИДОВ В ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДАХ	Бежунов Г.М., Рыков Н.С., Рязанов Б.Г.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
5	ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ СПЛАВА U-10 % Zr	Курина И.С., Фролова М.Ю., Чесноков Е.А., Рябый В.М., Дворяшин А.М., Канунников М.Ю.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
6	РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ MORFOЛОГИИ ГИДРИДОВ ЦИРКОНИЯ ПРИ СУЩЕСТВЕННО РАЗЛИЧНЫХ СКОРОСТЯХ ОХЛАЖДЕНИЯ	Колесник М.Ю. ¹ , Алиев Т.Н. ^{1,2} , Лиханский В.В. ^{1,2}	1 ФГБУН Физический институт имени П.Н. Лебедева Российской академии наук, Москва, Россия 2Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

№	Название статьи	Авторы	Адрес
7	ОЦЕНКА ПОСЛЕДСТВИЙ ПАДЕНИЯ ВТУК ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ТРАНСПОРТНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОПЕРАЦИЙ	Виленский О.Ю., Душев С.А., Лапшин Д.А., Новинский Э.Г., Русинов Н.С.	АО «Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения имени И.И. Африкантова», Нижний Новгород, Россия
8	МАТЕМАТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ СОУДАРЕНИЯ ТУРБИНЫ САМОЛЕТА С ТРАНСПОРТНЫМ УПАКОВОЧНЫМ КОМПЛЕКТОМ	Виленский О.Ю., Душев С.А., Лапшин Д.А., Новинский Э.Г., Татарский А.М.	АО «Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения имени И.И. Африкантова», Нижний Новгород, Россия
9	ПОВЕРХНОСТНОЕ НАТЯЖЕНИЕ ЭВТЕКТИЧЕСКОГО РАСПЛАВА Рb44,6Bi55,4 В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА	Алчагиров Б.Б., Хибиев А.Х.	Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Кабардино-Балкарский государственный университет имени Х.М. Бербекова», Нальчик, Россия
10	ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ НАГРУЗОК НА ТВЭЛЫ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ СТРУКТУРЫ ТЕЧЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ВХОДЕ В ТВС ВВЭР	Перевезенцев В.В.	Московский государственный технический университет имени Н.Э. Баумана (национальный исследовательский университет), Москва, Россия
11	РАСЧЕТНО-АНАЛИТИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБРАЗОВАНИЯ И НАКОПЛЕНИЯ ОТЛОЖЕНИЙ В КОНТУРЕ С ТЖМТ В РАМКАХ СОГЛАСОВАННОЙ МОДЕЛИ ПРОТЕКАНИЯ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ	Авдеенков А.В., Ачаковский О.И.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
12	О РАЗРАБОТКЕ ТЕПЛОВЫХ ТРУБ ДЛЯ ЯЭУ	Логинов Н.И., Михеев А.С., Верещагина Т.Н.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
13	ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ РАСТВОРИМОСТИ БОРНОЙ КИСЛОТЫ В ПАРЕ ПРИ КИПЕНИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ВВЭР В СЛУЧАЕ АВАРИИ	Сахипгареев А.Р., Шлепкин А.С., Морозов А.В.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
14	ТЕРМОДИНАМИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА УСТОЙЧИВОСТИ ОКСИДНЫХ СИСТЕМ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К МАТЕРИАЛАМ ДАТЧИКА КОНТРОЛЯ КИСЛОРОДА В НАТРИИ	Лаврова О.В., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

№	Название статьи	Авторы	Адрес
15	ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ГРАНУЛ ОКСИДА СВИНЦА ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ВЫДЕРЖКИ В ЖИДКОМ СВИНЦЕ	Скобеев Д.А., Легких А.Ю.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
16	ИССЛЕДОВАНИЕ МЕХАНИЗМА ШЛАКОНАКОПЛЕНИЯ В КОНТУРАХ СО СВИНЕЦСОДЕРЖАЩИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ И ЕГО ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ОБРАБОТКОЙ СМЕСЯМИ ВОДОРОДА И ВОДЯНОГО ПАРА	Кошелев М.М., Ульянов В.В., Харчук С.Е.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
17	ФИЗИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ МАССОПЕРЕНОСА КОРРОЗИОННОГО ВОДОРОДА В ПАРОГЕНЕРАТОРАХ ТИПА НАТРИЙ-ВОДА БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ	Смыков В.Б., Канухина С.В., Легких К.Г.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
18	ВАЛИДАЦИЯ КОДОВ КОРСАР/ГП И СОКРАТ/В1 ДЛЯ УСЛОВИЙ БАСЕЙНА ВЫДЕРЖКИ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА	Бедретдинов М.М., Степанов О.Е.	АО Опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

Выпуск 4. 10.55176/2414-1038-2021-4

№	Название статьи	Авторы	Адрес
1	АЛГОРИТМ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ ДЛЯ n/γ -РАЗДЕЛЕНИЯ В ОРГАНИЧЕСКИХ СЦИНТИЛЛЯТОРАХ	Бобровский Т.Л., Прусаченко П.С., Хрячков В.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
2	О ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ-СЖИГАТЕЛЕ	Белоногов М.Н., Волков И.А., Модестов Д.Г., Симоненко В.А., Хмельницкий Д.В.	Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», Снежинск, Россия

№	Название статьи	Авторы	Адрес
3	ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ТИГЛЕЙ ZrO ₂ -MgO-CaO ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ СПЛАВА U-10 % Zr	Курина И.С., Фролова М.Ю., Чесноков Е.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
4	МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКОГО ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛОВ С ВЫГОРАЮЩИМ ПОГЛОТИТЕЛЕМ НА ОСНОВЕ ОКСИДА ГАДОЛИНИЯ В КОДЕ РТОП-СА	Лиханский В.В. ^{1,2} , Сорокин А.А. ^{1,2} , Зборовский В.Г. ² , Улыбышев К.Е. ¹ , Строжук А.В. ³	1 Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия 2 ФГБУН «Физический институт имени П.Н. Лебедева Российской академии наук», Москва, Россия 3 АО «Научно-исследовательский институт ядерных реакторов», Димитровград, Россия
5	РАСЧЕТ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ОБЛУЧЕНИЮ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В ПОТОКЕ ТЕРМОЯДЕРНЫХ НЕЙТРОНОВ КОДОМ ВЫГОРАНИЯ VPSD	Белов А.А., Крячко М.В., Чертовских О.И.	Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, Москва, Россия
6	РАСЧЁТНАЯ ОЦЕНКА ТРЕБУЕМОГО ТЕПЛО ВЫДЕЛЕНИЯ В ОПЫТНЫХ ТВЭЛАХ ДЛЯ ДОСТИЖЕНИЯ СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ ИХ ОБЛУЧЕНИИ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ	Трофимчук В.В., Насонов В.А., Песня Ю.Е., Глыва К.И.	Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия
7	ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВИХРЕВЫХ ПОТОКОВ НА ЭЛЕМЕНТЫ ЯЭУ	Митрофанова О.В. ^{1,2} , Байрамуков А.Ш. ¹ , Ивлев О.А. ¹ , Уртенев Д.С. ¹ , Федоринов А.В. ¹	1 Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия 2 Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия
8	ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ ИМИТАТОРА РАСПЛАВА СОЛИ ПРИ ТЕЧЕНИИ В КАНАЛЕ В УСЛОВИЯХ НЕОДНОРОДНОГО ОБОГРЕВА	Белавина Е.А. ² , Беляев И.А. ¹ , Пятницкая Н.Ю. ¹	1 Объединенный институт высоких температур Российской академии наук, Москва, Россия 2 Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский

№	Название статьи	Авторы	Адрес
			университет МЭИ», Москва, Россия
9	ХАРАКТЕРИСТИКИ КОЛЬЦЕВОГО РЕБРА ПРЯМОУГОЛЬНОГО ПРОФИЛЯ С ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕМ	Левченко В.А., Кащеев М.В., Дорохович С.Л., Зайцев А.А.	ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», Обнинск, Россия
10	ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛООБМЕНА В ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ В УСЛОВИЯХ ЕСТЕСТВЕННОЙ КОНВЕКЦИИ	Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Денисова Н.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
11	ПРИМЕНЕНИЕ АЭРОЗОЛЬНОГО МЕЛКОДИСПЕРСНОГО СПРЕЯ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОХЛАЖДЕНИЯ ОБРЕБЕННЫХ ТРУБ	Шлепкин А.С., Морозов А.В.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
12	РАСЧЁТНЫЙ МОДУЛЬ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ В КАНАЛЕ РЕАКТОРА С ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ЗАКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ	Зборовский В.Г. ^{1,2} , Хоружий О.В. ^{1,2} , Лиханский В.В. ^{1,2} , Елкин Н.Н. ¹ , Чернецкий М.Г. ¹	1 Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия 2 ФГБУН «Физический институт имени П.Н. Лебедева Российской академии наук», Москва, Россия
13	ДИССОЦИАЦИЯ ОКСИДОВ ЖЕЛЕЗА В РАСПЛАВАХ ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ	Осипов А.А., Иванов К.Д.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
14	ПОВЕДЕНИЕ ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩИХ ОРГАНИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ В ЦИРКУЛЯЦИОННОМ НАТРИЕВОМ КОНТУРЕ	Загорулько Ю.И., Ганичев Н.С., Коновалов М.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
15	ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ АКТИВНЫХ ЗОН БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ – НАРАБОТЧИКОВ МАЛОЙ И БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ СИСТЕМЫ ЗАМКНУТОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА	Лубина А.С.	Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия
16	КОМПЛЕКС ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СТЕНДОВ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ И БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С	Кузина Ю.А., Клинов Д.А., Михайлов Г.М., Сорокин А.П.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический

№	Название статьи	Авторы	Адрес
	ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ		институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
17	ВЛИЯНИЕ СВОЙСТВ ПОКРЫТИЙ НА ТЕПЛОБМЕН ПРИ ОХЛАЖДЕНИИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ЦИЛИНДРИЧЕСКИХ ТЕЛ	Молотова И.А. ^{1,2} , Забилов А.Р. ^{1,2} , Виноградов М.М. ¹ , Ягов В.В. ¹	1 Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет МЭИ», Москва, Россия 2 Объединенный институт высоких температур Российской академии наук, Москва, Россия
18	ПРОФИЛЬ СКОРОСТИ В УСЛОВИЯХ ЕСТЕСТВЕННОЙ ТУРБУЛЕНТНОЙ КОНВЕКЦИИ ПО НОРМАЛИ К ТЕПЛООТДАЮЩИМ ПОВЕРХНОСТЯМ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ УСТРОЙСТВ	Матюхин Н.М., Сорокин А.П., Денисова Н.А.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия
19	ТЕПЛОВЫЕ ТРУБЫ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ	Верещагина Т.Н., Логинов Н.И.	АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», Обнинск, Россия

СОДЕРЖАНИЕ

ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО ГЕНЕРАЛЬНОГО ДИРЕКТОРА..... 4

1 АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: ВЧЕРА И СЕГОДНЯ 8

2 АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

2.1 ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ И ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

БФС — уникальный инструмент для обоснования нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых реакторов нового поколения
С. М. Бедняков, А. В. Гулевич, В. Г. Двухшерстнов, А. М. Жуков,
Д. А. Клинов, Г. М. Михайлов, М. Ю. Семёнов 18

Моделирование на БФС-1 этапа физического пуска МБИР и эффективности экспериментальных устройств
С. М. Бедняков, А. А. Безбородов, А. В. Гулевич,
Д. А. Клинов, Г. М. Михайлов 24

Расчёт доминантного отношения для активной зоны реактора типа БН большой мощности применительно к проблеме стабильности нейтронного поля
И. В. Тормышев, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев 27

Перевод реактора БН-800 на свежеработанный плутоний
В. А. Елисеев, А. В. Гулевич, Л. В. Коробейникова, В. Ю. Стогов 32

Гидрид гафния как альтернатива карбиду обогащенного бора в реакторах на быстрых нейтронах
Р. А. Шагинян, В. А. Елисеев, В. П. Евдокимов 34

2.2 БАЗЫ ДАННЫХ И ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ

Разработка баз данных ядерных констант для расчетов быстрых реакторов на основе РОСФОНД-2020.2
Г. Н. Мантуров, С. В. Забродская, А. А. Зуйков, Ю. В. Левченко, Н. А. Мелега,
В. А. Мишин, Д. В. Панова, А. А. Перегудов, О. О. Перегудова,
М. Ю. Семёнов, М. Н. Слюняев, К. В. Тыклеева 39

BNCODE — усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН
А. А. Перегудов, М. Ю. Семёнов, В. А. Мишин, Я. В. Дьяченко,
Э. М. Дзугкоева, И. В. Тормышев, Г. А. Кунццо 44

Верификационные исследования по программе VOX2000, предназначенной для расчета последствий горения натрия в помещении с натриевым оборудованием реактора типа БН
А. В. Виноградов, А. А. Камаев 49

Расчетные исследования в обоснование технических решений по системе противопожарной защиты помещений с натриевым оборудованием энергоблока типа БН большой мощности А. В. Виноградов, А. А. Камаев, Ю. Ю. Малько.....	50
Верификационные исследования по программе TWSG, предназначенной для расчета температурного состояния оболочек отработавших ТВС реактора БН при транспортировке по тракту перегрузки И. А. Пахомов, Р. О. Сутягина	51
Расчетные исследования температурного и напряженно-деформированного состояния твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом Е. Е. Мариненко, Р. О. Сутягина.....	52
Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600 Э. М. Дзугкоева, В. Ю. Стогов	53

2.3 РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Исследования особенностей быстрых реакторов и технологий замкнутого ядерного топливного цикла, предназначенных для экспортных поставок при соблюдении режима ядерного нераспространения А. Н. Чебесков, О. С. Гурская.....	55
Водородная взрывобезопасность в реакторе ЭГП-6 Билибинской АЭС А. А. Казанцев, О. В. Супотницкая, Е. А. Иванова, И. В. Московченко, Р. И. Мухамадеев, В. Ф. Тимофеев, Н. Э. Астахова	57
Расчетный анализ теплогидравлических параметров бассейнов выдержки Билибинской АЭС при длительном хранении ОЯТ А. А. Воробьева, И. В. Московченко, Р. И. Мухамадеев, В. В. Сергеев, А. П. Суворов, В. Ф. Тимофеев	62
Исследования высокотемпературной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах для производства водорода А. П. Сорокин, В. В. Алексеев, А. П. Иванов, Ю. А. Кузина	63

2.4 СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Системная топливная составляющая стоимости производимой электроэнергии в двухкомпонентной ЯЭС с замкнутым уран-плутониевым ЯТЦ А. В. Зродников, В. М. Декусар, О. С. Гурская, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев, А. Ф. Егоров, Л. П. Пупко.....	65
Выбор структуры двухкомпонентной ЯЭС с оптимальным учетом экспортного потенциала и технико-экономическими показателями А. В. Зродников, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев, А. Ф. Егоров, В. М. Декусар	71
Участие АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в международном проекте ИНПРО В. И. Усанов, И. А. Пахомов.....	79

2.5 ВОПРОСЫ ТЕХНОЛОГИИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

Обзор существующих систем очистки в области жидкометаллических теплоносителей Р. О. Сулягина, В. В. Алексеев, И. А. Сулягин	81
Об измерении концентрации кислорода в натрии с помощью пробкового индикатора Н. И. Логинов, Т. Н. Верещагина	86
Расчетно-экспериментальное обоснование технических решений по встроенной в бак реактора системе контроля примесей в теплоносителе первого контура перспективного БН большой мощности Н. И. Логинов, Т. Н. Верещагина	91
Экспериментальные и расчетные исследования теплообмена и устойчивости циркуляции при кипении жидких металлов в сборках быстрых реакторов в аварийных режимах А. П. Сорокин, Е. Ф. Иванов, Ю. А. Кузина, Н. А. Денисова, А. А. Низовцев, В. В. Привезенцев, Г. А. Сорокин	92

2.6 ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ РЕАКТОРОВ БН

Особенности наработки изотопов в быстрых реакторах Р. А. Шагинян, Л. В. Коробейникова, В. А. Елисеев, В. Ю. Стогов	94
О гетерогенной трансмутации америция в быстрых реакторах А. В. Гулевич, Д. А. Клинов, В. А. Елисеев, Л. В. Коробейникова, М. В. Леванова, Э. М. Дзугкоева	99
Оценка дополнительных возможностей, предоставляемых быстрыми реакторами в двухкомпонентной системе ЯЭ В. М. Троянов, А. В. Гулевич, В. М. Декусар, В. В. Коробейников, В. А. Елисеев	103

3 ОБРАЩЕНИЕ С РАО И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Установка высокотемпературной переработки металлических радиоактивных отходов В. П. Мельников, А. М. Посаженников, Р. Ш. Асхадуллин, И. А. Воронин, С. А. Саутин	110
Вывод из эксплуатации исследовательского реактора БР-10 и переработка радиоактивного натрия В. Б. Смыков, А. В. Журин	113

4 ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ И ПРИКЛАДНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ И ЛАЗЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

4.1 ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБЛАСТИ ПРИКЛАДНОЙ ФИЗИКИ О. Ф. Кухарчук	117
---	-----

Измерение сечения реакции $^{13}\text{C}(\alpha, n)^{16}\text{O}$ и определение сечения реакции $^{16}\text{O}(n, \alpha)^{13}\text{C}$ П. С. Прусаченко, Т. Л. Бобровский, И. П. Бондаренко, М. В. Боховко, А. Ф. Гурбич, В. В. Кетлеров	120
Исследования временной зависимости спада интенсивности запаздывающих нейтронов при делении ядер ^{237}Np с различной энергией возбуждения А. С. Егоров, Д. Е. Гремякин, В. М. Пиксайкин, К. В. Митрофанов, В. Ф. Митрофанов, У. А. Кобец, Д. В. Колесников, Е. И. Чаплыгин, О. В. Матвеев, И. А. Сутягин.....	121
Эффективная лазерная генерация при диодной накачке Nd- и Yb-содержащих жидких активных сред И. А. Денежкин, Ю. А. Дюжов, О. Ф. Кухарчук, Е. А. Серегина, В. Н. Смольский, А. А. Суворов, Г. В. Тихонов.....	122
Иттербийсодержащие жидкие активные среды лазеров с диодной накачкой Г. В. Тихонов, Е. А. Серегина, А. А. Серегин, А. В. Подкопаев.....	123
Исследования спектральных, временных и генерационных характеристик новых активных сред эксимерных лазеров при возбуждении пучком электронов и осколками деления ^{235}U А. И. Миськевич, А. В. Подкопаев	124

4.2 НОВЫЕ МЕТОДЫ В ДОЗИМЕТРИИ

Оптоволоконная система измерения мощности дозы гамма-излучения в труднодоступных местах В. А. Хрячков, П. А. Пышко, А. А. Суворов, Т. А. Хромылева, И. П. Бондаренко, И. А. Денежкин, А. И. Сергачев, В. В. Кетлеров, Ю. А. Дюжов, П. А. Алексеев, О. Г. Томилов, П. С. Прусаченко, А. В. Подкопаев, Т. Л. Бобровский, Н. А. Мокшанов	131
--	-----

5 ПРОИЗВОДСТВЕННО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ ПО ИЗГОТОВЛЕНИЮ СОСТАВНЫХ ЧАСТЕЙ АКТИВНЫХ ЗОН

Обоснование коррозионной стойкости изделий активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300 Г. А. Биржевой, О. А. Левин.....	137
НИОКР по увеличению длительности кампании ФНИ реактора БН-600 В. В. Литвинов, О. А. Плаксин	138

6 ТЕПЛОФИЗИЧЕСКАЯ СТЕНДОВАЯ БАЗА

Жидкометаллический стенд «6Б».....	141
Стенд СГДИ (стенд гидродинамических исследований).....	143
Стенд СПРУТ (стенд для проведения работ по универсальной тематике)	145
Стенд СВД-2 (теплофизический стенд высокого давления)	146

Натриевый стенд «Протва-1»	149
Исследовательский стенд «АРМАТУРА»	150
ПУЦМ (пункт уничтожения отходов щелочных металлов)	151
ГДК (газодинамический комплекс)	152
ИК-МТ (стенд Исследовательского Контура Малых Течей)	153
Экспериментальный жидкометаллический стенд «ТТ-1М»	155
Экспериментальный жидкометаллический стенд «ТТ-2М»	157
Стенд «АР-1» — высокотемпературный жидкометаллический стенд для исследования аварийных режимов работы реакторов на быстрых нейтронах	158
7 ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ	161
8 ОБРАЗОВАТЕЛЬНАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ В АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»	164
8.1 СОТРУДНИЧЕСТВО С ВУЗАМИ И ИНСТИТУТАМИ РАН, ИНСТИТУТАМИ РАЗВИТИЯ, КЛАСТЕРАМИ	167
9 МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ	169
10 НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРОПРИЯТИЯ	172
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	175
ПРИЛОЖЕНИЯ	
Список публикаций сотрудников АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» за 2021, индексируемых в библиографической базе данных научных публикаций РИНЦ	179
Список статей, опубликованный в журнале ВАНТ в 2021 году	190

Научное издание

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

отчёт об основных исследовательских работах,
выполненных в 2021 году

Под общей редакцией доктора технических наук В. М. Троянова

Дизайн издания Л. Н. Чикинёва

Компьютерная вёрстка В. Н. Долженко

Подписано в печать 28.10.2022. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~14,43. Усл. печ. л. ~11,97. 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



www.ippe.ru



АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»

249033 . Калужской обл.,
г. Обнинск, пл. Бондаренко, д. 1