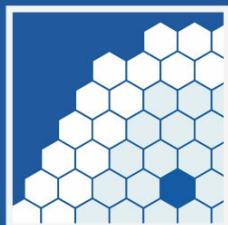




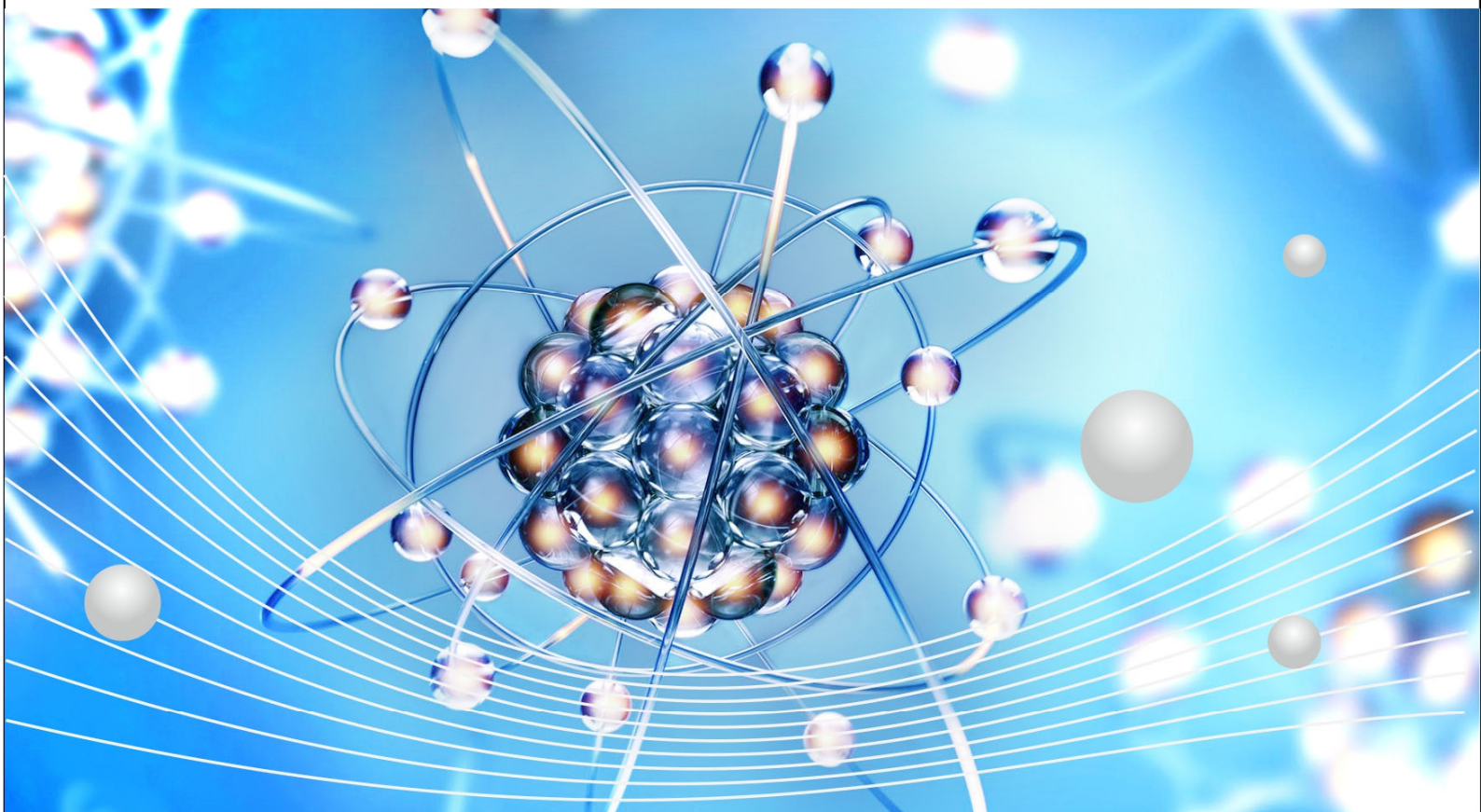
НИИАР
РОСАТОМ



XXIII Российская конференция
«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

г. Димитровград,
22–26 мая 2023 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ



Димитровград
2023

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

XXIII РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

(г. Димитровград, 22–26 мая 2023 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2023

УДК 621.039.58

ГРНТИ 58.33.02

ББК 31.46

XXIII Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 22–26 мая 2023 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2023. — 48 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XXIII Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 22–26 мая 2023 года в городе Димитровграде Ульяновской области. Целью конференции было обсуждение опыта эксплуатации и анализ состояния ядерной и радиационной безопасности реакторов. На конференции рассматривались следующие вопросы, касающиеся исследовательских ядерных установок:

- ◆ опыт эксплуатации и вывода из эксплуатации (состояние ядерной и радиационной безопасности, барьеров безопасности, дозовые нагрузки и т. д.);
- ◆ мероприятия по повышению ядерной и радиационной безопасности;
- ◆ модернизация и реконструкция ядерных установок и сооружение новых;
- ◆ экспериментальные возможности использования;
- ◆ вопросы повышения культуры безопасности и подготовки персонала (состояние, проблемы, предложения);
- ◆ обращение с отработавшим ядерным топливом (состояние хранилищ, схемы обращения с топливом и вопросы безопасности при обращении с ним, проблемы).

В сборнике, предназначенном для специалистов по эксплуатации исследовательских ядерных установок, представлены тезисы докладов соответствующей тематики.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

© Акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2023

© Авторы, 2023

ISBN 978-5-94831-209-5

АНАЛИЗ НАРУШЕНИЙ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ В 2022 ГОДУ

М.А. Соловьёв, А.Ю. Седин, А.Л. Демидов, К.В. Федулин, Н.А. Калиновская

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время в информационную систему ИСОДИР входят 62 поднадзорных Ростехнадзору ИЯУ, в том числе 26 ИЯУ, подведомственных Госкорпорации «Росатом», и 3 стенда-прототипа ЯЭУ. ИЯУ России находятся на различных этапах жизненного цикла: строящиеся, эксплуатируемые, находящиеся на консервации, выводимые из эксплуатации. На всех этапах необходимо обеспечивать безопасность ИЯУ. Основной целью обеспечения безопасности ИЯУ является ограничение радиационного воздействия на работников (персонал), население, окружающую среду.

В 2022 году произошло 2 нарушения в работе ИЯУ России, классифицируемых по НП-027-10: по одному нарушению категорий П07 и П09.

Всем нарушениям присвоен уровень 0 по шкале INES.

Причиной нарушения ин ИР ИР-8 (15.02.2022) явилось нарушение электропитания.

Причиной нарушения на ИР ИВВ-2М (11.06.2022) стала разгерметизация ГЭК-1.

При всех нарушениях в работе ИЯУ в 2022 году:

- нарушений пределов и условий безопасной эксплуатации не было;
- выхода РВ за установленные границы не было;
- загрязнения оборудования, помещений, территории не было;
- повреждения оборудования не было;
- облучения персонала, населения, погибших и получивших травмы не было.

Основные корректирующие меры, принятые для предотвращения в дальнейшем подобных нарушений:

- изучение произошедших нарушений с оперативным персоналом;
- проведение внеплановых инструктажей обслуживающему персоналу;
- корректировка, внесение дополнений в эксплуатационную документацию.

Заключение.

1 Особая ответственность за безопасную эксплуатацию ИЯУ лежит на обслуживающем персонале. От квалификации, подготовки, уровня знаний оперативного персонала зависит безопасность ИЯУ.

Особое внимание следует обратить на:

- систематическое поддержание и развитие профессиональных компетенций;
- изучение вопросов безопасности;
- освоение опыта эксплуатации;
- подготовку оперативного персонала по действиям при нормальной эксплуатации.

2 Достижение нулевого уровня ошибок в работе из-за человеческого фактора.

Особое внимание следует обратить на:

- изучение анализа произошедших нарушений;
- обучение на ошибках других, не допуская ошибок в своей работе;
- психологическую подготовку и методики критической самооценки персонала;
- разработку и постоянную реализацию мероприятий, направленных на повышение культуры безопасности на уровне отдельных лиц.

3 Уменьшение доли повторяющихся нарушений.

Особое внимание следует обратить на:

- полное и своевременное выполнение корректирующих мероприятий, разработанных по произошедшим нарушениям в работе ИЯУ;
- проработка распространяемых корректирующих мер на других ИЯУ для упреждающего внедрения аналогичных корректирующих мер;
- поддержание, повышение квалификации обслуживающего персонала ИЯУ.

4 Поддержание в постоянной готовности персонала ИЯУ к действиям в нестандартных ситуациях.

Особое внимание следует обратить на:

- обучение оперативного персонала по действиям при нарушениях нормальной эксплуатации ИЯУ;
- готовность персонала к своевременному реагированию на возможные аварийные ситуации и принятие неотложных мер по их ликвидации;
- практическую отработку действий персонала в нестандартных ситуациях;
- поддержание в готовности средств, используемых при действиях по локализации и ликвидации ЧС.

О СОВЕРШЕНСТВОВАНИИ ФЕДЕРАЛЬНЫХ НОРМ И ПРАВИЛ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В ЧАСТИ РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

А.В. Курындин, А.З. Каримов, Д.В. Сорокин, Ю.В. Верник, А.В. Симонова

ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

За минувшее десятилетие проделана большая работа по совершенствованию системы федеральных норм и правил в области использования атомной энергии (далее – ФНП) в части регулирования безопасности исследовательских ядерных установок (далее – ИЯУ).

С целью учета накопленного опыта правоприменительной практики, специфики перспективных исследовательских ядерных установок, а также гармонизации с рекомендациями норм безопасности МАГАТЭ, внесены изменения в требования по обеспечению ядерной безопасности ИЯУ и полностью пересмотрены подходы к аварийной готовности и реагированию на ИЯУ. Кроме

этого, в 2022 году завершена разработка проектов ФНП «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок» (взамен НП-027-10) и «Требования к управлению ресурсом элементов систем, важных для безопасности, исследовательских ядерных установок. Основные положения» (выпускаются впервые). Ожидается, что упомянутые проекты ФНП вступят в силу в течение 2023 года.

В 2023 году начата разработка проекта изменений в НП-049-17 «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок», а также планируется разработка проекта изменений в НП-033-11 «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок».

В докладе представлены основные результаты за 2022 год, а также планы по дальнейшему совершенствованию системы ФНП в части регулирования безопасности ИЯУ.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАЗРАБОТКИ ЭСКИЗНОГО ПРОЕКТА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ ЖИДКОСОЛЕВЫМ РЕАКТОРОМ

А.В. Горячих, И.В. Зайко, Д.С. Клименко, И.А. Ларионов, А.А. Семченков,
Д.А. Огнерубов, Н.В. Романова, И.Т. Третьяков, А.В. Лопаткин

АО «НИКИЭТ», г. Москва

Разработка реакторной установки (РУ) с исследовательским жидкосолевым реактором (ИЖСР) ведётся в рамках Комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года и демонстрация ключевых технологических решений по реактору с циркулирующим топливом на основе расплава фторидов металлов для трансмутации долгоживущих актинидов».

В 2021 – 2022 г. в составе эскизного проекта разработан реактор, контура теплоотвода (в том числе аварийного), оборудование контуров теплоотвода. Общий вид РУ ИЖСР приведён на рисунке 1.

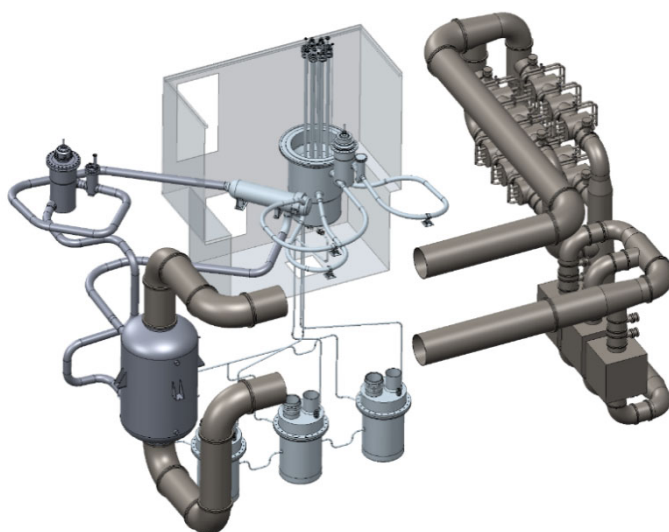


Рисунок 1 – 3D-модель РУ ИЖСР

Основные технические характеристики РУ приведены в таблице 1:

Таблица 1

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	10
Топливная соль	$73\text{LiF}-27\text{BeF}_2+(\text{PuF}_3+\text{A}_n\text{F}_m)$
Расход в топливном контуре	141,6
Температура, °С	
• на входе в реактор	664
• на выходе из реактора	700
Кандидатные конструкционные материалы оборудования РУ	ХН80МТЮ, ХН62М-ВИ

В эскизном проекте выполнены необходимые расчётные обоснования принципиальных решений РУ ИЖСР, оптимизированы параметры установки, полученные на этапе технического предложения. Общий объём контура уменьшился на 15%, удельное энерговыделение в соли топливного контура соответственно увеличилось на 15%, при этом объём активной зоны был увеличен на 45 %.

Полученные результаты позволяют продолжить намеченные Программой НИОКР и дорожной картой проекта работы.

НОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА КРИТИЧЕСКИХ СБОРКАХ

С.А. Андреев, С.Ю. Касьянов

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. акад. Е.И. Забабахина», г. Снежинск

Во всем мире роботизация и автоматизация производств являются одним из важнейших направлений развития, способствующие снижению себестоимости товаров, повышению их качества и доступности. Замена человека в производстве на машины высвобождает человеческий потенциал, который возможно использовать для дальнейшей разработки еще более совершенных технологий производства. Такой труд носит, прежде всего, интеллектуальный характер и является более безопасным для человека.

За последние два десятилетия произошел качественный скачок в области роботостроения и автоматизации производств, стимулом к которому являются достижения в области искусственного интеллекта, машинного обучения и машинного зрения, нейронных сетей, развития аддитивных технологий и т.д. Сфера массового производства охвачена роботами: ответственные узлы, детали, сборки в авто-, авиастроении, микроэлектронике и многих других отраслях.

Ядерноопасные работы сопряжены с риском образования критической массы и возникновения ядерной аварии с тяжелыми последствиями для людей и окружающей среды. Имевшие место происшествия, связанные с образованием критической массы (criticality incidents), обусловлены преимущественно,

человеческим фактором. Между тем, большая часть ядерноопасных операций, связанных, в том числе, с разработкой и изготовлением изделий оборонного назначения, производится вручную.

В докладе описаны новые направления развития технологии проведения критмассовых измерений с учетом современных возможностей робототехники и средств автоматизации:

- проведение сборки размножающихся систем (РС) с помощью роботизированных комплексов;
- использование для перемещения нижней части РС систему схожую по конструкции с промышленным манипулятором, при этом получая возможность не только перемещение нижней части относительно верхней части по вертикали, но и по горизонтали, тем самым повышая безопасность проведения работ;
- режим проведения критмассовых измерений, при котором выполняется автоматическое сближение частей СКС с учетом изменения нейтронного потока при проведения работ по измерению критического зазора и выхода на мощность.

О СОСТОЯНИИ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

П.Н. Худолеев, М.Н. Аникин, А.А. Яничев,
А.Г. Наймушин, О.М. Худолеева

ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию после реконструкции в 1984 году. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т эксплуатируется недельными циклами на мощности 6 МВт.

После продления срока эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т до 2035 года, эксплуатирующая организация продолжает выполнение программы управления ресурсом оборудования и систем важных для безопасной эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, а также управления ресурсом зданий и сооружений. Внесены изменения в системы важные для безопасной эксплуатации и улучшающие работу этих систем, а также повышающие устойчивость работы реакторной установки в целом. Начата опытная эксплуатация канала 230 мм для ядерного легирования слитков полупроводникового кремния большого диаметра, отрабатываются разные режимы работы. Начаты работы по продлению ресурса СУЗ реактора ИРТ-Т.

О СОСТОЯНИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

А.В. Терещенко, А.Г. Наймушин, П.Н. Худолеев, М.Н. Аникин,
Н.В. Смольников, И.И. Лебедев

ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т, признанный уникальной научной установкой – среднепоточный исследовательский реактор бассейнового типа, мощностью 6 МВт в котором в качестве отражателя используется бериллий, а в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней биологической защиты используется деминерализованная вода.

Реактор ИРТ-Т предназначен для обучения студентов Томского политехнического университета и проведения научно-исследовательских работ по физике твердого тела, нейтронно-активационному анализу элементного состава веществ, производству радионуклидов, нейтронно-трансмутационному легированию кремния, нейтронной радиографии. Для проведения экспериментов на реакторе ИРТ-Т имеется 20 вертикальных и 10 горизонтальных экспериментальных каналов, а также несколько уникальных научных установок.

В течение предшествующих семи лет была проведена модернизация и дооснащение базы научного оборудования, которые позволили расширить область исследований и увеличить экспериментальные возможности реактора ИРТ-Т.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ПИЯФ

Р.Х. Латыпов, С.Л. Смольский, А.В. Коротынский, Е.С. Крюков,
Я.В. Севрюкова, Д.С. Заплаткина

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт" – ПИЯФ», г. Гатчина

Федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики им. Б.П. Константинова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (далее – НИЦ «Курчатовский институт» - ПИЯФ, Институт) является крупным многопрофильным научным центром, ведущим фундаментальные и прикладные исследования по широкому спектру направлений.

В Институте имеется три исследовательские ядерные установки (далее – ИЯУ):

- комплекс с исследовательским ядерным реактором ПИК (РК ПИК);
- комплекс с исследовательским ядерным реактором ВВР-М (РК ВВР-М);

- комплекс с критическим ядерным стендом «Физическая модель реактора ПИК» (КС ФМ ПИК).

Для любой ИЯУ неизменно актуальной задачей является обеспечение ядерной и радиационной безопасности (далее – ЯРБ) с целью обеспечения защищённости людей, их здоровья и окружающей среды от последствий воздействия ионизирующего излучения.

Требования к обеспечению ЯРБ определяются федеральным законодательством, постановлениями Правительства РФ, нормами и правилами в области использования атомной энергии (ОИАЭ), санитарными правилами, локальными нормативными актами и организационно-распорядительными документами эксплуатирующих организаций.

Деятельность по эксплуатации ИЯУ НИЦ «Курчатовский институт» - ПИЯФ ведется на основании лицензий, выданных Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору.

В 2022 году эксплуатирующей организацией НИЦ «Курчатовский институт» - ПИЯФ получены:

- 1) Лицензия на эксплуатацию ИЯУ ПИК – №ГН-03-108-4351 от 30.12.2022 до 30.12.2052.
- 2) Лицензия на эксплуатацию ИЯУ ВВР-М в режиме длительного останова – №ГН-03-108-4352 от 30.12.2022 до 31.12.2031.
- 3) Лицензия на эксплуатацию ИЯУ КС ФМ ПИК в режиме длительного останова – №ГН-03-109-4234 от 27.05.2022 до 27.05.2027.
- 4) Лицензия на сооружение ИЯУ ПИК – №ГН-02-108-4248 от 09.06.2022 до 09.06.2027.

В рамках Лицензии на эксплуатацию ИЯУ ПИК:

- осуществляется очередной этап ввода в эксплуатацию – энергетический пуск с комплектом ТВС нового типа;
- выполняется программа экспериментов и исследований на уровне мощности до 10 МВт с целью подтверждения проектных параметров ИЯУ ПИК.

В рамках лицензии на сооружение ИЯУ ПИК реализуются инвестиционные проекты:

- «Модернизация инженерно-технических систем обеспечения эксплуатации реактора ПИК и работы его научных станций»;
- «Реконструкция лабораторного комплекса научно-исследовательского реакторного комплекса ПИК (2 этап)»;
- «Создание приборной базы реакторного комплекса ПИК».

В рамках лицензии на эксплуатацию ИЯУ ВВР-М:

- осуществляется вывоз накопленного ОЯТ реактора ВВР-М по Федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года», государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» (мероприятие 4.5);
- ведется подготовка к продлению назначенного срока эксплуатации после 2025 года.

В рамках лицензии на эксплуатацию ИЯУ КС ФМ ПИК:

- ведется подготовка к продлению назначенного срока эксплуатации после 2025 года;
- выполняются регламентные процедуры по поддержанию в работоспособном состоянии необходимых технологических систем.

Кроме того, в Институте ведутся работы по следующим направлениям в области использования атомной энергии:

- реконструкция корпуса №2 (циклотронный зал) с целью создания радиоизотопного комплекса для получения широкого спектра радиоизотопов для диагностики и терапии онкологических, сердечно-сосудистых, неврологических и офтальмологических заболеваний (проект ИЗОТОП);
- реконструкция корпуса №2 (пристройка ОРЭ) с целью создания онкоофтальмологического комплекса (проект ОКО);
- техническое перевооружение цеха дезактивации (ЦД);
- создание автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки (АСМРО).

При всех видах деятельности в области использования атомной энергии, осуществляемых в Институте, являются приоритетными вопросы обеспечения ЯРБ.

ВОПРОСЫ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ТОПЛИВОМ РЕАКТОРА ПИК

В.Е. Попов, В.И. Мороко

АО «НИКИЭТ», г. Москва

Проведен анализ ядерной безопасности в хранилищах облученных кассет реактора ПИК. Рассмотрены:

- барабан перегрузочный, расположенный в бассейне шахты реактора;
- промежуточное хранилище кассет, расположенное в бассейне шахты реактора;
- бассейн выдержки кассет;
- транспортный коридор.

При моделировании хранилищ рассматривались облученные кассеты ПИК-1 и ТВС ПИК-2 с учетом технологических неопределенностей на загрузку урана и гадолиния. Определено значение $K_{эфф}$ при хранении кассет в режиме нормальной эксплуатации и проектных авариях. Обосновано выполнение требований «Правил безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии» (НП-061-05).

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ НА КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДАХ АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ» В 2020–2022 ГОДАХ

А.А. Молодцов, М.А. Камнев

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

В АО «ОКБМ Африкантов» эксплуатируется два ядерных критических стенда СТ-659 и СТ-1125.

В соответствии с задачами разработки, создания и поставки Заказчику активных зон транспортных реакторов на критических стендах СТ-659 и СТ-1125 проводятся:

- нейтронно–физические исследования на физических моделях;
- предварительные, приемо-сдаточные и межведомственные испытания головных активных зон;
- сдаточные испытания серийных активных зон.

В начале 2022 года успешно завершены мероприятия по модернизации систем управления и защиты и системы радиационного контроля. Новые системы показали достаточный уровень надежности и удобства эксплуатации при испытаниях на критическом стенде СТ-659.

В 2022 году успешно завершены начавшиеся в 2019 году мероприятия по продлению срока эксплуатации критических стендов СТ-659 и СТ-1125 до 2037 года в соответствии с требованиями федеральных норм и правил «Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии» (НП-024-2000), а так же получены лицензии Ростехнадзора на право эксплуатации.

В первой половине 2023 года завершается замена грузоподъемных кранов в пролете размещения критических стендов на новый грузоподъемный кран, полностью соответствующий требованиям НП-043-18.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ РФЯЦ – ВНИИТФ: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ

С.А. Андреев, Б.Н. Лавренюк

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. акад. Е.И. Забабахина», г. Снежинск

Доклад содержит основные сведения об истории развития и современному состоянию исследовательских ядерных установок РФЯЦ–ВНИИТФ, используемых для проведения испытаний на радиационную стойкость электронной компонентной базы, радиоэлектронной аппаратуры и приборов автоматики. Представлены сведения о возможностях исследовательских ядерных установок

ФКБН-2, БАРС-5М+РУН-2, ЯГУАР, ИГРИК-2. Обозначены перспективы фундаментальных и прикладных исследований на импульсных ядерных реакторах и стенде для критических сборок ФКБН-2.

МОДЕРНИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ СТ-1125 И СТ-659

М.А. Соснин, А.Г. Васяткин, А.В. Белин

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Масштабная модернизация систем и оборудования критических стендов СТ-1125 и СТ-659 АО «ОКБМ Африкантов», проведенная в 2019-22 годах, была обусловлена необходимостью продления срока эксплуатации стендов после 31.12.2022. В рамках данной модернизации было полностью заменено электрооборудование стендов, в том числе и системы контроля нейтронно-физических параметров (СКНФП).

Проект системы был разработан АО «СКУ-Атом» в 2017 году и предполагал изготовление двух идентичных комплектов оборудования. Структурная схема представлена на рисунке 1.

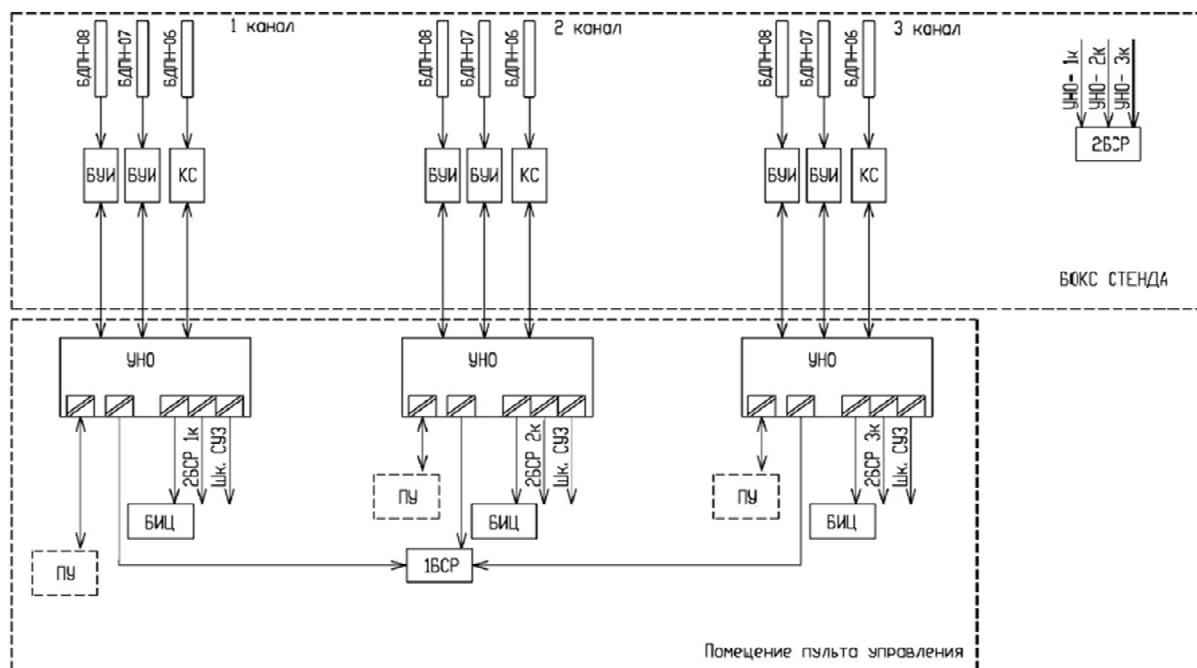


Рисунок 1 – Структурная схема СКНФП

Изготовителем СКНФП на конкурсной основе был выбран ФГУП «ПСЗ».

Каждый комплект оборудования состоит из трех каналов контроля, которые, в свою очередь, разбиты на три диапазона контроля нейтронного потока (рисунок 2).

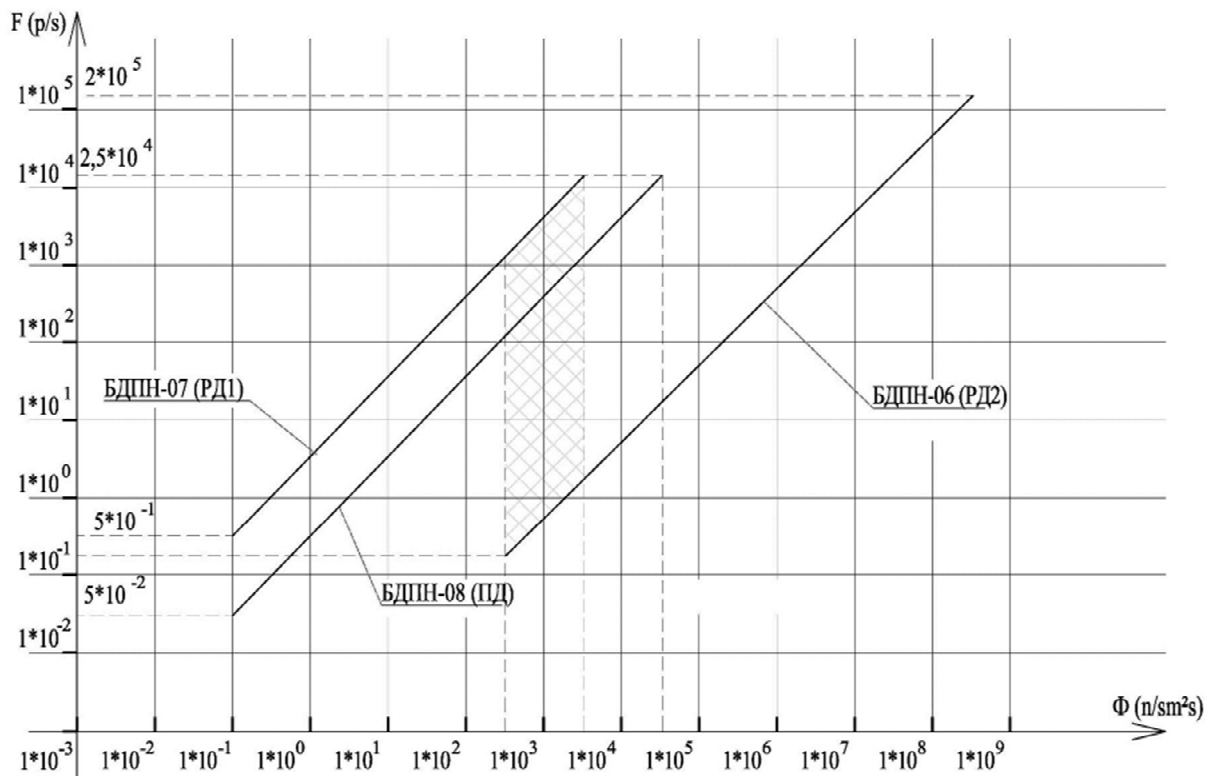


Рисунок 2 – Диапазоны контроля

Пусковой диапазон (ПД) предназначен для контроля операций загрузки ТВС и первого выхода в критическое состояние, а рабочие диапазоны (РД1 и РД2) – для контроля состояния критической сборки при проведении нейтронно-физических измерений.

Система обеспечивает выдачу предупредительных и аварийных сигналов по значению плотности нейтронного потока и периода его удвоения, а так же передачу измеренных значений на ПЭВМ верхнего уровня по стандартизированным протоколам Modbus TCP.

Изготовление и приемка СКНФП проводилась с соблюдением требований НП-071-18 и включали в себя большой объем испытаний и согласований.

Система имеет утверждение типа средства измерения и включена в федеральный информационный фонд СИ.

ПРОДЛЕНИЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ СТ-659 И СТ-1125

А.Г. Васяткин, М.А. Соснин, А.А. Молодцов, М.А. Камнев

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Для проведения испытаний активных зон судовых ЯЭУ и атомных станций малой мощности в АО «ОКБМ Африкантов» эксплуатируются два критических стенда СТ-659 и СТ-1125. В связи с подходящим к окончанию сроком эксплуатации критических стендов и необходимостью их дальнейшего

использования для исследований и испытаний активных зон разрабатываемых, строящихся и эксплуатируемых ЯЭУ с 2019 по 2022 годы проведена процедура продления срока эксплуатации в соответствии с требованиями НП-024-2000.

В рамках продления срока эксплуатации выполнен обширный комплекс работ, в том числе и масштабная модернизация критических стендов с заменой основного электрооборудования. Для обоих стендов были разработаны и смонтированы новые системы управления и защиты, системы контроля нейтронно-физических параметров, системы управления электрооборудованием и информационно – измерительные системы. Были заменены все первичные измерительные приборы, силовые и сигнальные кабели. Все сигналы и показания не только переведены в цифру, но и объединены в единую локальную сеть с использованием высокоскоростного обмена информацией, базами данных и компьютерами. Прогнозируя развитие и создание новых ЯЭУ, находящихся на стадии проработок, технических предложений и эскизных проектов, при модернизации критических стендов были заложены технические решения, позволяющие при минимальных настройках электрооборудования проводить испытания различных типов активных зон, в том числе и перспективных.

Для незаменимого оборудования критических стендов, срок эксплуатации которых составляет около 45 лет, проведены комплексные обследования с расчетным определением и обоснованием остаточного ресурса.

В 2022 году успешно проведены испытания всех систем и элементов критических стендов, на основании которых срок эксплуатации критических стендов СТ-659 и СТ-1125 продлен до конца 2037 года.

ВОЗМОЖНОСТИ ИНТЕГРАЛЬНОГО КОДА «ЕВКЛИД» ДЛЯ АНАЛИЗА И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Д.П. Вепрев, С.А. Кузьмичев, Н.А. Мосунова

ФГБУН «ИБРАЭ РАН», г. Москва

В ИБРАЭ РАН совместно с АО «НИКИЭТ» и НИЦ КИ в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» разработан универсальный интегральный расчетный код ЕВКЛИД для анализа и обоснования безопасности атомных электростанций (АЭС) с реакторными установками (РУ) на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями и исследовательских ядерных установок. Интегральный код ЕВКЛИД имеет две версии: первую (ЕВКЛИД/V1) и вторую (ЕВКЛИД/V2). Первая версия кода предназначена для моделирования нормальных условий эксплуатации, нарушений нормальных условий эксплуатации и начальных стадий аварий до начала разрушения и плавления а.з. Вторая версия позволяет моделировать проектные и запроектные аварии, включая тяжелые аварии с разрушением активной зоны и выходом радиоактивности в окружающую среду. Обе версии

кода являются универсальными и позволяют моделировать поведение установок с натриевым, свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями, оксидным (UO_2 , МОКС) или нитридным (UN, СНУП) топливом.

Интегральный код ЕВКЛИД имеет модульную структуру. Модули представляют собой динамические библиотеки, содержащие переменные и методы (процедуры), позволяющие решать определенный тип задач. В состав интегрального кода входят следующие основные модули:

- теплогидравлические (HYDRA-IBRAE/LM и CELSIST);
- нейтронно-физические (DOLCE VITA и CORNER);
- твэльный (БЕРКУТ);
- расчета выгорания и остаточного энерговыделения (BPSD);
- переноса продуктов деления, коррозии и активации в первом контуре и газовой системе реакторной установки, переноса продуктов деления в помещениях АЭС (AEROSOL/LM);
- миграции трития (TRITIUM);
- транспорта твердофазных примесей в первом контуре установок с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (OXID);
- взаимодействия расплава свинцового теплоносителя с бетоном и кориума с бетоном (CORCONIT);
- расчета источников продуктов деления в активной зоне (а.з.) с учетом физико-химического взаимодействия топлива с теплоносителем (является частью модуля БЕРКУТ);
- расчета разрушения твэлов и активной зоны (SAFR);
- оценки вторичной критичности (SECRET на базе кода MCU-FR);
- удержания расплава кориума в устройстве для сбора топлива (HEFEST-FR);
- расчета радиационной обстановки за пределами промышленной площадки объекта использования атомной энергии (POM).

Согласованный расчет указанными выше модулями обеспечивает интегрирующая оболочка SMART_LM. В оболочку SMART_LM помимо управляющей программы (процессора), отвечающей за управление расчетом, обмен данными между модулями, запись результатов расчетов и данных для восстановления расчета, входит препостпроцессор, обеспечивающий ввод исходных данных и отображение и анализ результатов в одном приложении. Кроме того, в расчетном коде имеется база данных по свойствам материалов и теплоносителей и модуль, моделирующий работу систем автоматики SFunc.

Для решения связанной задачи модули интегрального кода на каждом шаге обмениваются необходимыми данными. Обмен данными производится через общую память, что обеспечивает минимальные накладные расходы на данную операцию. При запуске расчета каждый модуль получает указатели на необходимые обменные структуры. Данные берутся с предыдущего шага по времени.

Основными рассчитываемыми по интегральному коду ЕВКЛИД параметрами являются:

теплогидравлические параметры:

- перепад/потери давления теплоносителя;
- температура теплоносителя;
- расход теплоносителя при естественной циркуляции (ЕЦ);
- температура оболочек ТВЭЛОВ;
- температура трубок парогенератора;
- объемное паросодержание/газосодержание;
- температура воздуха;
- массовый расход воздуха при ЕЦ;
- температура перегретого пара;
- параметры помещений АЭС:
- температура атмосферы и стен помещений;
- давление в помещениях;
- скорость горения натрия;
- концентрация аэрозолей в помещении;
- концентрация неконденсирующегося легкого газа в системе связанных помещений;
- параметры ТВЭЛОВ:
- распределение температуры в ТВэле;
- напряжения в оболочке ТВэла;
- деформации в топливном столбе и оболочке ТВэла;
- давление газа и количество продуктов деления (ПД) под оболочкой ТВэла;
- нейтронно-физические параметры:
- эффективный коэффициент размножения нейтронов;
- эффективность рабочих органов системы управления и защиты;
- коэффициенты реактивности;
- распределение мощности по а.з.;
- эффективная доля запаздывающих нейтронов;
- нейтронная мощность реактора;
- параметры выгорания и остаточного тепловыделения:
- концентрации и активность актинидов и ПД;
- остаточное тепловыделение в ТВС;
- параметры поведения продуктов деления:
- активность ПД в теплоносителе, газовой полости и газовом контуре;
- проницаемость трития через мембрану из стали;
- параметры разрушения и плавления активной зоны:
- максимальная температура оболочки ТВЭЛОВ, температура топлива и температура чехла ТВС в аварийных режимах;
- потеря массы СНУП топливом вследствие диссоциации;
- потеря массы оболочки ТВЭЛ;
- параметры радиационной обстановки за пределами промышленной площадки:
- мгновенные значения приземной объемной активности радионуклидов;

- поверхностная активность радионуклидов;
- мощности дозы, эффективные дозы и эквивалентные дозы облучения; параметры взаимодействия расплав–бетон:
- температура бетона;
- глубина абляции бетона;
- выход газов в атмосферу; параметры удержания и расхолаживания расплава в корпусе реактора:
- температура материалов в поддоне устройства для сбора топлива (УСТ);
- радиальный тепловой поток на боковой поверхности поддона УСТ.

Интегральный код ЕВКЛИД валидирован применительно к анализу и обоснованию безопасности исследовательской ядерной установки (ИЯУ) БОР-60. С этой целью промоделированы как эксперименты по отдельным явлениям, так и режимы работы самой ИЯУ:

- режим работы во время микрокампании 108А;
- режим срабатывания медленной аварийной защиты и другие.

Результаты валидации подтвердили возможность использования интегрального кода ЕВКЛИД для анализа и обоснования безопасности ИЯУ БОР-60. На рисунке 1 представлен пример распределения мощности по ТВС а.з. ИЯУ БОР-60, полученного в расчетах по коду ЕВКЛИД.

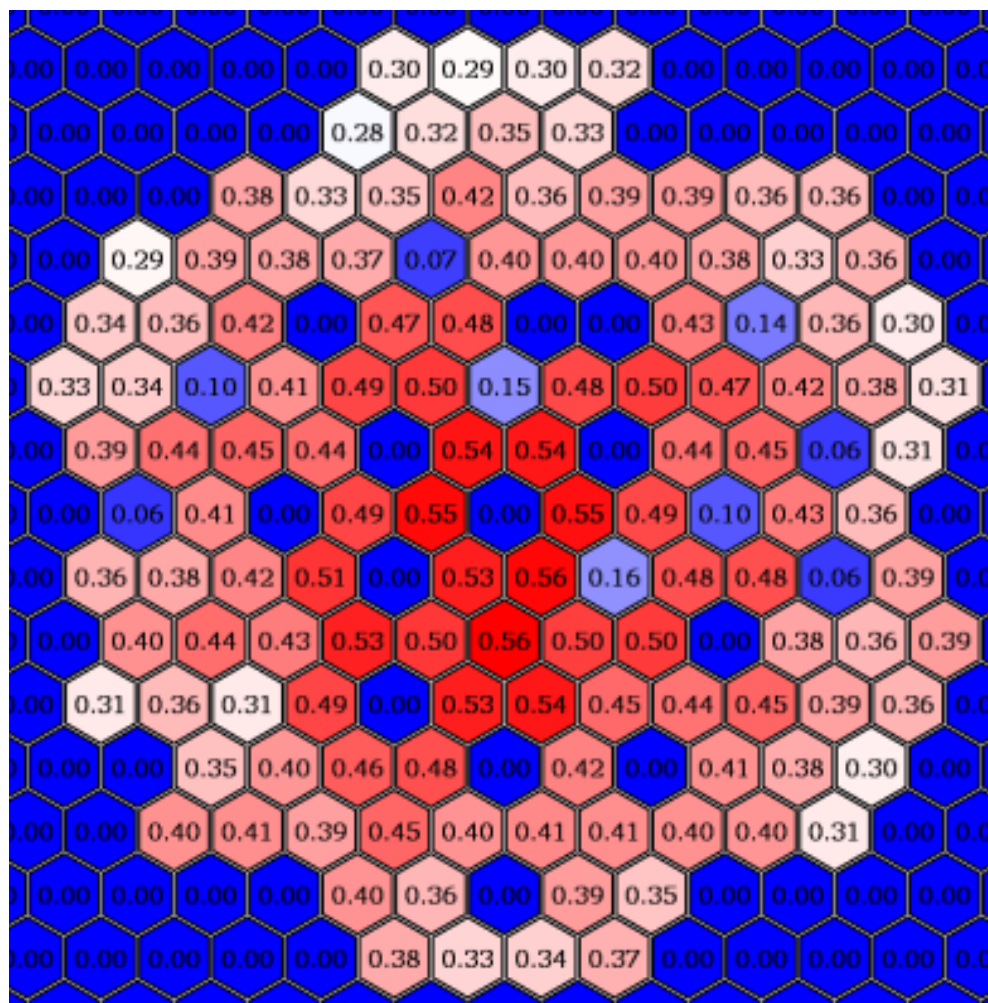


Рисунок 1 – Распределение мощности по ТВС а.з. ИЯУ БОР-60

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СМ С МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, И.Н. Сагиров

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Высокопоточный исследовательский реактор СМ эксплуатируется с 1961 года. В процессе эксплуатации реактор неоднократно реконструировался с целью расширения его экспериментальных возможностей и повышения безопасности эксплуатации. Часть изменений в конструкциях его систем и элементов внесена целевым образом в связи с появлением и постепенным ужесточением государственных нормативных требований по безопасности исследовательских реакторов.

Реактор сыграл важную роль в обосновании проектных решений при создании серийных отечественных энергетических реакторов, обеспечил выполнение национальной программы получения и исследования свойств трансплутониевых элементов. Уникальные возможности реактора СМ-3 позволили ему занять ведущее место в России в области производства трансурановых элементов и накопления радионуклидов с высокой удельной активностью.

В докладе приведены сведения об истории создания исследовательского ядерного реактора СМ, его технических характеристиках, опыте эксплуатации, показателях работы реактора. Особое внимание уделено работам, выполненным в ходе модернизации активной зоны реактора. В ходе модернизации заменены все внутрикорпусные устройства реактора, количество экспериментальных ячеек для высокопоточных облучений с плотностью потока нейтронов более $10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ увеличено с 27 до 57. Выполненные работы обеспечивают увеличение наработки изотопов (по ТПЭ – примерно в 1,8 раза, в целом – до ~40 %), улучшение технико-экономических показателей эксплуатации реактора, продление срока службы реактора по меньшей мере до 2045 года, возможность дальнейшего использования уникальной установки при реализации Программы развития атомно-энергетического комплекса Российской Федерации.

МЕТОДИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА СМ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ

Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, Н.Ю. Марихин, С.А. Сазонтов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В 2019-2020 гг. проведена модернизация реактора СМ [1], при которой изменена компоновка нейтронной ловушки. Было увеличено количество облучательных ячеек в нейтронной ловушке, исключены центральный компенси-

рующий орган и бериллиевые вкладыши, изменена конструкция рабочих органов аварийной защиты. Реализованные технические решения привели к изменению физических характеристик реактора СМ, что, в свою очередь, потребовало актуализировать методики, используемые при сопровождении эксплуатации реактора.

В докладе представлены методические подходы, применяемые для сопровождения эксплуатации модернизированного реактора СМ, приведены основные этапы выбора и обоснования загрузок активной зоны реактора для планируемых кампаний топливом, с помощью представленного комплекса методик. При сопровождении эксплуатации реактора СМ после модернизации для определения характеристик реактора, важных для безопасности, и повышения эффективности его использования, используют подходы, включающие в себя применение как экспериментальных [2], так и расчетных методов [3, 4]. Указанные методы имеют свои преимущества и недостатки, свою область применения. Использование их в комплексе позволяет реализовывать принципы независимости и разнообразия, повышает надежность и достоверность получаемых результатов. Также в докладе приведена информация о работе реактора СМ после модернизации, обеспечении графика работы реактора, выполнения требований ядерной безопасности. Анализ фактических показателей работы реактора подтверждает прогнозируемые характеристики и надежность применяемого комплекса методик сопровождения его эксплуатации. Во всех проведенных после модернизации кампаниях заданный график работы реактора был обеспечен выбором загрузки активной зоны, нарушений требований ядерной безопасности в рассматриваемый период не допущено [5].

РАСЧЁТ НАКОПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОБЛУЧЁННЫХ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА СМ И АНАЛИЗ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

П.А. Зайченко, А.П. Малков, Е.О. Буркацкий

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Эксплуатация ядерных реакторов сопровождается образованием и накоплением радиоактивных веществ (РВ) и радиоактивных отходов (РАО). В Российской Федерации функционирует система государственного учета РВ и РАО, основные положения которой изложены в федеральных нормах и правилах «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16). Согласно данному документу каждая организация, в которой происходит обращение или выполнение работ по предоставлению услуг по обращению с РВ и РАО должны вести учет и контроль всех РВ и РАО в организации.

При эксплуатации ядерных реакторов основным источником РВ является облученное ядерное топливо. Согласно НП-067-16 определение содержания РВ в ядерном топливе должно проводиться на основании измерений или расчетов. Вследствие высокой активности осколков деления и материалов облученных ТВС (ОТВС), определение состава РВ в облученном топливе экспериментальными методами является трудновыполнимой задачей. Расчетные методы становятся практически единственным доступным способом определения нуклидного состава облученного ядерного топлива.

За счет высокого обогащения (90 % по урану-235) и характера эксплуатации нуклидный состав топлива исследовательских реактора СМ не может быть определен с помощью методов, разработанных для ОТВС энергетических реакторов. По этой причине предложен алгоритм определения основных характеристик (масса, активность, категория опасности) для ТВС реактора СМ. К достоинствам алгоритма можно отнести:

- оперативность определения содержания РВ в ОЯТ;
- наличие экспериментальных данных по определению нуклидного состава ТВС реактора СМ методами гамма- и масс-спектрометрии, что позволило провести первичную верификацию расчетных соотношений;
- модульность построения, при которой внесение изменений и дополнений не требует переработки всей структуры алгоритма;

Алгоритм позволяет отслеживать состав, активность и категорию опасности образовавшихся РВ в облученных ТВС с момента ее выгрузки из активной зоны и до момента переработки. Дополнение алгоритма модулем с характеристиками распада радионуклидов и информацией о коэффициентах ослабления излучения позволяет оценить:

- интенсивность излучения на внешней поверхности чехла ТВС с учетом поглощения в материалах сборки;
- остаточное тепловыделение с учетом реальной геометрии ТВС;

В докладе представлены результаты расчетного определения нуклидного состава облученных ТВС реактора СМ в диапазоне выгорания топлива от 0 до 50 %. Приведен сравнительный анализ расчетных и экспериментальных данных. Показаны результаты оценки величины остаточного тепловыделения и ее зависимости от глубины выгорания топлива и времени выдержки.

СТАРТОВАЯ КОМПОНОВКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ С КОМПЛЕКТОМ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ПИК-2

В.И. Мороко¹, А.А. Мясников², А.С. Захаров³, С.Р. Фридман³

¹АО «НИКИЭТ», г. Москва

²ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

³ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт" — ПИЯФ», г. Гатчина

Реактор ПИК – исследовательский реактор корпусного типа с легкой водой под давлением в качестве теплоносителя и тяжеловодным отражателем.

В данный момент ректор находится на стадии энергетического пуска, осуществляемый кооперацией:

- Головной научной организацией: ФГБУ «НИЦ «Курчатовский институт»»,
- Головной конструкторской организацией: АО «НИКИЭТ»,
- Головной проектной организацией: ЗАО «НПО Спецпроект».
- Эксплуатирующей организацией: ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт»-ПИАФ.

Для достижения проектных параметров реактора ПИК был разработан головной комплект ТВС ПИК-2, отличительными чертами которого является:

- использование твэла, с увеличенной загрузкой топлива,
- использование стержней выгорающего поглотителя,
- замена материала чехла со стального на циркониевый,
- разработка дополнительного типа ТВС для расположения навесок с образцами-свидетелями.

В докладе представлены результаты моделирования различных стартовых компоновок активной зоны.

Рассмотрен порядок набора активной зоны. Базовым вариантом стартовой компоновки активной зоны является вариант с полной загрузкой активной зоны 18 ТВС: 12 шестигранных ТВС, 4 квадратных ТВС и 2 ТВС с образцами свидетелями.

Проведен анализ величин основных технологических и расчетных неопределенностей. Рассмотрены различные компоновки активной зоны, которые могут быть использованы при выявлении систематических отклонений параметров реактора от расчетных и при проведении внутриреакторных исследований.

АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОИЗВОДСТВА ТОПЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРА МБИР

А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фрааз

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На территории АО «ГНЦ НИИАР» ведется строительство реакторной установки МБИР [1]. Проектом реактора предусмотрено использование виброуплотнённого МОКС-топлива с массовой долей диоксида плутония до 40 %. Топливо планируют изготавливать в АО «ГНЦ НИИАР».

Разработан технологический процесс полного цикла производства смешанного уран-плутониевого оксидного ядерного топлива (МОХ-топлива) с повышенным по сравнению с топливом энергетических БН-реакторов содержанием плутония для строящегося реактора МБИР. Планируется проведение технического перевооружения существующего топливного комплекса, включающее создание нового оборудования для модернизации существующих и создание новых участков.

Производство топлива, а также сопутствующие ему операции включают в себя несколько основных этапов: подготовка исходных ЯДМ к производству; производство МОХ-топлива пироэлектрохимическим способом; дробление и отмывка катодного осадка; сушка и фрагментация на фракции требуемого размера; изготовление ТВЭЛов; изготовление ТВС; контроль состава исходных промежуточных и конечных продуктов; переработка отходов и бракованного топлива; хранение и транспортирование исходных ЯДМ, промежуточных продуктов и конечной продукции; ремонт и зачистка оборудования.

На этапе проектирования должна быть обоснована ядерная безопасность (ЯБ) технологического процесса производства топлива реактора МБИР и всех сопутствующих операций. Должны быть установлены ограничения по параметрам ядерной безопасности.

Для анализа ядерной безопасности использовали результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов, полученные при помощи аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A [2]. Анализ выполнен на современном уровне в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности при хранении, переработке и транспортировании ядерных делящихся материалов.

Перед проведением анализа ЯБ отдельных технологических операций составляется перечень планируемых к использованию ядерных материалов. Для них определяли безопасные [3] параметры. На основании результатов анализа безопасности всё оборудование классифицировали, как опасное и безопасное [3]. Если под определение «опасное оборудование» подпадает проектируемое оборудование, то его геометрические и технические характеристики в проекте меняли таким образом, чтобы отнести его к безопасному оборудованию или, когда изменение геометрических характеристик было невозможно, для опасного оборудования определяли организационно-технические меры, обеспечивающие ядерную безопасность технологического процесса в нормальных и аварийных условиях работы.

Технологический процесс производства топлива начинается с подготовки исходных ЯДМ. При обосновании ЯБ анализируют операции доставки исходных компонентов и их размещение участках. Рассматривают операции по взвешиванию и отбору порций необходимой массы компонентов для дальнейшей переработки.

Топливную композицию получают в хлораторе-электролизере пироэлектрохимическим способом [4]. Из расплава солей, содержащих исходные компоненты, на катод методом электролиза осаждают осадок смеси оксидов урана и плутония. Для обоснования ЯБ каждый этап получения катодного осадка рассматривали по отдельности. На первом этапе рассматривали загрузку исходных компонентов (оксиды урана и плутония) в расплав солей. Моделировали различные варианты размещения ЯДМ на корке расплава, на дне тигля хлоратора-электролизера. На втором этапе рассматривали растворение загруженных компонентов. Далее анализировали образование катодного осадка и его осаждение на катодной сборке. Проведенный анализ ЯБ показал, что максимальное значение $K_{эф}$ не превысило 0,59.

Полученный катодный осадок измельчается в гранулят с определенным размером частиц. Геометрию расчетной модели установки измельчения задавали

максимально приближенно к геометрии реальной установки. В ходе проведения анализа ЯБ весь гранулят поочередно концентрировали в различных местах модели, соответствующих местам скопления гранулята в реальной установке. Максимальное значение $K_{эфф}$ достигается при размещении всего делящегося материала в одной из секций дробления при аварийном заполнении установки замедлителем нейтронов (вода плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$).

После измельчения гранулят очищается от остатка солей электролита путем его отмывки и просушки. Согласно консервативному подходу [5] из-за сложной геометрии установку отмывки моделировали в виде шара. Проводили исследование зависимости $K_{эфф}$ от объема шара (консервативная модель установки промывки), заполненного гомогенной смесью гранулята (порции ЯДМ фиксированной массы) и воды.

Промытый гранулят подвергается сушке прокалкой в печи. В процессе работ рассматривали печной контейнер с гранулятом отдельно и при его размещении в печи. Были рассмотрены аварийные ситуации, связанные с загрузкой гранулята в контейнер свыше установленных пределов, разрушением контейнера, попаданием замедлителя нейтронов (воды) различной плотности в печь и контейнер.

Высушенный гранулят разделяется на отдельные фракции с частицами требуемого размера путем просеивания. Далее из отдельных фракций гранулята составляется порция ядерного топлива на один твэл. Затем порция загружается в твэльную трубку и виброуплотняется. Далее загружаются таблетки торцевого экрана. Твэл герметизируется и дезактивируется. Сложность для анализа ЯБ данного процесса представляло большое количество групп упаковок с ЯДМ размещаемые в непосредственной близости друг от друга в процессе проведения работ. По результатам расчетов были установлены ограничения на геометрию размещения и предельное количество упаковок.

Из готовых твэлов формируется пучок и загружается в чехол ТВС. К ТВС приваривается головка и хвостовик.

На всех этапах производства ведется контроль состава исходных, промежуточных и конечных продуктов. Проводятся исследования твэлов и ТВС для выявления дефектных изделий. При проведении анализа ЯБ рассматривали различные варианты совместного размещения изделий в технологических установках, на рабочих столах и столешницах камер и боксов. Были рассмотрены аварийные ситуации, связанные с загрузкой установок свыше установленных пределов, смещением изделий и контейнеров с изделиями со штатных позиций.

Образующиеся в результате изготовления и очистки топливной композиции отходы, содержащие ЯДМ, а также бракованное топливо, топливо дефектных твэлов и твэлов прошедших разрушающий контроль перерабатываются и возвращаются в технологический процесс. Анализ ЯБ подтвердил безопасность проведения процессов переработки отходов.

Исходные компоненты (оксиды урана и плутония) для производства ядерного топлива, готовый продукт (гранулят), и готовые изделия (твэлы и ТВС реактора МБИР) транспортируются между участками, а также размещаются во временных хранилищах ЯМ. В ходе модернизации в хранилищах будут размещены дополнительные стеллажи. Увеличится номенклатура размещаемых в хранилищах ЯДМ.

Анализ ядерной безопасности хранилищ начинали с выбора упаковки и типа ЯДМ с наибольшими размножающими свойствами. Далее рассматривается модель стеллажа, полностью заполненная данными упаковками с учетом строительных конструкций хранилища. После анализа отдельных стеллажей, рассматривается совместное реальное размещение стеллажей в хранилищах. В процессе анализа ЯБ хранилищ рассматривали аварийные ситуации, связанные с ошибочным размещением дополнительного контейнера на полке стеллажа, с затоплением помещения замедлителем нейтронов различной плотности, падением упаковки при транспортировании и высыпании ее содержимого. Результаты расчетов хранилищ ЯТ показали, что при нормальных условиях эксплуатации и рассмотренных аварийных ситуациях значения $K_{эфф}$ не превысили допустимых величин, установленных нормативными документами по ядерной безопасности.

Технологическим процессом предусмотрено проведение ремонта и зачисток оборудования, содержащего ЯДМ, а также зачисток камер и боксов в процессе проведения работ. В расчетах рассматривали данные операции, как и транспортирование оборудования к месту ремонта и извлечение из него ЯДМ. Анализировали аварийные ситуации, связанные с загрузкой и накопления ЯДМ свыше установленных пределов, попаданием замедлителя нейтронов (воды) различной плотности.

Результаты анализа ядерной безопасности технологии производства ядерного топлива для реактора МБИР вошли составной частью в проектную документацию проекта перевооружения. На данную проектную документацию получены положительные заключения по ядерной безопасности.

БАСЕЙНОВЫЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ РБТ-6 И РБТ-10/2: ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И УПРАВЛЕНИЯ РЕСУРСОМ

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, Н.Р. Насыров,
А.Ю. Халяпин, Д.В. Фомин, И.Н. Сагиров

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Исследовательская ядерная установка РБТ-10/2 является реактором-спутником высокопоточного реактора СМ-3, использует его отработавшее топливо и представляет собой бассейновый водо-водяной реактор на тепловых нейтронах. Номинальная мощность реактора 10 МВт. Реактор РБТ-10/2 предназначен для проведения экспериментов по изучению изменения свойств материалов под воздействием реакторного излучения, наработки радиоизотопной продукции, легирования кремния и радиационного окрашивания минералов.

Исследовательский реактор РБТ-6 номинальной мощностью 6 МВт также является реактором-спутником высокопоточного реактора СМ-3. Реактор РБТ-6 эксплуатируется с 1975 года. Благодаря удачно выбранной схеме и простоте в эксплуатации реактора продолжает стабильно работать, позволяя проводить как длительные эксперименты по изучению свойств материалов при постоянных

параметрах и режимах облучения, так и наработку радионуклидной продукции. Срок эксплуатации ИЯУ РБТ-6 продлен до 31.10.2025 г.

В настоящее время на ИЯУ РБТ-6 продолжают работы по обследованию оборудования систем, важных для безопасности, выполняется программа управления ресурсом. Проводятся работы по дальнейшей модернизации установки, в ЗАО «СНИИП-СИСТЕМАТОМ» изготовлен комплекс АСУЗ-27Р РУНК, замена аппаратуры СУЗ запланирована на 2024год

Завершены работы по модернизации участка ядерного легирования кремния на РУ РБТ-10/2 и участка радиационного окрашивания минералов на РУ РБТ-6.

В докладе, в виде иллюстраций, таблиц и графиков, даны технические характеристики ИЯУ РБТ-10/2, РБТ-6 и их экспериментальных устройств, приведен перечень основных современных и перспективных экспериментальных программ использования установок, показаны некоторые результаты современного применения. Представлены работы по модернизации экспериментальной базы. Основными задачами модернизации являются увеличение экспериментальных возможностей, продление срока эксплуатации реакторных установок и повышение их безопасности.

Следует отметить обоснованность выбранного подхода усовершенствования и продления срока эксплуатации реакторных установок бассейнового типа РБТ-10/2, РБТ-6 без длительных остановок с выполнением в полном объёме программ экспериментальных работ.

РАЗВИТИЕ РАСЧЁТНО-МЕТОДИЧЕСКОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ РБТ

А.А. Хохлин, А.П. Малков, Е.И. Ефимов, П.А. Зайченко, В.В. Пименов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Расчетно-методическое сопровождение эксплуатации реакторов РБТ [1] позволяет эффективно решать задачи выбора и обоснования загрузки активной зоны для обеспечения режимов облучения и утвержденного графика работы реакторов при безусловном обеспечении требований безопасности.

Для расчетно-методического сопровождения реакторов РБТ-6 и РБТ-10/2 используются:

- численные трёхмерные модели реакторов, созданные на основе пакета прикладных программ MCU [2], которая позволяет производить вычисление нейтронно-физических характеристик методом Монте-Карло;
- инженерные методики на основе аппроксимационных зависимостей, реализованные в среде MS Excel;
- аттестованные методики экспериментального определения эффективности РО СУЗ, запаса реактивности и подкритичности.

В связи с переводом реакторов РБТ-6 и РБТ-10/2 на отработавшее топливо реактора СМ с увеличенной стартовой загрузкой урана-235 в твэле [3] потребовалось уточнение методик сопровождения эксплуатации реакторов.

В 2021 была уточнена инженерная методика расчета распределения энерговыделения и выгорания топлива в ТВС активной зоны реактора РБТ-6 и произведена её метрологическая аттестация. Методика позволяет рассчитывать распределение энерговыделения и выгорания на любой момент кампании, с учетом изменения положения РО СУЗ, распределения топлива и загрузки экспериментальных каналов.

В 2022 году разработан пакет прикладных программ для расчетного сопровождения реактора РБТ-6, реализующий методику расчета распределения энерговыделения и выгорания в ТВС активной зоны в среде MS Excel с использованием макросов на основе кода Visual Basic for Applications. Пакет программ обладает простым пользовательским интерфейсом, который обеспечивает возможность ее использования широкому кругу персонала, сопровождающего работу реактора.

Ввод в эксплуатацию в 2021 новой аппаратуры СУЗ реактора РБТ-10/2 потребовал переработки используемой методики экспериментального определения эффективности РО СУЗ с учетом реализованного в аппаратуре реактиметра.

В 2022 году была проведена работа по расширению возможностей математического имитатора активной зоны реактора РБТ-10/2. Программный комплекс включает в себя алгоритмы преобразования исходных данных о состоянии реактора в полномасштабную расчетную модель реактора, предназначенную для проведения вычислений нейтронно-физических характеристик реактора по программному коду MCU. В течение 2022 года в имитатор были включены модули, написанные на языке программирования Python, для автоматизированного расчета выгорания топлива, обработки ошибок, а также реализован функционал для автоматизации проведения расчёта и последующей обработки полученных результатов.

Был также разработан метод расчетно-экспериментального определения эффективности РО СУЗ, применяемый при невозможности проведения экспериментальной градуировки. В таком случае расчет эффективности рабочих органов производится путем нормировки расчётных данных на ранее определенные экспериментальным путем градуировочные характеристики.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЛАНЫ ПО МОДЕРНИЗАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, Д.В. Фомин, А.Ю. Халяпин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Материаловедческий исследовательский реактор МИР.М1 - многоцелевая установка, основным назначением которой являются петлевые испытания и специальные эксперименты с твэлами и тепловыделяющими сборками (ТВС), как действующих, так и перспективных реакторов различных типов. По физическим особенностям МИР.М1 – гетерогенный реактор на тепловых нейтронах

с замедлителем и отражателем из металлического бериллия. По конструктивным особенностям он является канальным и размещен в бассейне с водой – такое конструкторское решение позволило совместить основные преимущества бассейновых и канальных реакторов. Испытания проводятся с целью проведения материаловедческих исследований для обоснования безопасности использования твэлов и ТВС при нормальной эксплуатации, переходных и аварийных режимах. Одновременно с проведением испытаний производится наработка радиоизотопной продукции. В состав реакторной установки входят радиационно-защитные камеры, позволяющие проводить промежуточные инспекции и первичные после-реакторные исследования ТВС и твэлов.

В августе 2022 г. исполнилось 55 лет со дня энергетического пуска реактора. В течении всего срока службы на реакторе МИР.М1 выполнялись работы по усовершенствованию и модернизации систем важных для безопасности. Поддержание на высоком уровне культуры безопасности позволяет обеспечивать выполнение экспериментальных научно-исследовательских программ на высоком уровне и с хорошим качеством.

В докладе, в виде иллюстраций, таблиц и графиков, даны технические характеристики реактора и его экспериментальных устройств, приведен перечень основных современных и перспективных экспериментальных программ использования реактора, показаны некоторые результаты современного применения. Представлены работы по модернизации экспериментальной базы. Основными задачами модернизации являются увеличение экспериментальных возможностей, продление срока эксплуатации реакторной установки и повышение безопасности. Срок эксплуатации реактора МИР продлен до конца 2025 г.

Приведена информация о запланированных работах, которые позволят продлить срок эксплуатации реактора до 2035 года. При этом реализуется вариант продления срока эксплуатации установки без длительных остановок реактора с выполнением программ экспериментальных работ.

ЭКСПЛУАТАЦИЯ КОМПЛЕКСА КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ РЕАКТОРОВ МИР И СМ И ПЛАНИРУЕМАЯ МОДЕРНИЗАЦИЯ КРИТИЧЕСКОГО СТЕНДА РЕАКТОРА СМ

А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, Р.В. Нагайцев, А.М. Шараев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» эксплуатируют комплекс из двух стендов, критические сборки которых являются физическими моделями наиболее мощных исследовательских реакторов России – СМ и МИР.

На критических сборках реакторов МИР.М1, СМ-2 выполняют исследования в обоснование ядерной безопасной эксплуатации РУ с различными экспериментальными устройствами; для определения нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов и устройств; по выбору средств

формирования режимов облучения и согласования заданных режимов испытаний ЭУ, одновременно облучаемых в реакторах; в обоснование концепций модернизаций активных зон и принимаемых проектных решений; выполняют эксперименты с целью отработки методик расчета нейтронно-физических характеристик реакторов.

В докладе представлена информация об опыте эксплуатации и опыте использования критических стендов (КС) АО «ГНЦ НИИАР».

В связи с проведением работ по модернизации реактора СМ-3 в 2019-2020 гг. запланировано выполнение работ по модернизации критического стенда с целью приведения критсборки в состояние физической модели. Предполагаемые изменения критстенда затронут изменение конструкции сепаратора нейтронной ловушки, РО АЗ и их исполнительных механизмов, доработку пульта управления.

Проектно-конструкторские работы по корректировке схем управления исполнительных механизмов рабочих органов АЗ-КО выполнены.

Также в текущем году запланирована разработка проектно-конструкторской документации по монтажу новой системы контроля радиационной обстановки в помещениях КС.

АЛГОРИТМ ОЦЕНКИ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ОТ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ПОСЛЕ ИСПЫТАНИЙ НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ

А.Г. Васяткин, А.В. Белин, М.А. Соснин, А.А. Молодцов

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Целью обеспечения безопасности критических стендов является ограничение радиационного воздействия на работников, население и окружающую среду установленными пределами. Соответственно основными критериями безопасности будут являться:

- 1) радиационная обстановка вокруг критической сборки, работающей на мощности;
- 2) дозовые характеристики ТВС при обращении с ними вне критической сборки после работы на мощности.

Первый критерий безопасности можно обеспечить соответствующей биологической защитой и ограничением физической мощности, а контроль радиационной обстановки можно оперативно осуществлять средствами дозиметрического контроля. А вот второй критерий безопасности проконтролировать с использованием измерительных средств физически невозможно до момента извлечения ТВС из критической сборки. В момент извлечения ТВС из критической сборки присутствует фактор неопределенности в мощности дозы от ТВС, которая зависит от концентрации радиоактивных нуклидов, накопленных за предысторию работы критической сборки на мощности. Обеспечить второй критерий безопасности возможно только ограничениями физической мощности, времени работы

на мощности критической сборки и выдержкой ТВС в критической сборке в подкритическом состоянии для спада активности в ТВС. Оперативный контроль дозовых характеристик ТВС до их извлечения из критической сборки возможен только моделированием физических процессов с применением математических моделей активных зон на основе эксплуатационных данных по мощности и времени работы на мощности.

Обеспечение второго критерия безопасности особенно актуально для критических стендов, на которых проводятся нейтронно-физические испытания активных зон ЯЭУ, к которым относятся критические стенды СТ-659 и СТ-1125 АО «ОКБМ Африкантов». Как правило, графики испытаний встроены в графики изготовления и поставок оборудования на строящиеся и эксплуатируемые объекты и имеют ограничения по времени. Поэтому критически важно в процессе испытаний активных зон ЯЭУ обеспечивать требуемые дозовые характеристики ТВС после испытаний, а так же оперативно их контролировать.

Для реализации оперативного контроля мощности дозы от ТВС на критических стендах СТ-659 и СТ-1125 разработан алгоритм оценки мощности дозы от ТВС в режиме реального времени, структурная схема которого представлена на рисунке 1. Комплекс технических средств и программ, реализующих алгоритм, включает в себя набор оборудования СУЗ критического стенда, контролирующего нейтронный поток от активной зоны и положение рабочих органов компенсации реактивности, и программный комплекс, преобразующий показания СУЗ в показания нейтронной мощности и мощности дозы фотонного излучения от ТВС. Работа алгоритма состоит из 3 этапов.

На первом, подготовительном, этапе рассчитываются коэффициенты пропорциональности между показаниями нейтронных детекторов и физической мощностью и единичное распределение энерговыделения по активной зоне в программе MCU-TR. Расчеты проводятся для всех возможных состояний критической сборки в процессе испытаний. Так же в программе MCU-TR рассчитываются в групповом приближении плотности потока фотонов вокруг ТВС от единичных моноэнергетических источников фотонов, образующихся в дискретных элементах фазового пространства ТВС, т.е. функции Грина. Подготовительный этап занимает значительное время (до 1 месяца) и проводится заблаговременно до испытаний активной зоны.

Второй и третий этапы алгоритма уже проходят в режиме реального времени при испытании активной зоны. На втором этапе алгоритма по показаниям нейтронных детекторов и положению рабочих органов компенсации реактивности рассчитываются средневзвешенная физическая мощность и отслеживается история распределения энерговыделения по активной зоне.

На третьем этапе алгоритма, по данным истории распределения энерговыделения по активной зоне на текущий момент, рассчитывается мощность дозы фотонного излучения от ТВС и прогнозируются мощности дозы от ТВС при их обращении после извлечения из критической сборки на любой момент времени. Расчет мощности дозы проводится суперпозицией предварительно рассчитанных функций Грина для различных элементов фазового пространства ТВС, умноженных на соответствующие интенсивности источника фотонов в ТВС и дозовые коэффициенты из НРБ-99/2009. Расчет интенсивности источников фотонов проводится в программе ORIGEN, входящий в комплекс SCALE 6.2. Входной

файл для ORIGEN готовится автоматически по данным истории распределения энерговыделения в ТВС.

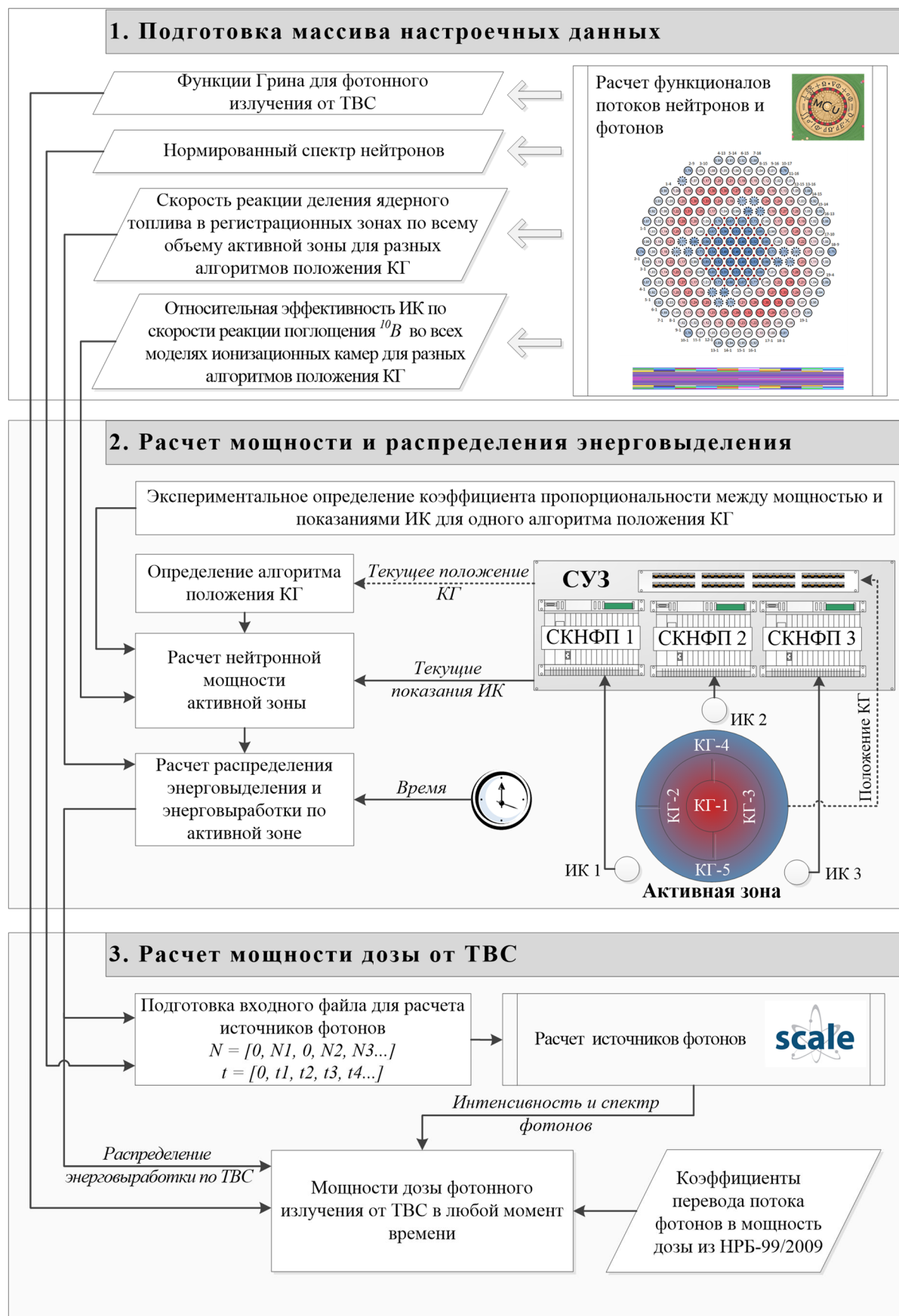


Рисунок 1 - Структурная схема алгоритма оценки мощности дозы фотонного излучения от ТВС в режиме реального времени

Апробация алгоритма при испытании активной зоны 14-10-3МП показала достаточно хорошее согласие результатов расчетной оценки мощности дозы от ТВС и мощности амбиентного эквивалента дозы от ТВС, измеренных дозиметром ДКС-АТ1123. Расчетная оценка мощности дозы от любых ТВС была выше измеренных на 8 - 45 %, в зависимости от типа ТВС. Это объясняется отличием различных типов ТВС от математической модели ТВС, использовавшейся для расчета функций Грина. Для реализации консервативного подхода расчетная модель ТВС была сделана на основе типа ТВС, содержащей в себе материалы с наименьшей концентрацией.

ОБОСНОВАНИЕ ПРОЕКТНЫХ ПРЕДЕЛОВ РАДИАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК АО «ГНЦ НИИАР»

В.Д. Кизин, А.И. Губкина, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Согласно НП-033-11 [1], проектные пределы¹ подразделяют на пределы эксплуатационные (ЭП), пределы безопасной эксплуатации (ПБЭ), и предельно допустимый аварийный выброс (ПДАВ). Пункт 1.2.2. НП-033-11 обязывает радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду при проектных авариях ограничивать за счёт не превышения установленных в НРБ-99/09 [2] пределов доз, для этого в рамках данной работы введено понятие «предел при проектной аварии» (ППА)². Для исследовательских ядерных установок (ИЯУ) устанавливают проектные пределы по радиационным параметрам, представленным в НП-049-17 [3].

¹ *Проектные пределы* – значения параметров и характеристик состояния систем (элементов) и ИЯУ в целом, установленные в её проекте для нормальной эксплуатации, включая предаварийные ситуации и аварии. *Пределы эксплуатационные* – значения параметров и характеристик, заданных проектом для нормальной эксплуатации ИЯУ. *Пределы безопасной эксплуатации* – значения параметров технологического процесса, отклонения от которых могут привести к аварии. *Предельно допустимый аварийный выброс* – значения выброса РВ в окружающую среду при запроектных авариях на ИЯУ, при достижении которых с учётом наихудших погодных условий доза облучения населения на границе санитарно-защитной зоны и за её пределами не превышает значений, регламентированных в действующих нормах радиационной безопасности и требующих принятия решений о мерах защиты населения в случае аварии [1]. — Прим. авт.

² *Пределы при проектной аварии* – значения выброса радиоактивных веществ в окружающую среду, при котором последствия радиационной проектной аварии по величинам выбросов РВ в окружающую среду не должны приводить к дозам облучения лиц из населения, требующим принятия любых мер по его защите в начальном периоде радиационной аварии – понятие используется в рамках данной статьи. — Прим. авт.

При установлении проектных пределов радиационных параметров в АО «ГНЦ НИИАР» приняты условия, учитывающие консервативный подход, основанные на опыте эксплуатации ИЯУ и достигнутом уровне радиационной безопасности.

Эксплуатационные пределы рассчитаны для следующих параметров:

1. ЭП годовой эффективной дозы облучения персонала группы А принят равным контрольному уровню по данному параметру для объектов с ИЯУ – 19,5 мЗв/год.
2. ЭП мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения в помещениях постоянного пребывания (ППП) персонала рассчитан исходя из не превышения годовой эффективной дозы облучения персонала группы А. С учётом вклада внутреннего облучения с принятой квотой в 15 %, значение ЭП по данному параметру составляет 10 мкЗв/час. Значение данного параметра характерно для всех ИЯУ института.
3. ЭП объёмной активности аэрозолей в ППП персонала рассчитан из условия не превышения годового предела эффективной дозы персонала группы А при воздействии внешнего гамма-излучения и внутреннего облучения от ингаляции радиоактивных аэрозолей и с учётом принятой квоты на внешнее и внутреннее облучение. ЭП по данному параметру для разных ИЯУ находится в пределах 220÷460 Бк/м³.
4. ЭП объёмной активности йода-131 с учётом квоты на внутреннее облучение персонала группы А составит 160 Бк/м³. Значение параметра характерно для всех ИЯУ института.
5. ЭП активности теплоносителя является важным параметром для определения состояния работы ИЯУ. В теплоносителе первого контура контролируются радионуклиды, характерные для конкретного типа ИЯУ. Обоснование ЭП активности теплоносителя проводили исходя из не превышения допустимой объёмной активности в ППП персонала и/или не превышения ЭП газоаэрозольных поступлений радиоактивных веществ (РВ) в атмосферу со здания ИЯУ.
6. Значения ЭП газоаэрозольных поступлений РВ в атмосферу приняты равными административным уровням со здания ИЯУ.

Пределы безопасной эксплуатации рассчитаны для следующих параметров:

1. ПБЭ годовой эффективной дозы облучения персонала группы А принят равным пределу эффективной дозы облучения персонала — 50 мЗв/год [2].
2. ПБЭ газоаэрозольных поступлений РВ в атмосферу установили исходя из условия не превышения квоты облучения населения – 70 мкЗв/год. Установлены значения ПБЭ для тех же групп РВ, что и ЭП по данному параметру.

ППА рассчитаны с учётом регламентируемых [2, 4] нормативов облучения персонала и населения при аварии. Индивидуальная доза облучения персонала, не превышающая установленные нормы, – 50 мЗв за аварию [4]. Для населения устанавливается предел при проектной аварии исходя из требования не превышения индивидуальных доз облучения населения выше 5 мЗв за первый год после аварии с учётом пищевых цепочек [4].

ПДАВ установлен исходя из предположения, что вследствие аварийного выброса обеспечивается не превышение эффективной дозы облучения населения – 50 мЗв, при которой необходимо применение защитных мероприятий уровня Б (укрытие) [2]. Ожидаемое облучение населения рассчитывали без учёта потребления загрязнённых пищевых продуктов.

Полученные результаты расчётов проектных пределов по радиационным параметрам имеют практическое применение, их результаты включены в отчёты по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР».

ОПЫТ СОЗДАНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРИНО В АО «ГНЦ НИИАР»

А.В. Куприянов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

С момента экспериментального обнаружения нейтрино в 1956 году научными коллаборациями многих стран проводятся исследования, направленные на изучение характеристик этой частицы, таких как масса, параметры осцилляции (переход нейтрино одного вида в другой), сечения взаимодействия с нуклонами и др. Некоторые из таких исследований связаны с проведением экспериментов с искусственными источниками нейтрино на основе радиоактивных изотопов, произведенных реакторным способом.

ГНЦ НИИАР принимал участие в создании источников нейтрино на основе ^{51}Cr для таких экспериментов как SAGE, GALLEX, в которых исследовались солнечные нейтрино, и BEST, в котором исследовались нейтринные осцилляции. Для получения удовлетворительных статистических данных нейтринные обсерватории используют галлий-германиевые детекторы большого объема, поскольку сечение взаимодействия нейтрино с веществом очень мало ($\sigma \approx 10^{-43} \text{ см}^2$). Например, масса металлического галлия, применяемого в качестве детектора в эксперименте BEST на Баксанской нейтринной обсерватории, составляла 47 тонн. Образующиеся по реакции $^{71}\text{Ga}(\nu_e, e^-)^{71}\text{Ge}$ единичные атомы радиоактивного германия-71 радиохимическим способом выделяются из объема детектора и количественно определяются низкофоновым пропорциональным счетчиком. В экспериментах SAGE и GALLEX определялся поток солнечных нейтрино, а искусственный источник на основе ^{51}Cr использовался для калибровки детектора, поскольку параметры электронных нейтрино, образующихся при бета-распаде ^{51}Cr , близки к солнечным электронным нейтрино. Скорость захвата нейтрино в обоих экспериментах составила 55-60% от предсказываемой Стандартной солнечной моделью. Предполагается, что это обусловлено осцилляциями нейтрино по мере движения в пространстве. Для определения параметров этих осцилляций в эксперименте BEST использовался двух-объемный детектор – два

концентрически расположенных шаровых слоя, заполненные галлием с помещенным в центр искусственным источником нейтрино. По мере движения от внутреннего слоя к внешнему нейтрино, как предполагается, переходят в т.н. стерильные состояния, поэтому в слоях детектора должна наблюдаться различная скорость образования ^{71}Ge .

Помимо использования детекторов большого объема улучшение статистики регистрируемых событий достигается применением компактных искусственных источников нейтрино высокой интенсивности. В 1990 г для эксперимента SAGE был произведен источник с активностью ^{51}Cr 0.4 млн Ки. В 2002 г были проведены исследовательские и конструкторские работы по созданию источника активностью 2 млн Ки для эксперимента GALLEX (Национальная лаборатория Гран-Сассо, Италия), которые не дошли до стадии практической реализации по причинам, не зависящим от российской стороны. В 2019 году для эксперимента BEST был произведен источник рекордной активности – 3.41 млн Ки на момент его установки в нейтринный телескоп.

При создании высокоактивных источников для перечисленных экспериментов был проведен большой объем расчетно-исследовательских, конструкторских и экспериментальных работ, перечень и содержание которых во многом сходны, поэтому рассмотрим их на примере изготовления источника для эксперимента BEST.

Исходя из определенных ИЯИ РАН (БНО) параметров источника нейтрино, таких как геометрические размеры, масса и минимально требуемая активность ^{51}Cr , равная 3 млн Ки, на первом этапе оценивалась принципиальная возможность реакторной наработки. Понятно, что для достижения такой активности требуется облучение хрома, обогащенного по ^{50}Cr (его содержание в природном хроме лишь 4.345%), в высокопоточном реакторе СМ-3. Были проведены варианты нейтронно-физические расчеты и расчеты трансмутации изотопов хрома при облучении мишеней различных геометрических форм и размеров, в том числе стержневых круглого и шестигранного сечения, однако наилучшим с точки зрения накопления ^{51}Cr и компактности источника стал вариант облучения дисков. Диаметр дисков ограничен диаметром центральной замедляющей полости реактора СМ-3 (<90 мм), толщина подбиралась с учетом эффекта депрессии потока тепловых нейтронов для достижения максимальной скорости трансмутации – чем тоньше диск, тем ниже блокировка нейтронов и выше скорость накопления ^{51}Cr . С другой стороны, диски из металлического хрома не могут быть слишком тонкими, т.к. должна обеспечиваться механическая прочность при их охлаждении потоком теплоносителя. Оптимальная толщина дисков составила 4 мм. Впрочем, конструкция облучательного устройства также предусматривала нижнюю решетку-уловитель крупных осколков на случай разрушения дисков.

На следующем этапе были проведены расчеты энерговыделения и охлаждения дисков как при облучении (не допускается плавление и поверхностное кипение), так и нагреве дисков на воздухе в процессе сборки в горячей камере. Оценивалось распределение поля температур источника в биологической защите (важно для дальнейшего обращения с ним при проведении эксперимента на нейтринном телескопе), а также температуры внешней поверхности ТУК для оценки соответствия нормативным требованиям при транспортировке. Было

определено, что максимальная температура дисков при облучении не превысит 122°C. Суммарное энерговыделение источника при активности ^{51}Cr 3.76 млн Ки на момент окончания облучения составит 841 Вт, максимальная температура в объеме хромовых дисков - 387°C, температура вольфрамовой биологической защиты - 160°C, на поверхности охранной тары ТУК - 49°C.

В обоснование радиационной безопасности были проведены расчеты мощности дозы излучения от источника в биологической защите и от ТУК с источником. Гамма излучение ^{51}Cr с энергией 320 кэВ эффективно поглощается биологической защитой из вольфрама с толщиной боковой стенки 28 мм и толщиной дна 22 мм. Так же учитывалось излучение продуктов активации примесей с высокой энергией гамма излучения. Оказалось, что наличие примеси сурьмы (20 мг при общей массе хрома 4 кг) и, как следствие, гамма-излучение ^{124}Sb , на пятые сутки после облучения создает мощность дозы на поверхности биологической защиты источника равную 91.1% от суммарной, а излучение ^{51}Cr – только 7%. Было принято решение о проведении дополнительной очистки стартового материала, после которой содержание сурьмы было снижено до 0.4 мг.

Были проведены расчеты поглощенной дозы стеклами смотровой системы горячей камеры, в которой предполагалось производить сборку источника, а также мощность эффективной дозы в операторском помещении. С учетом длительности работ определено, что потемнение стекол вследствие радиационных дефектов не проявится, а дозовые характеристики в помещении находятся в пределах нормативных значений.

Загрузка 4 кг хрома с обогащением 98% по ^{50}Cr (сечение захвата тепловых нейтронов 15.9 барн) в центральную замедляющую полость реактора СМ-3 существенным образом сказывается на его эксплуатационных характеристиках, которые оценивались как расчетами по программе MSU, так и экспериментально на критическом стенде реактора. Так, замена штатного сепаратора с 27-ю мишенями с радионуклидами на облучательное устройство с хромом снижает запас реактивности на $2.07 \beta_{\text{эфф}}$, снижает в пределах проектных значений эффективность органов регулирования. Для компенсации потери реактивности в начале эксперимента была проведена догрузка свежего топлива. Было определено, что средняя длительность кампаний реактора снизится с 9.5 до 7.6 суток, глубина выгорания топлива снизится на 5%, а расход топливных сборок увеличится на 32%. С учетом изменения длительности кампаний был разработан график облучения, в котором количество кампаний между длительными остановами на перегрузку облучательных устройств и отправку изотопов составляло три вместо двух. Оптимальная продолжительность облучения хрома при таком графике составляет ~75 эффективных суток.

На изготовление и транспортировку источника нейтрино было потрачено всего 75 часов, по данным калориметрических измерений активность хрома-51 в источнике составила 3.414 млн Ки на момент начала эксперимента.

Результаты, полученные в эксперименте BEST, согласуются с гипотезой о существовании стерильных нейтрино, но не исключают существования другой физики, например, переходов в антинейтрино, не регистрируемых в телескопе. В связи с этим в настоящее время рассматривается возможность проведения эксперимента, аналогичного эксперименту BEST, но с использованием изотопа ^{170}Tm в качестве источника антинейтрино.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БОР-60: РАБОТЫ ПО ПОВЫШЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ И ПРОДЛЕНИЮ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ

Ю.М. Крашенинников, М.В. Шмачков, Р.А. Гарифуллов, В.Б. Харлов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Исследовательский реактор на быстрых нейтронах БОР-60 является одной из ведущих в стране и мире экспериментальных установок по массовому испытанию широкого круга топливных, поглощающих и конструкционных материалов, предлагаемых для создания перспективных реакторов.

Реакторная установка (РУ) БОР-60 надёжно и эффективно эксплуатируется в течение 53 лет и в настоящее время остается практически единственным на ближайшее время исследовательским реактором на быстрых нейтронах, имеющим уникальные экспериментальные возможности для проведения комплексных исследовательских работ по различным направлениям.

В докладе представлены основные показатели работы реактора в 2022 году.

Коротко рассмотрены основные направления проводимых экспериментальных работ и приведена информация о загрузке реактора экспериментальными устройствами.

Приведены результаты работ по повышению безопасности и обоснованию продления срока эксплуатации элементов и систем РУ. В докладе представлены планируемые работы по проекту технического перевооружения ИЯУ БОР-60 (этап 2). Основными задачами данного проекта является обеспечение безопасной эксплуатации реакторной установки на период продленного срока эксплуатации до 31.12.2025.

В докладе также представлены планы дальнейшего использования реактора БОР-60.

ДИНАМИКА ИЗМЕНЕНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ПРИ СРАБАТЫВАНИИ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА ВК-50

А.А. Скрыбин, Е.В. Синявина

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Исследовательский ядерный реактор ВК-50 – кипящий корпусной реактор с всережимной естественной циркуляцией теплоносителя с прямым циклом

выдачи пара на турбину, создавался как прототип АЭСММ для региональной энергетики. В настоящее время ИЯУ ВК-50 является единственным корпусным кипящим реактором с естественной циркуляцией теплоносителя и номинальной мощностью электрогенератора 50 МВт. За свою 58-летнюю историю, реактор ВК-50 показал свою надежность в различных энергетических режимах. С 1979 года реакторная установка работает в режиме АТЭЦ с выдачей электроэнергии и тепла для промплощадки АО «ГНЦ НИИАР» и потребителей Ульяновской области.

В составе системы управления и защиты реактора ВК-50 используются: 3 быстродействующих рабочих органа аварийной защиты вводимых в активную зону за $1 \pm 0,2$ секунды, 16 рабочих органов компенсации реактивности состоящих из поглощающей (верхней) части и топливной (нижней) части вводимых в активную зону в форсированном режиме со скоростью 88 ± 3 мм/с (время ввода в активную зону из крайнего верхнего в крайнее нижнее положение ± 20 секунд), 2 независимые системы ввода раствора борной кислоты в замедлитель-теплоноситель концентрацией 35-40 г/кг через монжус впрыска борного раствора (объем монжуса $5,6 \text{ м}^3$) и монжус системы управления и защиты (объем монжуса $5,5 \text{ м}^3$).

Переходный процесс кипящего реактора, вызванный срабатыванием аварийной защиты, затрудняет определение мощности реактора, так как функциональная зависимость между показаниями каналов контроля нейтронной мощности и тепловой мощностью реактора (определяемую по тепловому балансу параметров теплоносителя на входе в реактор и пара на выходе) меняется. В процессе ввода в работу аварийной защиты реактора (до момента подачи борной кислоты в активную зону) помимо уменьшения генерации пара активной зоной происходит перераспределение плотности теплоносителя и паросодержания по высоте активной зоны, что оперативно невозможно контролировать для точного расчета тепловой мощности реактора. Более того, уменьшение генерации пара высвобождает мощную положительную обратную связь по паровому эффекту реактивности, что частично компенсирует отрицательную реактивность, вводимую органами СУЗ по сигналу АЗ.

Для обоснования надежного перевода реактора в подкритическое состояние было проведено расчетное моделирование работы реактора в динамике переходного процесса с определением нейтронно-физических характеристик активной зоны в процессе срабатывания аварийной защиты в программном комплексе МСУ. Было получено, что во время ввода в активную зону рабочих органов аварийной защиты за 1 секунду в первом, втором и третьем рядах активной зоны наблюдается снижение плотности потока нейтронов в среднем на 20%. В четвертом, пятом и шестом рядах активной зоны снижение плотности потока нейтронов происходит за счет движения рабочих органов компенсации реактивности 1.1-4.3 групп со скоростью 88 мм/с. Определено, что в первую секунду, вводится отрицательная реактивность $2,52 \% \Delta k/k$ ($3,89 \beta_{эфф}$), без учета ввода борной кислоты в замедлитель. Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов показал, что при срабатывании аварийной защиты, рабочие органы аварийной

защиты надежно переводят реактор в подкритическое состояние и поддерживают его в этом состоянии в течение времени, достаточного для введения других более медленных систем управления и защиты таких как компенсаторы реактивности и монжусы впрыска борного раствора.

СОЗДАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ С МНОГОЦЕЛЕВЫМ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ РЕАКТОРОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ МБИР

С.И. Новиков, С.А. Киверов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Решение о создании многоцелевого высокопоточного исследовательского реактора на быстрых нейтронах было принято на заседании НТС № 1 ГК «Росатом» 22 ноября 2007г. Проект реализуется в рамках госпрограммы развития техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии (РТГН).

Наличие экспериментальной базы, включающей в себя материаловедческий комплекс по исследованию конструкционных материалов и топливных композиций, опытное производство по изготовлению твэлов, комплекс по производству радиоизотопной продукции медицинского и общепромышленного назначения, обусловило научную необходимость, экономическую целесообразность и техническую возможность размещения МБИР именно на площадке АО «ГНЦ НИИАР».

Целью сооружения МБИР является создание высокопоточного исследовательского реактора на быстрых нейтронах с уникальными потребительскими свойствами для реализации следующих задач: проведение реакторных и послереакторных исследований, производство электроэнергии и тепла, отработка новых технологий производства радиоизотопов и модифицированных материалов, испытания и апробация новых типов оборудования различных технологических систем.

Проект создания МБИР базируется на положительно зарекомендовавших себя технологиях и конструкциях РУ БОР-60, в проектные основы заложено применение трехконтурной схемы передачи тепла от реактора к окружающей среде. В качестве теплоносителя I и II контура применяется натрий, III контура – вода-пар.

Проектом МБИР предусмотрены технические средства и защитные мероприятия, обеспечивающие ограничение радиационного воздействия при любой потенциально возможной аварии территорией санитарно-защитной зоны. Для обеспечения надежной и безопасной эксплуатации реактора МБИР предусматривается максимально возможное использование референтных решений.

Создание МБИР позволит расширить экспериментальную базу отечественной атомной энергетики, даже с учётом вывода из эксплуатации действующего

исследовательского реактора БОР-60, и обеспечить отрасль экспериментально-исследовательскими ресурсами, необходимыми для обоснования и сопровождения проектов инновационных и эволюционных реакторных технологий.

При поддержке Госкорпорации «Росатом» на базе реактора МБИР создаётся Международный Центр Исследований (МЦИ МБИР).

Обязательные лицензионно-разрешительные процедуры, позволяющие приступить к основному периоду строительства МБИР, завершились с получением лицензии на право сооружения. 11 сентября 2015 г. прошла торжественная церемония заливки «первого бетона», дан официальный старт работам по бетонированию фундаментной плиты главного здания.

С 2021 года ведется процесс монтажа технологического оборудования, в частности, были установлены в проектное положение дренажные баки для натриевого теплоносителя 1-го, 2-го контуров и контура САОТ, произведен такелаж оборудования совмещенного монтажа в помещения химико-технологических, вспомогательных систем и систем приема и выдачи ЖРО. Осенью 2021 года был произведен монтаж в проектное положение перекрытия шахты реактора. В 2022 году завершён монтаж защиты тепловой реакторной установки.

В январе 2023 года корпус реактора был установлен в проектное положение в шахте реактора. Осуществлен такелаж мостового крана центрального зала на проектную отметку.

В настоящее время продолжают СМР на всех блоках главного здания и вспомогательных зданиях и сооружениях ИЯУ МБИР. Активно ведутся работы по разработке, изготовлению и поставке технологического оборудования длительного цикла изготовления. Стартовали работы по возведению свода реакторного блока.

ГЛАВНЫЕ АСПЕКТЫ В ОБЕСПЕЧЕНИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ РАБОТЕ ПОЗИТРОННО-ЭМИТИРУЮЩЕГО ЦИКЛОТРОНА

Ю.Д. Удалов, Г.Н. Семочкина, Т.В. Шарапова

ФГБУ «ФНКЦР и О ФМБА России», г. Димитровград

Распространение циклотронных технологий в последние десятилетия является важной частью технологического развития во всем мире и напрямую связано с медицинской радиологией. Основным предназначением более 70% циклотронов является наработка радиоизотопов.

Федеральный научно-клинический центр медицинской радиологии и онкологии (далее – Центр) – уникальное медицинское учреждение, которое объединяет все существующие диагностические и лечебные методы медицинской радиологии и ядерной медицины [1, 2].

Так, в Центре установлен и функционирует позитронно-эмитирующий циклотрон MINITrace Qilin, предназначенный для наработки ультракороткоживущих с периодом полураспада менее двух часов (УКЖ) позитрон-излучающих радионуклидов (ПИРн) групп В, Г радиационной опасности в жидком агрегатном состоянии.

Циклотрон размещен в циклотронно-радиохимическом комплексе (далее – ЦРХК), включающем в себя блок помещений, работы в которых выполняются по II-III классу работ с открытыми источниками излучения, в соответствии с п. 3.8.2 ОСПОРБ-99/2010 [3].

Организационные и технические меры по обеспечению радиационной безопасности при выполнении работ на циклотроне соответствуют требованиям государственных санитарно-эпидемиологических правил и нормативов в области обеспечения радиационной безопасности, и направлены на обеспечение необходимого уровня безопасности персонала, а именно [4-7]:

1. Предусмотрена встроенная биологическая защита: циклотрон оснащен встроенной, интегрированной защитой от воздействия ионизирующего излучения. Установлено дополнительное локальное экранирование в помещении с циклотроном. Схема организации радиационной защиты представлена на рисунке ниже.

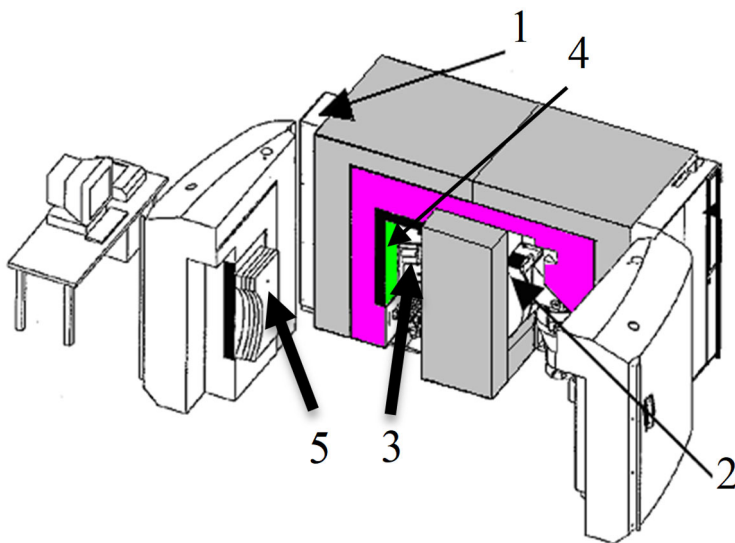


Рисунок – Схема организации радиационной защиты циклотрона:

1, 2 – борированный тяжелый бетон (профилированная защита, толщина не менее 65 см); 3 – полиэтилен, толщина ~ 20 см; 4 – свинец, толщина 10 см; 5 – полиэтилен, толщина ~ 20 см.

2. В циклотронно-радиохимическом комплексе организован и проводится систематический производственный радиационный контроль за радиационной обстановкой на рабочих местах персонала, в помещениях постоянного и временного пребывания персонала. Кроме того, осуществляется оперативный радиационный контроль посредством автоматизированной системы радиационного контроля (далее – АСРК) Rotem MediSmarts. С помощью этой системы осуществляется оперативный контроль объемной активности радиоактивных аэрозолей в воздухе помещений и мощности дозы гамма-излучения в помещениях ЦРХК. Пульт оператора АСРК размещается в комнате управления циклотроном. Также используемая АСРК оборудована средствами

звуковой и световой сигнализации о превышении пороговых уровней и индикатором значения мощности дозы гамма-излучения.

3. Система подготовки и допуска персонала к проведению работ с радиоактивными веществами обоснованно направлена на достижение и поддержание соответствующего уровня квалификации у персонала, необходимой для обеспечения безопасного выполнения работ в области использования атомной энергии. В соответствии с требованиями «Административного регламента по предоставлению Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору государственной услуги по выдаче разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам объектов использования атомной энергии» ответственные работники Центра получают разрешения Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии.
4. Осуществление контроля за выполнением персоналом ЦРХК норм радиационной безопасности, требований правил, инструкций и другой нормативно-технической документации по вопросам обеспечения радиационной безопасности; а также за правильностью использования средств индивидуальной защиты; организация и проведение обучения и инструктажа сотрудникам по соблюдению требований радиационной безопасности.
5. Центром самостоятельно осуществляется индивидуальный дозиметрический контроль доз внешнего облучения персонала, отнесенного к группе А, в условиях нормальной эксплуатации циклотрона. Индивидуальные дозы облучения персонала определяются по данным дозиметрического контроля. В таблице приведены сведения ИДК персонала ЦРХК.

Таблица – Результаты ИДК эффективной дозы облучения персонала ЦРХК

Должность	Эффективная доза, мЗв									
	2021					2022				
	I	II	III	IV	За год	I	II	III	IV	За год
Инженер-физик	0,40	0,30	0,33	0,52	1,55	0,36	0,39	0,34	0,37	1,46
Начальник отдела КиОКРИП	0,31	0,43	0,30	0,51	1,55	0,35	0,30	0,38	0,35	1,38
Лаборант ЦРХК	0,32	0,32	0,31	0,37	1,32	0,40	0,43	0,47	0,54	1,84
Инженер-химик	-	-	-	0,12	0,12	0,66	0,40	0,66	0,62	2,34
Специалист отдела КиОКРИП	-	-	0,25	0,18	0,43	0,25	0,24	0,25	0,28	1,02

Примечание:

ОКиОКРИП –отдел контроля и обеспечения качества радиоизотопной продукции

ЦРХК – циклотронно-радиохимический комплекс

Значения годовых индивидуальных эффективных доз, полученных персоналом ЦРХК, не превышают установленных значений контрольных и допустимых

уровней. В Центре утверждены и согласованы с Межрегиональным управлением №172 ФМБА России «Контрольные уровни воздействия радиационных факторов в ФГБУ ФНКЦРиО ФМБА России» от 19.05.2021 г., в соответствии с которым контрольное значение годовой эффективной дозы составляет 15 мЗв.

Кроме того, в Центре осуществляется информирование персонала об уровнях ионизирующего излучения на их рабочих местах и о величине полученных ими индивидуальных и эквивалентных доз облучения.

6. При проектировании радиационной защиты особое внимание уделялось применению системы физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений.

Следует отметить, что срок службы «медицинских» циклотронов составляет 20-30 лет, поэтому актуальность повышения «культуры безопасности» остается приоритетным направлением в ФГБУ ФНКЦРиО ФМБА России. Полученный опыт может быть использован при реализации аналогичных проектов в будущем.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М: ГОРИЗОНТАЛЬНЫЕ И ВЕРТИКАЛЬНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ КАНАЛЫ

Д.Е. Шумков¹, И.М. Русских¹, Ю.В. Лемехов², А.М. Роговский¹,
В.С. Новгородский¹, С.М. Клюкин¹, В.В. Каверзин¹

¹АО «ИРМ», г. Заречный

²АО «Наука и инновации», г. Москва

1. В 2022 году коэффициент использования реактора ИЯР ИВВ-2М составил 54,0%, энерговыработка – 65,041 ГВт·час. За прошедший год было одно нарушение в работе ИЯР ИВВ-2М, попадающие под определение НП-027-10 «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок».

2. Реактор ИВВ-2М оснащен шестью радиальными горизонтальными экспериментальными каналами (ГЭК), двумя касательными ГЭК и двумя вертикальными экспериментальными каналами (ВЭК). ГЭК и ВЭК реактора ИВВ-2М предназначены для выведения потоков излучения с целью проведения реакторных испытаний и исследований материальных объектов. Каждому ГЭК и ВЭК присвоен свой порядковый номер согласно последовательности их размещения.

Шесть радиальных ГЭК выполнены из стальных труб, вваренных через стальные переходники в нижнюю секцию бака. Торцевая донная часть каналов в районе активной зоны выполнена из циркониевых труб и циркониевого

доньшка. Два касательных ГЭК – сквозные, с двумя выходами для потоков излучения каждый, с четырьмя защитными шиберами. Выходы для потоков излучения перекрываются защитными шиберами.

Внутренний диаметр радиальных ГЭК 2,3,6,7 и касательного ГЭК 4-10 – 100мм. Внутренний диаметр радиального ГЭК 1 – 230мм. Внутренний диаметр радиального ГЭК 8 – 200мм. Внутренний диаметр касательного ГЭК 5-9 – 150мм.

ВЭК-1 и ВЭК-6 - "сухие" каналы, изготовлены из стальных труб внутренним диаметром 200мм (ВЭК-1) и диаметром 150мм (ВЭК-6). Длина каналов 7000 мм. Каналы смонтированы на специальных кронштейнах, приваренных к корпусу бака. Нижняя часть канала ВЭК-1 вварена в ГЭК-1 и имеет переходник, выполненный из циркониевого сплава.

3. Разгерметизация ГЭК за период эксплуатации ИЯР ИВВ-2М:

30.10.2017г. – разгерметизация ГЭК-4-10.

26.11.2021г. – разгерметизация ГЭК-2.

11.06.2022г. – разгерметизация ГЭК-1.

Непосредственная причина – реализация замедленного гидридного растрескивания циркониевой трубы каналов ГЭК, которое произошло в результате механического воздействия со стороны бериллиевых блоков кладки вследствие их распухания в процессе эксплуатации ИЯР ИВВ-2М.

Коренная причина – ошибка монтажа бериллиевых блоков кладки, при котором блоки установлен вплотную к ГЭК (в нижней части ГЭК) и, тем самым, не обеспечен проектный зазор между блоками и внешней поверхностью ГЭК, компенсирующий распухание бериллиевых блоков.

4. Герметизация ГЭК.

Сотрудниками АО «НИКИЭТ» совместно с АО «ИРМ» произведена разработка устройства герметизации для каждого типоразмера ГЭК с последующим изготовлением на площадке АО «ИРМ». Предварительная проверка работоспособности устройства герметизации производилась с использованием имитатора ГЭК для соответствующего типа канала. А также осуществлены технические мероприятия по отработке действий персонала с использованием имитатора ГЭК с целью недопущения ошибочных действий при выполнении работ по герметизации ГЭК.

Подготовлено место установки устройства герметизации. После чего проведены уникальные работы по герметизации ГЭК. Проведена опрессовка межкольцевого зазора устройства герметизации. Осуществлен вывод ГЭК 4-10, 2, 1 и ВЭК 1 из эксплуатации.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (г. Димитровград).

АО «ИРМ» — акционерное общество «Институт реакторных материалов» (г. Заречный).

АО «Наука и инновации» — акционерное общество «Наука и инновации» (г. Москва).

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород).

АО «НИКИЭТ» — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала» (г. Москва).

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация по атомной энергии (г. Москва).

ФБУ «НТЦ ЯРБ» — федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности» (г. Москва).

ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Инженерная школа ядерных технологий Национального исследовательского Томского политехнического университета» (г. Томск).

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"» (г. Москва).

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова» (г. Гатчина).

ФГБУ «ФНКЦР и О ФМБА России» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Федеральный научно-клинический центр медицинской радиологии и онкологии федерального медико-биологического агентства России» (г. Димитровград).

ФГБУН «ИБРАЭ РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук» (г. Москва).

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. акад. Е.И. Забабахина» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина» (г. Снежинск).

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики» (г. Саров).

СОДЕРЖАНИЕ

Анализ нарушений в работе исследовательских ядерных установок России в 2022 году. М.А. Соловьёв, А.Ю. Седин, А.Л. Демидов, К.В. Федулин, Н.А. Калиновская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	3
О совершенствовании федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в части регулирования безопасности исследовательских ядерных установок. А.В. Курындин, А.З. Каримов, Д.В. Сорокин, Ю.В. Верник, А.В. Симонова (ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва)	4
Результаты разработки эскизного проекта реакторной установки с исследовательским жидкосолевым реактором. А.В. Горячих, И.В. Зайко, Д.С. Клименко, И.А. Ларионов, А.А. Семченков, Д.А. Огнерубов, Н.В. Романова, И.Т. Третьяков, А.В. Лопаткин (АО «НИКИЭТ», г. Москва)	5
Новые технологии проведения экспериментов на критических сборках. С.А. Андреев, С.Ю. Касьянов (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. акад. Е.И. Забабахина», г. Снежинск)	6
О состоянии ядерной и радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. П.Н. Худолеев, М.Н. Аникин, А.А. Яничев, А.Г. Наймушин, О.М. Худолеева (ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск)	7
О состоянии экспериментальной базы исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. А.В. Терещенко, А.Г. Наймушин, П.Н. Худолеев, М.Н. Аникин, Н.В. Смольников, И.И. Лебедев (ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск)	8
Обеспечение ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок ПИЯФ. Р.Х. Латыпов, С.Л. Смольский, А.В. Коротынский, Е.С. Крюков, Я.В. Севрюкова, Д.С. Заплаткина (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт" — ПИЯФ», г. Гатчина)	8
Вопросы ядерной безопасности при обращении с топливом реактора ПИК. В.Е. Попов, В.И. Мороко (АО «НИКИЭТ», г. Москва)	10
Обеспечение безопасности испытаний на критических стендах АО «ОКБМ Африкантов» в 2020–2022 годах. А.А. Молодцов, М.А. Камнев (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	11
Исследовательские ядерные установки РФЯЦ — ВНИИТФ: современное состояние и перспективы использования. С.А. Андреев, Б.Н. Лавренюк (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. акад. Е.И. Забабахина», г. Снежинск)	11
Модернизация системы контроля нейтронно-физических параметров критических стендов СТ-1125 и СТ-659. М.А. Соснин, А.Г. Васяткин, А.В. Белин (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	12

Продление срока эксплуатации критических стендов СТ-659 и СТ-1125. А.Г. Васяткин, М.А. Соснин, А.А. Молодцов, М.А. Камнев (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	13
Возможности интегрального кода «Евклид» для анализа и обоснования безопасности исследовательских ядерных установок. Д.П. Вепрев, С.А. Кузьмичев, Н.А. Мосунова (ФГБУН «ИБРАЭ РАН», г. Москва)	14
Опыт эксплуатации исследовательской ядерной установки СМ с модернизированной активной зоной. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, И.Н. Сагиров (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	18
Методическое сопровождение эксплуатации реактора СМ после модернизации. Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, Н.Ю. Марихин, С.А. Сазонтов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	18
Расчёт накопления радиоактивных веществ в облучённых тепловыделяющих сборках реактора СМ и анализ радиационных характеристик облучённого ядерного топлива. П.А. Зайченко, А.П. Малков, Е.О. Буркацкий (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	19
Стартовая компоновка активной зоны с комплектом тепловыделяющих сборок ПИК-2. В.И. Мороко ¹ , А.А. Мясников ² , А.С. Захаров ³ , С.Р. Фридман ³ (¹ АО «НИКИЭТ», г. Москва; ² ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва; ³ ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт" — ПИЯФ», г. Гатчина)	20
Анализ и обоснование ядерной безопасности производства топлива для реактора МБИР. А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фрааз (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	21
Бассейновые исследовательские реакторы РБТ-6 и РБТ-10/2: опыт эксплуатации и управления ресурсом. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, Н.Р. Насыров, А.Ю. Халяпин, Д.В. Фомин, И.Н. Сагиров (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	24
Развитие расчётно-методического сопровождения эксплуатации реакторов РБТ. А.А. Хохлин, А.П. Малков, Е.И. Ефимов, П.А. Зайченко, В.В. Пименов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	25
Опыт эксплуатации и планы по модернизации исследовательского реактора МИР. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, Д.В. Фомин, А.Ю. Халяпин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	26
Эксплуатация комплекса критических стендов реакторов МИР и СМ и планируемая модернизация критического стенда реактора СМ. А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, Р.В. Нагайцев, А.М. Шараев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	27

Алгоритм оценки мощности дозы от тепловыделяющих сборок после испытаний на критическом стенде. А.Г. Васяткин, А.В. Белин, М.А. Соснин, А.А. Молодцов (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород).....	28
Обоснование проектных пределов радиационных параметров исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР». В.Д. Кизин, А.И. Губкина, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	31
Опыт создания высокоактивных источников нейтрино в АО «ГНЦ НИИАР». А.В. Куприянов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	33
Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60: работы по повышению безопасности и продлению срока эксплуатации. Ю.М. Крашенинников, М.В. Шмачков, Р.А. Гарифуллов, В.Б. Харлов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	36
Динамика изменения распределения плотности потока нейтронов в активной зоне при срабатывании аварийной защиты реактора ВК-50. А.А. Скрябин, Е.В. Синявина (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	36
Создание исследовательской ядерной установки с многоцелевым исследовательским реактором на быстрых нейтронах МБИР. С.И. Новиков, С.А. Киверов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	38
Главные аспекты в обеспечении радиационной безопасности при работе позитронно-эмитирующего циклотрона. Ю.Д. Удалов, Г.Н. Семочкина, Т.В. Шарапова (ФГБУ «ФНКЦР и О ФМБА России», г. Димитровград)	39
Опыт эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М: горизонтальные и вертикальные экспериментальные каналы. Д.Е. Шумков ¹ , И.М. Русских ¹ , Ю.В. Лемехов ² , А.М. Роговский ¹ , В.С. Новгородский ¹ , С.М. Ключкин ¹ , В.В. Каверзин ¹ (¹ АО «ИРМ», г. Заречный; ² АО «Наука и инновации», г. Москва).....	42
Названия организаций.....	43

Научное издание

XXIII РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

(г. Димитровград, 22–26 мая 2023 г.)

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина

Издательская подготовка Н.В. Чертухиной, В.С. Киверовой
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной
Дизайн обложки М.Н. Мурзиной

Подписано в печать 22.05.2023. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. ~ 2,79. Усл. печ. л. 2,79. Ризография.
Гарнитура Rosatom, Times New Roman.
Тираж 120 экз. Заказ 1554.

Оригинал-макет подготовлен специалистами редакционно-издательского отдела
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

Отпечатано в акционерном обществе «Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

ISBN 978-5-94831-209-5



9 785948 312095