



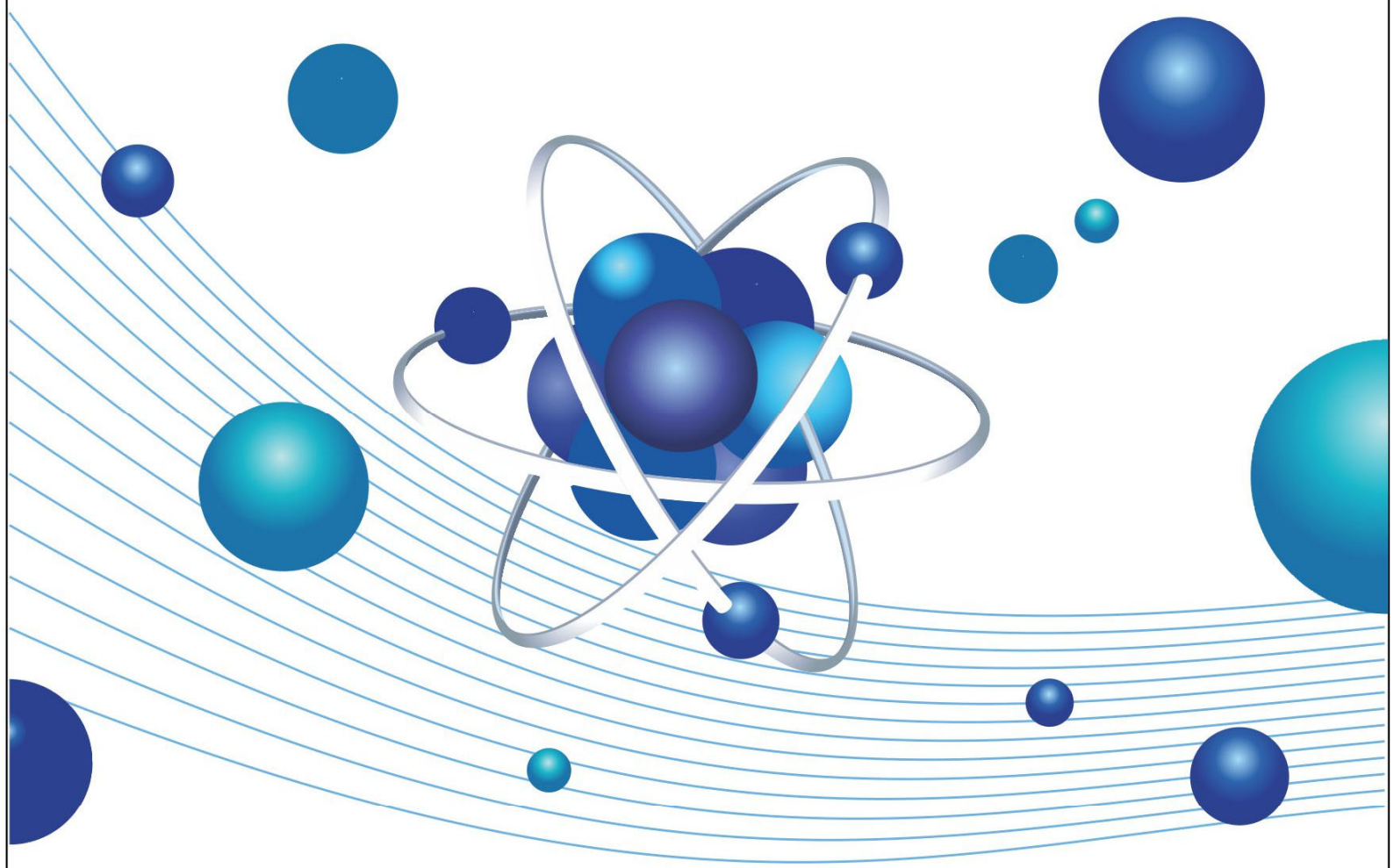
НИИАР
РОСАТОМ



XXII Российская конференция
«Безопасность исследовательских
ядерных установок»

г. Димитровград,
24–27 мая 2022 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ



Димитровград
2022

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

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

XXII РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

**«БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»**

(г. Димитровград, 24–27 мая 2022 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2022

УДК 621.039.58

ГРНТИ 58.33.02

ББК 31.46

XXII Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 24–27 мая 2022 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. — 70 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XXII Российская конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 24–27 мая 2022 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»), 2022

© Авторы, 2022

ISBN 978-5-94831-202-6

О СОСТОЯНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК АО «ГНЦ НИИАР» В 2021 ГОДУ

А.О. Воробей, В.В. Серебряков, И.Н. Старикова, М.А. Соловьёв

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В 2021 году на экспериментальной базе АО «ГНЦ НИИАР» в рамках научно-исследовательской, опытно-конструкторской и инженерно-технологической деятельности, в том числе и с использованием исследовательских реакторов, решены различные отраслевые задачи по следующим основным направлениям:

- ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих элементов, компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя в условиях, моделирующих штатные и аварийные режимы эксплуатации;
- внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторного излучения на свойства топливных, конструкционных и поглощающих материалов ядерных установок различного назначения;
- разработка методик, экспериментальных устройств и внутриреакторные исследования механических характеристик материалов ядерных реакторов в процессе их облучения;
- разработка облучательных технологий, создание мишеней и наработка радиоизотопов медицинского и промышленного назначения, трансплутониевых элементов;
- разработка методик обеспечения, поддержания и контроля показателей водно-химических режимов, дезактивации оборудования исследовательских и энергетических ядерных реакторов и экспериментальные исследования в этих направлениях;
- расчётно-экспериментальное обоснование принятых решений для сопровождения эксплуатации, анализа безопасности исследовательских ядерных установок и испытываемых изделий, эффективного использования топлива;
- разработка и изготовление датчиков внутриреакторного контроля температуры, давления, нейтронного потока, линейных перемещений с целью оснащения экспериментальных ТВЭЛов и устройств, систем дистанционного управления для реакторных исследований;
- разработка проектов и создание исследовательских ядерных реакторов для зарубежных центров ядерных исследований и технологий.

В качестве работ, выполненных на исследовательских реакторах института и имеющих важное значение в аспекте долгосрочных перспектив эксплуатации следует выделить:

1. Реактор БОР-60 – по результатам обследования технического состояния строительных конструкций принято решение о продлении срока службы здания исследовательской ядерной установки до 2047 года. Разработан проект по техническому перевооружению реактора (этап 2). В рамках программы управления ресурсом (ПУР) установки проведена замена обшивки и установлены новые ветровые перегородки градирни.
2. Реактор РБТ-6 – в соответствии с ПУР и регламентом контроля технического состояния оборудования, элементов и систем, важных для безопасности проведено обследование оборудования для продления назначенного срока службы. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов установки. Разработан проект по модернизации иницирующей части автоматизированной системы управления и защиты, и начаты работы по изготовлению.
3. Реакторы МИР.М1, РБТ-10/2 – проведены работы, предусмотренные ПУР. Приняты технические и организационные меры, направленные на обеспечение безопасной и надёжной эксплуатации систем и элементов реактора, реализованы мероприятия по поддержанию противоаварийной готовности.
4. Реактор СМ-3 – после завершения работ по модернизации центральной зоны реактор эксплуатируется на номинальном уровне мощности. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов установки. В соответствии с ПУР и регламентом контроля технического состояния оборудования, элементов и систем, важных для безопасности, зданий и сооружений проведено обследование оборудования с целью продления назначенного срока службы. Разработан проект по модернизации информационно-измерительной системы, начаты поставки оборудования в соответствии со спецификацией проекта.
5. Реактор ВК-50 – реализованы организационно-технические мероприятия по увеличению эффективности и безопасности эксплуатации основного энергетического оборудования. Выполнен капитальный ремонт турбогенератора, паровой турбины, системы её автоматического регулирования, конденсаторов турбины, основных эжекторов и эжектора уплотнений с заменой трубной системы и косметический ремонт центрального и машинного залов. Восстановлены эксплуатационные характеристики градирни с заменой оросительной системы и водораспределительного устройства, усилены строительные конструкции зданий.

Исследовательские реакторы НИИАР продолжают выполнять широкий спектр задач, в том числе по ключевым направлениям деятельности Госкорпорации «Росатом» на высоком научном уровне, обеспечивая приоритет безопасности при осуществлении их эксплуатации.

НОРМАТИВНОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК: ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ

А.В. Курындин, А.М. Киркин, С.В. Синегрибов, М.Ю. Карякин

ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

Совершенствование системы нормативных правовых актов по безопасности исследовательских ядерных установок осуществляется с целью учета накопленного опыта правоприменительной практики, специфики перспективных исследовательских ядерных установок, вносимых в федеральное законодательство изменений и гармонизации национальных требований с рекомендациями норм безопасности МАГАТЭ.

По итогам анализа документов МАГАТЭ и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в 2021 году разработан и утвержден заместителем руководителя Ростехнадзора А.В. Ферапонтовым Стратегический план реализации Концепции совершенствования нормативно-правового регулирования безопасности и стандартизации в области использования атомной энергии на 2021-2031 годы.

В докладе представлена информация о вступивших в силу изменениях в НП-009-17 «Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов», информация о текущем статусе разработки других проектов федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, устанавливающих требования по обеспечению безопасности исследовательских ядерных установок и предусмотренных Стратегическим планом, а также информация о текущем состоянии разработки федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, устанавливающих требования по ядерной безопасности реакторов с расплавами и растворами солей ядерных материалов. Также акцентировано внимание на том, что на этапе утверждения находятся проекты федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Положение о порядке учета и расследования нарушений в работе исследовательских ядерных установок» (НП-027-22) и «Требования к управлению ресурсом систем и элементов, важных для безопасности исследовательских ядерных установок» (новый документ).

АНАЛИЗ НАРУШЕНИЙ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ В 2021 ГОДУ

М.А. Соловьёв, Н.Н. Матросова, А.Ю. Седин, А.Л. Демидов,
К.В. Федюлин, 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 2021 году произошло 8 нарушений в работе ИЯУ России, классифицируемых по НП-027-10: по три нарушения категории П06 и П09 и по одному нарушению категорий П07 и П08. В докладе представлены краткие описания каждого нарушения.

Всем нарушениям присвоен уровень 0 по шкале INES.

Три нарушения в работе ИЯУ произошли из-за ошибок персонала: одно на ИР ИБР-2 (15.03.2021) и два на ИР ПИК (12.04.2021 и 11.11.2021).

Причины 3-х нарушений в работе ИЯУ связаны с нарушением электропитания, это остановки ИР ИРТ-Т (07.09.2021), ВВР-ц (19.09.2021), ИР-8 (10.12.2021).

При всех нарушениях в работе ИЯУ в 2021 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.

У нарушения на ИР ИРТ-Т, произошедшего 07.09.2021, высокая повторяемость: 12 раз за последние 10 лет.

Три нарушения в работе ИЯУ произошли из-за ошибок персонала: одно на ИР ИБР-2 (15.03.2021) и два на ИР ПИК (12.04.2021 и 11.11.2021).

Из них одно нарушение (ПИК 11.11.2021) произошло по вине техника по СУЗ и КИП - молодого сотрудника, имеющего стаж работы 1 год 8 месяцев. За время трудовой деятельности техник по СУЗ и КИП ни разу не участвовал в противоаварийных тренировках.

Остальные 2 нарушения имеют общую непосредственную причину: ввод избыточной положительной реактивности инженером по управлению реактором.

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.

Все нарушения в 2021 году по вине персонала произошли почти в одно время – 19:00 ± 10 минут. На примере ИР ПИК, при сменах, продолжительностью 12 часов (с 8:00 до 20:00), следует отметить, что к концу смены накапливается усталость оперативного персонала, рассеивается внимание. Можно порекомендовать:

- ограничить проведение в последний час смены плановых переключений, изменений режимов работы оборудования;
- отказаться от 12-ти часовых смен, перейти на 8-ми, 6-ти часовые смены.

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 нештатных ситуациях;
- поддержание в готовности средств, используемых при действиях по локализации и ликвидации ЧС.

ИТОГИ РАБОТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М ЗА 2021 ГОД

В.С. Новгородский, А.М. Роговский, А.В. Бутаков

АО «ИРМ», г. Заречный

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М входит в состав комплекса ИЯУ АО «Институт реакторных материалов», который включает в себя не-

посредственно реактор, корпус защитных камер и пункт хранения ядерных материалов.

Физический пуск реактора ИВВ-2 осуществлен в апреле 1966 года. С момента начала эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИВВ-2, в период с 1975 по 1988 год, был проведен ряд мероприятий по модернизации ИЯР ИВВ-2М. На сегодняшний день установлен срок эксплуатации исследовательского ядерного реактора до 2025 года.

В докладе представлены:

- краткое описание реактора ИВВ-2М, его эксплуатационные характеристики и экспериментальные возможности;
- основные показатели в работе ИЯР ИВВ-2М, достигнутые в 2021 году;
- состояние безопасности на ИЯР.

В 2021 году коэффициент использования реактора составил 77,0%, а энерговыработка – 95,3 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».

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

М.Н. Аникин, А.А. Яничев, А.Г. Наймушин,
О.М. Худолева, П.Н. Худолев

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. Начато сооружение трех новых экспериментальных для фундаментальных и прикладных исследований, в том числе канала 230 мм для ядерного легирования слитков полупроводникового кремния большого диаметра. Проведена переработка 300 м³ ЖРО в летний период 2021 года.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ВВР-Ц АО «НИФХИ ИМЕНИ Л.Я. КАРПОВА»

О.Ю. Кочнов, А.А. Овсянников, А.Н. Филичкин

АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск

- 1 Общие сведения об эксплуатирующей организации;
- 2 Общие сведения об ИЯУ;
- 3 Информация о выполнении условий действия лицензии;
- 4 Информация о выполнении предписаний Ростехнадзора;
- 5 Выполнение мероприятий по обеспечению ЯРБ ИЯУ;
- 6 Планируемые мероприятия по повышению ЯРБ ИЯУ;
- 7 Данные контроля радиационной обстановки, выбросов радиоактивных веществ и индивидуального дозиметрического контроля персонала;
- 8 Сведения по организации подготовки и поддержанию уровня квалификации персонала ИЯУ;
- 9 Данные о состоянии противоаварийной готовности ИЯУ;
- 10 Данные о состоянии эксплуатационной документации ИЯУ и её соответствии требованиям нормативной документации по ЯРБ;
- 11 Данные о выполнении программы обеспечения качества при эксплуатации ИЯУ;
- 12 Сведения об учете и контроле ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;
- 13 Обеспечение физической защиты объектов, материалов и веществ;
- 14 Информация о нарушениях нормальной эксплуатации ИЯУ ВВР-ц;
- 15 Сведения о техническом состоянии элементов (систем), важных для безопасности ИЯУ;
- 16 Данные о характере выполненных ядерно-опасных работ;
- 17 Информация о содержании токсичных и радиоактивных веществ в воздушной среде помещений и эффективности рабочих фильтров вытяжных систем зоны контролируемого воздуха;
- 18 Информация о состоянии физических барьеров;
- 19 Информация об имеющихся на ИЯР хранилищах ядерного топлива (ЯТ) и радиоактивных отходов (РАО) ;
- 20 Информация по наработанным на ИЯР за истекший период жидким и твердым РАО;
- 21 Информация о транспортных средствах для перевозки ОЯТ и ТРО;
- 22 Информация о радионуклидных источниках;
- 23 Оценка состояния ЯРБ ВВР-ц.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И РАСШИРЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ИР-8

А.В. Албул, Д.В. Андреев, А.В. Бабенко, Д.Ю. Ерак, Н.В. Хмызов

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

В течение последних лет на ИЯУ ИР-8 последовательно реализуются мероприятия, направленные на расширение экспериментальных возможностей установки, включающие в себя:

- создание источника холодных нейтронов (ИХН) на базе ГЭК №10 с комплексом нейтронотводов и исследовательского оборудования на нем;
- расширение номенклатуры ампульных устройств, обеспечивающих испытания конструкционных, защитных и топливных материалов, функциональных элементов ЯЭУ, покрытий, биологических материалов в расширенном диапазоне температур и контролируемых потоках быстрых и тепловых нейтронов, наработку различных радионуклидов;
- восстановление системы оперативной загрузки/выгрузки экспериментальных ампульных устройств, в том числе предназначенных для получения короткоживущих радионуклидов для создания новых радиофармпрепаратов;
- разработку комплекса перегрузочного оборудования для работы с АУ высокой активности.

В рамках указанных мероприятий успешно реализуются работы по обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации корпусов реакторов типа ВВЭР, разработке перспективных конструкционных материалов для корпусов реакторов, оболочек твэлов и топливных композиций, разработке новых радиофармпрепаратов.

Параллельно с этим постоянно ведутся расчетные, экспериментальные, конструкторские и ремонтные работы, направленные на выполнение программы управления ресурсом реактора ИР-8 в продленный срок эксплуатации до 2026г. и подготовку к его дальнейшей эксплуатации после 2026г.

ИТОГИ ТЕХНИЧЕСКОГО ПЕРЕВООРУЖЕНИЯ КОМПЛЕКСА КРИТИЧЕСКИХ СБОРОК БЫСТРЫХ ФИЗИЧЕСКИХ СТЕНДОВ

В.Г. Двухшерстнов, А.М. Жуков, И.П. Матвеев

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск

Исследовательская ядерная установка - комплекс критическихборок быстрых физических стенов, находящийся в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», состоит

из двух критических стендов - быстрого физического стенда БФС-1 и большого физического стенда БФС-2, а также двух хранилищ ядерных материалов. Критические стенды БФС-1 и БФС-2, введенные в эксплуатацию соответственно 19.06.1961 и 30.09.1969, предназначены для экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик активных зон полномасштабных и полномасштабных моделей быстрых исследовательских, промышленных и энергетических быстрых реакторов с различными компоновками активных зон и экранов, с различными видами ядерного топлива и теплоносителя мощностью до 1000 МВт(тепл.) на критстенде БФС-1 и до 3000 МВт(э) на критстенде БФС-2, а также для экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик моделей внутриреакторных хранилищ и внутрикорпусных защит. Конструкция стендов позволяет проводить экспериментальные исследования полномасштабных моделей легководных реакторов типа ВВЭР, а также проводить бенчмарк-эксперименты для отработки расчетных методик и уточнения ядерно-физических констант реакторных материалов.



Рисунок 1 Общий вид критического стенда БФС-2

За время эксплуатации на критических стендах БФС были проведены экспериментальные исследования полномасштабных и полномасштабных моделей исследовательских и энергетических отечественных реакторов на быстрых нейтронах: ИБР-2, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800, БН-1600, БРЕСТ-300, СВБР-100, МБИР, легководных реакторов типа ВВЭР с окисным урановым и МОКС-топливом и захоронений высокообогащенного урана и плутония в геологических формациях, а также экспериментальные исследования моделей зарубежным реакторов на быстрых нейтронах: CEFR (КНР), KALIMER (Республика Корея) и ASTRID (Франция).

К началу 2010 года некоторые системы и элементы, важные для безопасности критических стендов БФС-1 и БФС-2, а также инженерные системы здания БФС выработали свой ресурс, а некоторые другие требовали обследования их технического состояния с целью продления срока эксплуатации. В связи с необходимостью обеспечения экспериментальных исследований моделей быстрых реакторов БН-800, МБИР, БРЕСТ-300, БН-1200 и БРЕСТ-1200, а также моделей реакторов типа ВВЭР-СКД, руководство Росатома включило техническое перевооружение критических стендов БФС в Федеральную целевую программу «Ядерные технологии нового поколения на период до 2015 года и на перспективу до 2020 года». В рамках Федеральной целевой программы по разработанному АО «ГСПИ» (г. Москва) проекту в период с 2012 по 2016 гг. выполнен большой объём работ по техническому перевооружению критических стендов БФС-1 и БФС-2, систем здания БФС и хранилищ ядерных материалов, а также продлению сроков эксплуатации:

- обследование, определение и обоснование остаточного ресурса незаменимых систем и элементов, важных для безопасности критических стендов БФС-1 и БФС-2 в соответствии с требованиями нормативных документов НП-024-2000 «Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии», РБ-073-12 «Положение о составе и содержании документации по комплексному обследованию исследовательских ядерных установок при продлении срока эксплуатации» и унифицированных методик Ростехнадзора, а также разработанным комплексным и частным программам и методикам с привлечением ведущих специалистов ГНЦ РФ-ФЭИ и специалистов специализированных организаций;
- демонтаж ранее эксплуатируемых и ввод в эксплуатацию нового оборудования автоматизированных систем управления и защиты критстендах БФС-1 и БФС-2, включая резервные пункты управления, изготовленных АО «СНИИП» по совместно разработанному техническому заданию;
- демонтаж ранее эксплуатируемой автоматизированной системы радиационного контроля (АСРК «Орешник») и ввод в эксплуатацию новой автоматизированной системы радиационного контроля (АСРК «Пеликан»), общей для критических стендов и хранилищ ядерных материалов;
- демонтаж ранее эксплуатируемой САС СЦР разработки ОЯБ ФЭИ и ввод в эксплуатацию новой системы аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления (САС СЦР «Новатор»), общей для критических стендов и хранилищ ЯМ;
- демонтаж ранее эксплуатируемого и ввод в эксплуатацию нового оборудования систем общеобменной и специальной вентиляции;
- демонтаж ранее эксплуатируемой и ввод в эксплуатацию нового оборудования автоматической системы пожарной сигнализации и оповещения персонала;

- демонтаж ранее эксплуатируемых и ввод в эксплуатацию нового оборудования приводов пусковых нейтронных источников на критстендах БФС-1 и БФС-2;
- демонтаж ранее эксплуатируемых и ввод в эксплуатацию новых мостовых кранов грузоподъемностью 5 т. в помещениях критсборок на стендах БФС-1 и БФС-2;
- демонтаж ранее эксплуатируемой и ввод в эксплуатацию нового оборудования системы штатного электроснабжения здания БФС, включая резервное электроснабжение и бесперебойные источники электропитания потребителей на критстендах БФС-1 и БФС-2, АСРК «Пеликан» и САС СЦР «Новатор»;
- демонтаж ранее эксплуатируемой и ввод в эксплуатацию новой запорной арматуры, а также погружных дренажных насосов в системе специальной канализации;
- перепланировка и косметический ремонт помещений здания БФС;
- демонтаж в помещениях подземного хранилища ранее эксплуатируемых «гряд» из тяжелого бетона с ячейками под пеналы с блочками делящихся материалов и монтаж железобетонных массивов с увеличенным количеством ячеек под пеналы;
- работы по демонтажу старой стропильной системы и кровли. Монтаж новой стропильной системы, кровли и ввод в эксплуатацию вентагрегатов систем вентиляции «старой» части здания БФС в обустроенном помещении чердака;

Кроме того, в рамках Федеральной целевой программы по техническому перевооружению быстрых физических стендов БФС выполнены работы по оснащению комплекса БФС дополнительным количеством блоков плутония, монокрида обедненного урана, натрия, карбида бора с обогащением 80% по бору-10. Указанные материалами необходимы для обеспечения экспериментальных исследований полномасштабных/неполномасштабных моделей активных зон и макетов органов СУЗ проектируемых, строящихся и перспективных быстрых реакторов со смешанным уран-плутониевым окисным или монокридным топливом.

Выполненный объем работ по техническому перевооружению, положительное заключение экспертной организации представленных на экспертизу документов и принятие Ростехнадзором результатов экспертизы позволили продлить срок эксплуатации критического стенда БФС-1 до 2036 года включительно и критического стенда БФС-2 до 2041 года включительно при выполнении требований Программ управления ресурсом элементов и систем, важных для безопасности, критических стендов БФС в течение дополнительного срока эксплуатации.

Итогом выполнения работ в рамках Федеральной целевой программы по техническому перевооружению и устранению недостатков, выявленных многочисленными комиссиями Ростехнадзора, стали первые физические пуски после длительного останова на техническое перевооружение критического стенда БФС-1 13.04.2019 с критсборкой БФС-121 - моделью китайского

экспериментального быстрого реактора CEFR с МОКС-топливом в активной зоне и 18.09.2021 - критического стенда БФС-2 с критсборкой БФС-88 радиально полномасштабной моделью реактора БН-800.

По окончании экспериментальных исследований модели китайского реактора CEFR на критстенде БФС-1 выполнены программы экспериментальных исследований по изучению натриевого пустотного эффекта реактивности в обоснование безопасности европейского быстрого реактора ASTRID на критсборке БФС-119 и полномасштабной модели активной зоны реактора МБИР. На критическом стенде БФС-2 выполнены экспериментальные исследования критсборки БФС-86 с моделью активной зоны реактора БН-800 с полной её загрузкой МОКС-топливом, а также экспериментальные исследования модели облучательного устройства для наработки кобальта-60 с высокой удельной активностью на реакторе БН-800. В настоящее время на критстенде БФС-2 ведутся работы по формированию макета модели опытного демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300 и подготовке к загрузке в активную зону ядерного топлива.

КОНТРОЛЬ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА БОР-60, ВАЖНЫХ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, В ПРОЦЕССЕ ТЕКУЩЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В.Ю. Анисимов, А.Е. Дьяченко, И.Ю. Жемков,
А.П. Малков, Ю.В. Набойщиков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Исследовательский реактор на быстрых нейтронах БОР-60 используется для проведения научно-исследовательских работ по: облучению ТВС, твэлов, пэлов и органов СУЗ; испытанию конструкционных и других реакторных материалов для создания перспективных быстрых, водо-водяных, газоохлаждаемых, термо-ядерных реакторов; облучению сырьевых материалов для наработки изотопов.

Специфика большого количества разноплановых исследований по облучению различных материалов диктует необходимость нескольких остановок реактора в течение года для перегрузки штатных ТВС и экспериментальных устройств. Состав активной зоны для каждой кампании уникален и формируется таким образом, чтобы обеспечить согласованность параметров облучения всех штатных и экспериментальных сборок, а также создать запас реактивности, достаточный для работы реактора на заданном уровне мощности на протяжении всей кампании. После завершения перегрузки, для проверки соблюдения нормативных требований по ядерной безопасности, определяются его нейтронно-физические характеристики и теплогидравлические параметры.

В данной работе представлены результаты определения параметров реактора БОР-60, важных для ядерной безопасности в 2021 году.

В указанный период времени реактор был четыре раза остановлен для проведения планово-предупредительных ремонтов и перегрузок активной зоны (таблица 1.).

Таблица 1.

Состояние активной зоны при проведении перегрузочных работ

Номер микрокампании	Количество сборок, шт.						Подкритичность реактора при перегрузке, % $\Delta k/k$	
	штатные	экспериментальные		бокового экрана	выгружено штатных	загружено штатных	В начале	В конце
		топливные	нетопливные					
112А	113	10	11	123	0	0	6,87	6,31
113	113	11	10	123	12	12	7,10	6,40
113А	114	10	10	123	0	1	7,12	6,23
114	108	9	10	130	10	4	7,23	6,39

В таблице не учитывался источник нейтронов.

После завершения перегрузки для проверки соблюдения требований по безопасности определялись тепло-гидравлические параметры и нейтронно-физические характеристики реактора. В таблице 2 приведены параметры облучения наиболее энергонапряженных ТВС по рядам активной зоны при тепловой мощности реактора 50 МВт, входной температуре 315–320 °С и расходе теплоносителя через реактор 1000 м³/ч. Максимальная температура оболочки твэлов штатных ТВС и максимальная линейная мощность твэлов не превысили предельно допустимых значений 690 °С и 500 Вт/см соответственно.

Таблица 2

Максимальные параметры облучения штатных ТВС

Номер микрокампании	Ряд активной зоны	Глубина выгорания топлива, % т. а.	Флюенс нейтронов на чехле ТВС, 10^{22} см^{-2}	Линейная мощность твэлов, Вт/см	Температура оболочек твэлов, °С
112А	1	0,8	0,7	377	630
	2			379	640
	3	0,7	0,6	363	635
	4			337	620
	5	0,6	0,5	303	615
	6	2,1	1,4	271	600
	7	2,0	1,2	261	575

Номер микро-кампании	Ряд активной зоны	Глубина выгорания топлива, % т. а.	Флюенс нейтронов на чехле ТВС, 10^{22} см^{-2}	Линейная мощность твэлов, Вт/см	Температура оболочек твэлов, °С
113	1	2,1	1,8	371	630
	2		1,9	364	626
	3		1,8	356	620
	4	0		345	615
	5	0		317	610
	6	5,9	4,0	277	580
	7	0,0	0,0	269	575
113А	1	2,9	2,5	371	645
	2		2,5	364	640
	3		2,4	356	635
	4	0,7	0,6	345	630
	5	0,6	0,5	317	625
	6	6,5	4,4	277	615
	7	0,5	0,4	269	610
114	1	4,3	3,8	358	650
	2	4,5		352	645
	3	4,4	3,7	356	650
	4	2,2	1,8	337	640
	5	2,0	1,6	310	635
	6	7,6	5,2	270	610
	7	1,7	1,1	264	600

При значительных изменениях в загрузке активной зоны выполнялись замеры в камерах высокого и низкого давления напорного коллектора, для определения выталкивающей силы теплоносителя, которая представляется как максимальная выталкиваемая теплоносителем масса сборки. Она не должна превышать массу самой лёгкой, чаще всего экспериментальной, сборки в реакторе, и должна обеспечивать минимальный запас по выталкивающей силе на всплытие сборок — 0,4 кг согласно руководству по эксплуатации реактора. В ходе замеров были определены значения расхода теплоносителя через реактор, удовлетворяющие этим требованиям (таблица 3).

Таблица 3

Результаты определения выталкивающей силы теплоносителя

Номер микро-кампании	Минимальная масса, кг		Расход теплоносителя, м ³ /ч
	сборки в активной зоне	выталкиваемая теплоносителем	
112А, 113, 113А	8,6	8,2	1050
114			990

После завершения перегрузочных работ в длительные ППР выполнялась градуировка рабочих органов системы управления и защиты (таблица 4). Эффективность рабочих органов не вышла за пределы паспортных значений.

Таблица 4

Эффективность рабочих органов системы управления и защиты, % $\Delta k/k$

Рабочий орган	Паспортное значение	Номер микрокампании	
		113	114
Органы автоматического регулирования:	0,17–0,49	0,21 ± 0,01	
Первый			
Второй	0,17–0,49	0,29 ± 0,02	
Органы ручного регулирования:	1,05–1,68	1,34 ± 0,07	1,48 ± 0,08
Первый			
Второй	1,89–2,8	2,38 ± 0,13	2,49 ± 0,13
Органы аварийной защиты:	1,09–1,83	1,62 ± 0,09	1,79 ± 0,09
Первый			
Второй	1,09–1,83	1,64 ± 0,09	1,45 ± 0,08
Третий	0,91–1,68	1,47 ± 0,08	1,34 ± 0,07

В таблице 5 представлена информация о микрокампаниях реакторе БОР-60, завершённых в 2021 году.

Таблица 5

Параметры работы реактора

Микрокампания		Максимальные значения			Запас реактивности, % $\Delta k/k$
Номер	Длительность, сут.	Тепловая мощность, МВт	Температура теплоносителя первого контура, °С	Расход теплоносителя первого контура, м ³ /ч	
112А	67	50	319	990	1,90
113	47	43	325	860	1,60
113А	78	50	320	1000	1,68
114	52	50	320	985	1,10

Из представленных результатов видно, что требования ядерной безопасности и необходимый уровень подкритичности (не менее 2% $\Delta k/k$ при всех введенных РО СУЗ) активной зоны обеспечен на всех этапах перегрузочных операций. Определен максимальный расход теплоносителя, исключаяющий всплытие сборок из ячеек активной зоны. Обеспечен запас реактивности на выгорание ядерного топлива, позволяющий отработать микрокампании на требуемом уровне тепловой мощности в соответствии с графиком работы реактора. Отклонений от эксплуатационных пределов по параметрам ядерной безопасности на работающем и остановленном реакторе не допущено.

РАСЧЁТЫ ДИНАМИЧЕСКОГО ДЕФОРМИРОВАНИЯ БЛОКА НБ-1П РЕАКТОРА БР-К1М

Д.Н. Ткаченко, Н.В. Лопухов, К.Г. Плужян

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров

Представлено трехмерное численное исследование нестационарного термо-механического состояния самого нагруженного топливного блока НБ-1п активной зоны быстрого импульсного реактора в процессе генерации максимально возможного по энерговыделению импульса длительностью 600 мкс. Моделирование проведено с учетом физической и геометрической нелинейности процесса деформирования материалов, возможного контактного взаимодействия топлива с чехлом и зависимости прочностных характеристик топливных колец и чехла от температуры. Многофункциональный программный комплекс ЛОГОС (РФЯЦ-ВНИИЭФ) впервые применен для решения задач, связанных с расчетным обоснованием возможности безопасной реализации регламентированных эксплуатационных пределов аperiodических импульсных реакторов. Анализ результатов показал отсутствие ударного контактного взаимодействия между топливными кольцами, кольцами и титановым чехлом, максимальный уровень интенсивности напряжений в топливе не превышает 47 МПа с запасом прочности по пределу текучести уран-молибденового сплава $\eta_T > 5$. Максимальное значение интенсивности напряжений в титановом чехле не превышает 40 МПа с запасом прочности по пределу текучести титанового сплава ВТ20 $\eta_T > 8$. Силовой корпус блока, шпонки и крепежные элементы сохраняют прочность.

НАРАБОТКА ИЗОТОПОВ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В МОДЕРНИЗИРОВАННОМ РЕАКТОРЕ СМ

В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, А.Л. Петелин,
А.П. Малков, С.А. Сазонтов, А.В. Пайдулов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

С использованием высокопоточного реактора СМ производится ряд необходимых в промышленности, медицине и науке изотопов трансплутониевых элементов (ТПЭ). В первую очередь ^{252}Cf для изготовления компактных источников нейтронов, ^{244}Cm для РИТЭГ и альфа-протон-рентгеновских спектрометров. В настоящее время АО «ГНЦ НИИАР» участвует в проекте Фабрики сверхтяжелых элементов (СТЭ), в рамках которого обеспечивает получение изотопов ^{242}Pu , ^{243}Am , ^{248}Cm , ^{249}Bk , ^{251}Cf , являющихся мишенным материалом для синтеза элементов с атомными номерами $Z > 114$ на циклотроне ДЦ-280 Объединенного института ядерных исследований (г. Дубна).

В ходе реконструкции реактора СМ (2019–2020 гг.) модернизирована центральная нейтронная ловушка. Благодаря увеличению полезного объема центральной водяной полости число облучательных ячеек в ловушке возросло с 27 до 57. Плотность потока тепловых нейтронов максимальна во внутренней области ловушки, поэтому накопление радионуклидов с высокой удельной активностью производится во внутреннем массиве ячеек размером 5x5 (см. рисунок 1). Во внешний ряд ловушки (16 ячеек) загружены мишени с кобальтом. Оставшиеся 16 ячеек используются преимущественно для облучения мишеней с ТПЭ. В 2021 году в ячейках реактора СМ, в том числе в каналах ТВС, облучалось (в различное время) 29 мишеней. На рисунке 1 показана картограмма загрузки мишеней с ТПЭ.

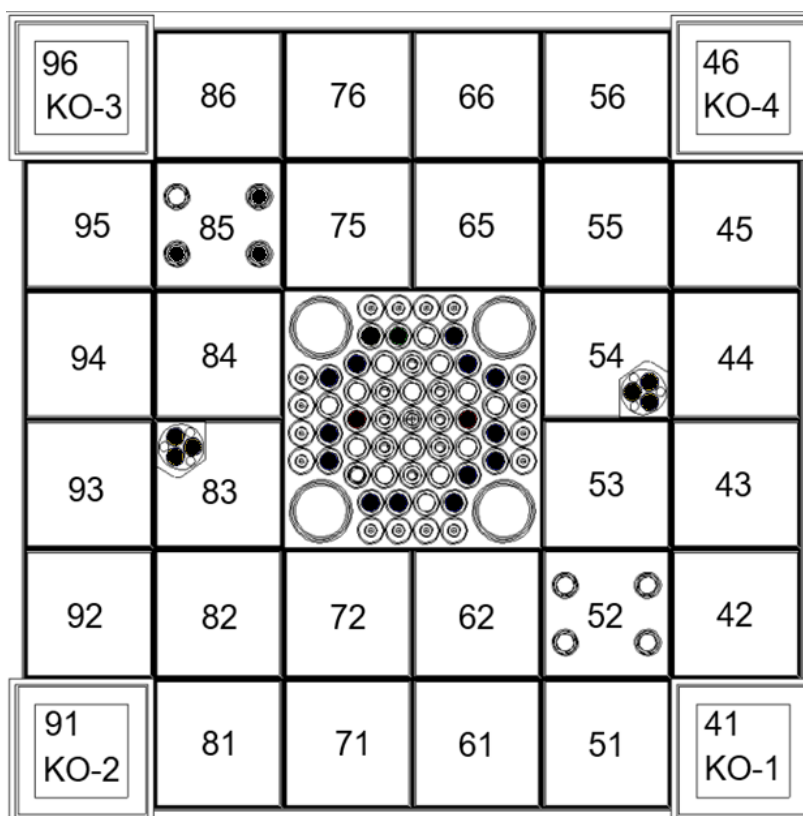


Рисунок 1 – картограмма загрузки мишеней с ТПЭ в нейтронную ловушку и каналы ТВС в ячейках 54, 83 и 85 активной зоны реактора СМ в 2021 году

Для проекта Фабрики СТЭ изотопы ^{242}Pu , ^{243}Am могут быть получены по реализуемой в НИИАР технологии реакторного производства ТПЭ, а ^{248}Cm получается переработкой отработавших нейтронных источников на основе ^{252}Cf (^{248}Cm – основной продукт его распада). Только ^{249}Bk из-за малого периода полураспада $T_{1/2} = 330$ суток (и получаемый параллельно с ним изотоп ^{251}Cf) невозможно наработать впрок.

^{249}Bk образуется при облучении смеси тяжелых изотопов кюрия (ТИК), содержание стартового изотопа ^{248}Cm составляет обычно 5-10 масс.%, а выход ^{249}Bk не превышает 10 мг/г ^{248}Cm . Учитывая ограниченное количество кюрия, такой небольшой выход не позволяет получить требуемую для экспериментов

на ускорителе массу ^{249}Bk (необходимо 30 мг берклия в одной циклотронной мишени).

Соотношение сечений взаимодействия с нейтронами ядер ^{248}Cm и ^{249}Bk в тепловой и резонансной областях спектра таково, что позволяет при минимизации доли тепловых нейтронов снизить выгорание целевого ^{249}Bk , практически не влияя на скорость его образования. В конструкции мишени для накопления ^{249}Bk предложено использовать кадмиевый экран, эффективно поглощающий нейтроны тепловых энергий. Кроме того, облучение мишени рекомендовано проводить в облучательных позициях с минимальной долей тепловых нейтронов, например, в топливной зоне реактора СМ, в специальных тепловыделяющих сборках (ТВС). Отметим, что параллельно с ^{249}Bk будет нарабатываться калифорний с повышенной долей ^{251}Cf .

Для апробации технологии реакторного накопления берклия в мишенях с кадмиевым экраном, а также учитывая неполноту ядерно-физических данных о сечениях изотопов калифорния в резонансном спектре нейтронов, в 2021 году было проведено опытное облучение трех мишеней, две из которых содержали миллиграммовое количество ТИК. На этапе подготовки эксперимента были выполнены вариантыные расчеты нейтронно-физических характеристик и трансмутации изотопов ТПЭ в зависимости от ячейки облучения, оценена скорость выгорания кадмиевого экрана. Определено, что наибольшая скорость накопления берклия достигается в каналах ТВС, прилегающих к ловушке, на основании чего были выбраны каналы в ТВС в ячейке 85 (см. рисунок 1). Кадмиевый слой толщиной 1 мм сохраняет свою эффективность на протяжении 150 суток облучения. На критическом стенде реактора СМ определены эффекты реактивности от загрузки мишеней, изменение эффективности органов регулирования. Так, эффективность ближайшего компенсирующего органа КО-3 снижается в 1,3 раза (но остается в проектных пределах), запас реактивности снижается на $1,44 \beta_{\text{эфф}}$ и компенсируется дополнительной загрузкой топлива.

По результатам опытного облучения были определены эффективные скорости трансмутации изотопов кюрия, берклия и калифорния в спектре нейтронов, экранированном кадмием. Показано, что оптимальная продолжительность облучения мишеней составляет 70-90 эффективных суток. При 90-суточном облучении выход ^{249}Bk на момент окончания облучения составит 94,3 мг/г стартового ^{248}Cm , выход калифорния (с содержанием ^{251}Cf ~43%) 28,5 мг/г ^{248}Cm . Необходимо заметить, что технологический процесс обращения с облученными мишенями ТПЭ предполагает выдержку мишеней в бассейне для распада короткоживущих осколков деления. Оценочно время от момента окончания облучения до разделения берклия и калифорния составит около 70 суток. Вследствие распада ^{249}Bk выход калифорния увеличится до 42,8 мг/г ^{248}Cm , а содержание ^{251}Cf снизится до ~28,5%.

К концу 2024 года планируется наработать достаточное количество кюрия (10-12 г, масса ^{248}Cm ~0,5 г) для фабрикации трех полномасштабных

мишеней для наработки берклия в 2025 году. Предполагается получить примерно 40 мг берклия и 20 мг калифорния.

Помимо работ по проекту Фабрики СТЭ производится оптимизация многоэтапной программы производства ТПЭ. На последнем этапе наработки ^{252}Cf облучением ТИК в нейтронной ловушке попутно накапливается ^{249}Bk в соотношении 1 мг берклия на 10 мг ^{252}Cf . Поскольку берклий не востребован для регулярных коммерческих поставок, предложено его облучение для увеличения производства ^{252}Cf . Оптимальная длительность облучения берклия в ячейке нейтронной ловушки – 20 эффективных суток (одна большая кампания между длительными остановками), выход ^{252}Cf составляет 300 мкг/мг ^{249}Bk .

В 2018 году было проведено первое опытное облучение берклия, который был распределен в матрице из пеноалунда (пористый оксид алюминия Al_2O_3). Данный материал был выбран благодаря малому сечению захвата нейтронов, высокой температуре плавления, а пористая структура имеет большую площадь поверхности, на которой химическим способом осаждается стартовый берклий. Недостатком, который выявился при радиохимической переработке облученной композиции, были сложности с растворением такой матрицы.

От варианта с матрицей из пеноалунда было решено перейти к варианту с осаждением берклия на кварцевом порошке. На этапе радиохимической переработки облученной композиции было определено, что берклий и калифорний в процессе облучения диффундируют в кварц, поэтому для достижения максимального извлечения калифорния необходимо полное растворение кварцевой матрицы, что так же создает затруднения.

На текущий момент обоснован и готовится эксперимент по облучению берклия в медной матрице. Медный порошок пропитывается раствором берклия в муравьиной кислоте с последующей сушкой, прессованием таблеток и их спеканием. Медь имеет приемлемо низкое сечение поглощения тепловых нейтронов (хотя и существенно более высокое, чем у ранее использованных материалов) и высокую теплопроводность, благодаря чему температура в центре ампулы не достигает температуры плавления 660°C . В данном случае, основным преимуществом является предполагаемая простота радиохимической переработки облученной композиции.

Таким образом, на базе модернизированного реактора СМ осуществляется наработка мишеней изотопов ТПЭ для проекта Фабрики СТЭ. Благодаря увеличению числа облучательных ячеек нейтронной ловушки накопление необходимого количества тяжелых изотопов кюрия будет проведено в более сжатые сроки и без ущерба для производства других радионуклидов. Также проводится оптимизация отдельных этапов программы производства ТПЭ с целью повышения наработки ^{252}Cf .

О РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ МЕДИЦИНСКОГО ПЕРСОНАЛА В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ

Ю.Д. Удалов, Т.В. Шарапова

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

С целью диагностики и лечения злокачественных новообразований применяются передовые методы ядерной медицины с использованием радионуклидов и источников ионизирующего излучения. При этом необходимым условием является обеспечение радиационной безопасности медицинского персонала.

На сегодняшний день ФГБУ ФНКЦРиО ФМБА России (далее – ФНКЦРиО) способен решать задачи любой сложности по оказанию онкологической помощи населению, являясь самым крупным Центром ядерной медицины Федерального медико-биологического агентства.

Открытие Центра ядерной медицины на площадке ФНКЦРиО и расширение перечня используемых радиофармацевтических препаратов (далее – РФП) для диагностики и лечения пациентов подчеркнуло необходимость и важность обеспечения соблюдения требований радиационной безопасности, а также повышения «культуры безопасности» медицинского персонала.

Отделение радионуклидной диагностики работает по двум направлениям ядерной медицины: позитронно-эмиссионная томография, совмещенная с компьютерной томографией (ПЭТ-КТ) и однофотонная эмиссионная компьютерная томография, совмещенная с компьютерной томографией (ОФЭКТ-КТ). Радионуклидная диагностика ставит своей целью исследование функциональных параметров организма человека от изучения клеточного метаболизма до исследования функции органа или системы в целом. Применительно к онкологии особенно ценной особенностью метода является возможность определения первичного опухолевого очага и оценка эффективности проводимого лечения.

Отделение радионуклидной терапии располагает 37 «активными» койками и рассчитано на 2500 пациентов в год. Метод базируется на терапевтических свойствах некоторых радиофармпрепаратов: они накапливаются в патологическом очаге и разрушают опухолевую ткань, испуская ионизирующее излучение с коротким пробегом.

Линейка используемых радионуклидов: самарий-153, стронций-89, йод-131. В настоящее время существует возможность использования дополнительных радионуклидов, таких как, радий-223, лютеций-177 и галлий-68.

Структурным подразделением ФНКЦРиО, обеспечивающим радиационную безопасность, является отдел радиационной безопасности, который обеспечивает:

- ведение ведомственного (производственного) контроля за состоянием радиационной безопасности ФНКЦРиО при осуществлении деятельности

с использованием источников ионизирующих излучений, радиоактивных веществ, материалов и содержащих их изделий с целью соблюдения требований Федерального закона «О радиационной безопасности населения» от 09.01.1996 №3-ФЗ, законов и иных нормативно-правовых актов субъектов Российской Федерации в области обеспечения радиационной безопасности, норм радиационной безопасности НРБ-99/2009 и основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010, обеспечивающего;

- осуществление контроля радиационной обстановки на рабочих местах, в помещениях постоянного и временного пребывания персонала ФНКЦРиО; контроль ведется с помощью стационарных, переносных и носимых приборов радиационного контроля, а также с помощью автоматизированных систем радиационного контроля.

С целью снижения лучевой нагрузки на медицинский персонал в Центре ядерной медицины используются инфузионные системы INTEGO PET для введения РФП пациентам. Механизация всей процедуры, применение комбинации вольфрама со свинцовым щитом, автоматизация процесса приготовления и вливания дозы минимизируют негативное влияние излучения на медицинский персонал во время проведения сканирования.

Особенностью ФГБУ ФНКЦРиО ФМБА России является большая концентрация радиационно-опасных объектов на одной площадке, что подразумевает под собой формирование бригад по радиационной безопасности, маршрутизация в укрытия, особенности передачи радионуклидных препаратов внутри учреждения, прием их с внешних сторонних организаций, а также обеспечение других работ, в том числе комплексные учения в составе бригад МЧС Ульяновской области.

Полученный уникальный опыт может быть тиражирован при обеспечении норм радиационной безопасности для вновь возводимых и существующих объектов с целью оказания высокотехнологичной медицинской помощи в области ядерной медицины.

О РАЗРАБОТКЕ НОРМАТИВНОГО ДОКУМЕНТА ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

А.В. Симаков, Ю.В. Абрамов, Н.Л. Проскурякова

ФГБУ «ГНЦ — ФМБЦ им. А.И. Бурназяна» ФМБА России, г. Москва

В сферу деятельности ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России входит разработка нормативных документов по обеспечению радиационной безопасности для подведомственных ФМБА России предприятий и организаций.

В частности, среди выпущенных нормативных документов, касающихся реакторных установок, можно назвать:

- СанПиН 2.6.1. 24 - 03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)»;
- СП 2.6.1.28-2000. «Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций (ПРБ АС-99)»;
- СП 2.6.1.45-03 «Обеспечение радиационной безопасности при проектировании, строительстве, эксплуатации и выводе из эксплуатации атомных теплоэлектростанций малой мощности на базе плавучего энергетического блока (СП АТЭС-2003)»;
- СП 2.6.6.2572-2010 «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды»;
- СанПиН 2.6.1-48-01 «Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (СП ВЭ ПР-01)»;
- СП 2.6.1.2205 – 07 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (СП ВЭ БАС – 07).

Непосредственно исследовательских ядерных реакторов касаются разработанные специалистами ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России СанПиН 2.6.1.23 - 03 «Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации ядерных реакторов исследовательского назначения (СП ИР - 03)».

Документ содержит следующие основные разделы:

- размещение исследовательских реакторов;
- требования к персоналу;
- требования к производственным зданиям и помещениям;
- обеспечение радиационной безопасности при проведении технологического процесса;
- требования к организации и выполнению ремонтных работ;
- требования к дезактивации оборудования и производственных помещений;
- требования к работе систем вентиляции;
- методы и средства индивидуальной защиты и личной гигиены персонала;
- радиационный контроль;
- санитарно-бытовое обеспечение персонала;
- радиационная безопасность при возникновении и ликвидации последствий радиационных аварий;
- медицинское обеспечение радиационной безопасности персонала;
- требования к выводу из эксплуатации исследовательских реакторов.

Согласно требованиям Федерального закона от 31.07.2020 № 247-ФЗ «Об обязательных требованиях в Российской Федерации» (статья 3, п. 4) срок

действия документа не может превышать шесть лет со дня его вступления в силу. Однако все документы санитарно-эпидемиологического нормирования в области радиационной безопасности продолжают действовать более длительное время, поскольку Постановлением Правительства Российской Федерации от 31.12.2020 № 2467 (с последующими изменениями) они выведены из-под действия статьи 15 Федерального закона от 31.07.2020 № 247-ФЗ, ограничивающей действие всех нормативных документов до 01.01.2021 (в частности, к СанПиН 2.6.1.23-03 относится п. 1238 указанного Постановления).

Разработаны Санитарные правила СП ИР-03 в 2003 году. За прошедший период выпущен ряд основополагающих документов в области обеспечения радиационной безопасности - как международных, так и отечественных:

- Публикация 103 МКРЗ 2007 года;
- Нормы безопасности МАГАТЭ. Международные основные нормы безопасности 2015 г.;
- Федеральный закон Российской Федерации от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»;
- Постановление Правительства Российской Федерации от 19.11.2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твёрдых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов»;
- Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009;
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010.

В 2016-19 гг. выпущен пакет документов по организации системы радиационного контроля на объектах использования атомной энергии - Методическое обеспечение радиационного контроля в атомной отрасли в 6 томах.

За прошедший период совершенствовались конструкции исследовательских ядерных реакторов, разработаны новые виды ядерного топлива, накоплен опыт вывода из эксплуатации ядерных установок. Поэтому разработка нового документа по обеспечению радиационной безопасности исследовательских ядерных реакторов представляется весьма актуальной.

В новой редакции Санитарных правил по обеспечению радиационной безопасности исследовательских реакторов необходимо отразить современные требования отечественных и международных нормативных документов по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения и накопленный опыт по проектированию, эксплуатации и выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.

Разработка такого документа целесообразна после вступления в действие новых Норм радиационной безопасности и новых Основных правил обеспечения радиационной безопасности.

ОРГАНИЗАЦИЯ ПРОВЕДЕНИЯ ПЕРИОДИЧЕСКИХ МЕДИЦИНСКИХ ОСМОТРОВ НА БАЗЕ ФГБУ «ФНКЦР и О» ФМБА РОССИИ И АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ ЗДОРОВЬЯ СОТРУДНИКОВ АО «ГНЦ НИИАР», В ТОМ ЧИСЛЕ ПЕРСОНАЛА, ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

С.Б. Пермякова, Ю.Д. Удалов

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

Один из важнейших разделов работы производственной поликлиники – профилактика развития заболеваний и выявление их на ранней стадии.

Одно из главных мероприятий, помогающих провести обследование и выявить начальные признаки хронических заболеваний – обязательный периодический медицинский осмотр. Порядок проведения его в настоящее время регламентируется Приказом Министерства здравоохранения Российской Федерации от 28.01.2021 № 29н «Об утверждении Порядка проведения обязательных предварительных и периодических медицинских осмотров работников, предусмотренных частью четвертой статьи 213 Трудового кодекса Российской Федерации, перечня медицинских противопоказаний к осуществлению работ с вредными и (или) опасными производственными факторами, а также работам, при выполнении которых проводятся обязательные предварительные и периодические медицинские осмотры».

Численность работников АО «ГНЦ НИИАР», в том числе работающих с основным вредным производственным фактором остается стабильной на протяжении последних лет. Структура работников НИИАР по полу: жен 33%, муж-67%.

Охват периодическим медицинским осмотром держится на одном уровне – 100%, что говорит о хорошей организации направления и проведения медицинских осмотров.

Таблица 1 – Структура впервые выявленных на медицинском осмотре заболеваний

№	Название классов и отдельных болезней	Шифр по МКБ X пересмотра	2019 год	2020 год	2021 год
1	Всего	A00 – T98	164	129	106
3	Новообразования	C00 – D48	7	5	5
4	Болезни крови и кроветворных органов	D50 – D89	5	10	3
5	Болезни эндокринной системы	E00 – E89	42	26	33
7	Болезни нервной системы	G00 – G99	2	1	0
8	Болезни глаза и его придаточного аппарата	H00 – H59	10	6	5
9	Болезни уха и сосцевидного отростка	H60 – H95	8	8	3
10	Болезни системы кровообращения	I00 – I99	73	54	52
12	Болезни органов пищеварения	K00 – K93	14	10	4
14	Болезни костно-мышечной системы	M00 – M99	2	7	0
15	Болезни мочеполовой системы	N00 – N99	1	1	1
17	Профессиональные заболевания		0	0	0

Количество вновь выявленных заболеваний уменьшается в связи с тем, что в течение года сотрудники АО «ГНЦ НИИАР» находятся под наблюдением врачей поликлиники, для повышения доступности медицинской помощи организован прием диспансерных больных цеховыми врачами в здравпункте. В производственной поликлинике с 2019 года открыт дневной стационар, в котором получают лечение 200 человек в год.

Во время периодических медосмотров активно выявляются лица с признаками ишемической болезни сердца. После обследования в условиях КБ №172 филиал №2 ФГБУ ФНКЦРиО ФМБА России все нуждающиеся направлялись на коронарографию и последующее хирургическое лечение в ведущие клинические центры ФМБА России. Начиная с 2016 года такое обследование и лечение ежегодно проводилось 10-15 сотрудникам АО «ГНЦ НИИАР». В результате мы имеем тенденцию снижения случаев инфаркта миокарда у сотрудников АО «ГНЦ НИИАР» (в год 2-3 случая, ранее 9-10). Это позволило сохранить работоспособность и снизить смертность от сердечно-сосудистой патологии у стажированных сотрудников АО «ГНЦ НИИАР». Всё это проводится за счёт средств Федерального бюджета и ОМС.

Нужно отметить среди вновь выявленных заболеваний ежегодно регистрируется 1-2 случая онкозаболевания, но не всегда на ранних стадиях.

По итогам периодического медосмотра в 2021 году медицинские противопоказания к работе с вредными производственными факторами в 2021 году выявлены у 50 человек-1,7%. Всем проведена экспертиза профпригодности. Врачебной комиссией вынесены решения: постоянно непригодный к выполнению работ – 15 человек. Наиболее частыми причинами медицинских противопоказаний являются болезни глаза и его придаточного аппарата, болезни системы кровообращения, болезни крови, кроветворных органов, болезни уха и сосцевидного отростка, что обуславливает необходимость реализации профилактических программ в указанных направлениях.

В 2021 г. на предприятиях и организациях Госкорпорации «Росатом» зарегистрировано 12 случаев профессиональных заболеваний среди работников.

Таблица 2 – Количество зарегистрированных диагнозов профессиональных болезней, заболеваемость у работников предприятий и организаций Госкорпорации «Росатом» в 2021 г. и их структура

Наименование диагнозов	Число диагнозов	Уд. вес %
Злокачественные новообразования (ЗНО)	4	33,3
Заболевания костно-мышечной системы	4	33,3
Болезни, вызванные вибрацией	2	16,7
Заболевания нервной системы и органов чувств	1	8,3
Шумовые эффекты внутреннего уха	1	8,3
Всего:	12	100,0

Первое ранговое место в структуре заболеваемости занимают злокачественные новообразования (ЗНО) (33,3%) и болезни костно-мышечной системы

(33,3%); на втором ранговом месте находятся болезни, вызванные вибрацией (16,7%). На долю заболеваний нервной системы и органов чувств, а также шумовых эффектов внутреннего уха приходится 8,3% и 8,3%, соответственно. Наибольшее число работников с зарегистрированными профессиональными заболеваниями диагностированы в возрасте 50-59 лет – 41,7%.

При этом за 61 год существования АО «ГНЦ НИИАР» среди его работников было зарегистрировано 3 случая острых местных лучевых поражения (последнее в 1993 году) и 2 случая хронических профессиональных заболевания – в 1961 году и в 1989 году.

Структура состояния здоровья работников АО «ГНЦ НИИАР» – 63% имеют хроническое заболевание, 23% – имеют факторы риска развития заболевания, 14% – здоровые.

Всего на диспансерном учете у врачей различных специальностей состоит 2111 работников АО «ГНЦ НИИАР» по 1617 заболеваниям, в том числе с гипертонической болезнью – 588 человек, с ИБС – 211 человек, с язвенной болезнью желудка или 12-перстной кишки – 157 человек.

Все лица, состоящие на диспансерном учете осмотрены врачами поликлиники, проведены необходимые обследования и назначено лечение.

Всего в 2021 году у сотрудников АО «ГНЦ НИИАР» зарегистрировано 8493 заболеваний, структура их представлена на диаграмме. Отмечается снижение заболеваемости на 28% по сравнению с 2019 годом. Снижение заболеваемости произошло за счет уменьшения обострений ХИБС на 6%, язвенной болезни на 11%, ХОБЛ на 8%, костно-мышечной системы на 19%. Наметилась тенденция к снижению обострений гипертонической болезни.

За 2021 год 79 работников АО «ГНЦ НИИАР» пролечены в ведущих лечебных учреждениях ФМБА России и 159 человек оздоровлены в санаториях ФМБА России.

С начала пандемии новой коронавирусной инфекцией на 17.03.2021 года переболели 1201 работник АО «ГНЦ НИИАР», что составляет 35% от числа сотрудников, 86 из них стационарное лечение (7,2%), реанимационное отделение – 0,2%. До начала вакцинации переболели 792 человека. Из них 82,6% переболели легкой степени тяжести, 17,2% средней степени, 0,2% тяжелой степени. Летальный случай 1 (тяжелые сопутствующие заболевания). После вакцинации заболели 409 человек. Из них 94,8% переболели легкой степени тяжести, 5% средней степени, 0,2% тяжелой степени. Летальный случай 1 (не вакцинированный, наличие сопутствующих заболеваний). Учитывая высокий процент вакцинации сотрудников АО «ГНЦ НИИАР» – 94%, можно с уверенностью сказать, что это позволило снизить число заболевших в 2 раза и уменьшило степень тяжести болезни более, чем в 3 раза.

В соответствии с Постановлением Правительства Российской Федерации от 18.06.2021 № 927 "О внесении изменений в Программу государственных гарантий бесплатного оказания гражданам медицинской помощи на 2021 год и на плановый период 2022 и 2023 годов", приказом Министерства здравоохранения Российской Федерации от 1 июля 2021 г. N 698н «Об утверждении порядка направления граждан на прохождение углубленной диспансеризации, включая категории граждан, проходящих углубленную диспансеризацию в первоочеред-

ном порядке» в 2021 году проведена углубленная диспансеризация 355 переболевших сотрудников. В перечень обследований дополнительно вместо рентгенографии органов грудной клетки включена КТ ОГК за счет средств ДМС, что является золотым стандартом диагностики заболеваний органов грудной клетки.

Результаты диспансеризации: 1 человек с тромбоцитозом на фоне приема антикоагулянтов -отправлена в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, у 5 человек высокий уровень Д-димера-дополнительно провели УЗДГ сосудов нижних конечностей, ЭхоКГ; у 20 обнаружены очаговые тени в легких-консультация фтизиатра, онколога; 1-образование в молочной железе, проходит курс лечения в ФГБУ ФНКЦРиО ФМБА России, у 4 фиброз легочной ткани, как последствие перенесенной коронавирусной инфекции.

С 2021 году производственная поликлиника участвует в проекте «Бережливая поликлиника». Мы выбрали 2 направления: оптимизация процесса предварительных и периодических осмотров взрослого населения и оптимизация работы регистратуры. В рамках этого проекта планируется реконструкция и ремонт поликлиники, приобретение флюорографа, маммографа, что позволит организовать прохождение полного цикла периодического и предварительного медицинского осмотра в одном месте и в один день.

ПЕРСПЕКТИВНЫЙ РАСТВОРНЫЙ ИМПУЛЬСНЫЙ РЕАКТОР

Д.А. Юнин, А.Д. Авдеев, Л.С. Богомолова, В.Ю. Волгутов,
Н.И. Волокитин, Л.Ю. Глухов, А.Р. Дягель, С.А. Кораблев,
А.А. Кубасов, Н.В. Лопухов, Н.И. Москвин, А.А. Пикулев,
С.Л. Турутин, В.Х. Хоружий, Н.А. Шлячков

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров

В докладе представлены результаты разработки перспективного растворного импульсного реактора, который является продолжением развития реакторов типа ВИР. Основными особенностями данного реактора являются: наличие сквозного облучательного канала с внутренним диаметром до 400 мм, система каталитической рекомбинации, предназначенная для непрерывной утилизации радиолитического газа при работе в статическом режиме, и приводы органов регулирования реактивности, позволяющие реализовать статический, импульсный и специальные (квазистатический, генерации импульса «с мощности» и др.) режимы работы реактора.

Проведен комплекс работ по расчётной оптимизации нейтронно-физических параметров активной зоны, выполнено расчетное обоснование прочности корпуса активной зоны, проведены оптимизационные расчёты системы охлаждения и системы каталитической рекомбинации, разработаны макеты приводов органов регулирования реактивности и макет системы каталитической рекомбинации.

Показано, что расчетные облучательные параметры предлагаемого реактора в ~2 раза превосходят облучательные параметры реактора ВИР-2М.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ РЕАКТОРНОГО КОМПЛЕКСА В СОСТАВЕ ЦЕНТРА ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И ТЕХНОЛОГИЙ В БОЛИВИИ

С.В. Осипович, И.В. Дворяшин, С.С. Миронов

АО «ГСПИ», г. Москва

В 2017г. АО «ГСПИ» и Агентство по атомной энергии Боливии (ABEN) подписали контракт на проектирование, поставки и сооружение (EPC-контракт) центра ядерных исследований и технологий (ЦЯИТ) на территории Многонационального государства Боливия.

Для сооружения ЦЯИТ боливийской стороной была отведена площадка общей площадью 13,7 га, расположенная в городском районе г. Эль-Альто. Особенности расположения площадки во многом определили проектные подходы к обеспечению безопасности сооружаемых объектов:

- близость жилой застройки г. Эль-Альто;
- близость международного аэропорта (9,6 км от площадки), обеспечивающего воздушное сообщение между городами Боливии и другими странами;
- близость железной дороги, по которой возможно транспортирование цистерн с углеводородами вдоль северо-западной границы площадки;
- сейсмические воздействия – проектное землетрясение 7,8 баллов, максимальное расчетное землетрясение 8,7 баллов по шкале MSK-64;
- высота над уровнем моря порядка 4000 м;
- ветровая нагрузка (скорость ветра при порывах 57 м/с).

Территория ЦЯИТ разделена на зоны:

- зона 0 – Административно-жилая зона;
- зона 1 – Производственная зона;
- зона 2 – Технологическая зона.

В технологической зоне, находящейся в центральной части площадки ЦЯИТ, размещены:

- реакторный комплекс;
- инженерно-технический комплекс;
- выбросная труба;
- трансформаторная подстанция;
- дизель-электростанция системы аварийного электроснабжения.

Исследовательская ядерная установка (ИЯУ) располагается в здании реакторного комплекса.

Основным компонентом ИЯУ является водо-водяной исследовательский реактор бассейнового типа тепловой мощностью 200 кВт, использующий серийно производимое в России низкообогащенное топливо.

ИЯУ предназначена для:

- выполнения исследовательских и экспериментальных работ;
- производства радиоизотопной продукции;

- прикладных исследований с использованием пучков нейтронов;
- учебных целей.

Помимо реактора в здании реакторного комплекса также размещаются связанные технологическими процессами с реактором лаборатории:

- лаборатория нейтронно-активационного анализа;
- лаборатория радиоизотопов;
- химическая лаборатория.

На данный момент разработана проектная, рабочая и лицензионная документация объектов технологической зоны ЦЯИТ.

По инициативе боливийской стороны выполняется экспертиза проектной документации и документации для получения лицензии на размещение и сооружение (ПООБ):

- экспертиза независимых иностранных специалистов Nuc Advisor (Франция);
- экспертиза ФБУ «НТЦ ЯРБ».

В процессе выполнения работ по обоснованию безопасности ИЯУ и получению лицензий на размещение и сооружение отрабатываются порядок и способы взаимодействия с зарубежным Заказчиком и Регулятором, накоплен опыт обоснования безопасности ИЯУ в соответствии с нормативными документами МАГАТЭ.

Следует отметить, что предыдущие проекты за рубежом, включающие в свой состав ИЯУ, были выполнены ГСПИ около 40 лет назад: в Ливии (г. Тажура, ИЯУ с реактором IRT-1) в 1980г. и во Вьетнаме (г. Далат, ИЯУ с реактором DNRR) в 1983г. Затем последовал длительный перерыв, в течение которого ИЯУ по российским проектам за рубежом не сооружались.

Таким образом боливийский проект можно во многом считать пилотным не только для ГСПИ, но и Росатома в целом, полученный опыт может быть использован при реализации аналогичных проектов в будущем.

К ВОПРОСУ ОБ ОБЕСПЕЧЕНИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ РЕАКТОРНОГО КОМПЛЕКСА В ЦЕНТРЕ ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И ТЕХНОЛОГИЙ НА ТЕРРИТОРИИ МНОГОНАЦИОНАЛЬНОГО ГОСУДАРСТВА БОЛИВИЯ

А.С. Аксенова, А.И. Радаев

АО «ГСПИ», г. Москва

Исследовательская ядерная установка (ИЯУ) располагается в здании реакторного комплекса в технологической зоне Центра ядерных исследований и технологий (ЦЯИТ) Многонационального Государства Боливия в городе Эль-Альто.

Основным компонентом ИЯУ является водо-водяной исследовательский реактор (ИР) бассейнового типа, тепловой мощностью 200 кВт.

ИЯУ предназначена для:

- выполнения исследовательских и экспериментальных работ;
- производства радиоизотопной продукции;
- прикладных исследований с использованием пучков нейтронов;
- учебных целей.

Основной целью обеспечения радиационной безопасности объекта является защита персонала (работников), населения, окружающей среды от его радиационного воздействия.

Проектный институт разрабатывает системы, рассматривает мероприятия, обеспечивающие выполнение требований безопасности по неперевышению дозовых пределов облучения персонала и населения, по неперевышению нормативов выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду, как при нормальной эксплуатации ОИАЭ, так и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии.

При проектировании радиационной защиты особое внимание уделяется принципу глубоководной защиты, который основывается на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений, ядерных материалов и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды от радиационного воздействия.

Определена система обращения с радиоактивными отходами (РАО), предназначенная для сбора и удаления РАО, образующихся при эксплуатации реакторного комплекса. Данная система представляет собой комплекс технических средств и организационных мероприятий, предназначенных для выполнения технологических и транспортно-технологических операций по сбору, сортировке и переработке РАО по категориям на местах образования, транспортированию РАО от мест образования к местам погрузки в оборотные транспортные контейнеры, накоплению, переработке, паспортизации и последующим вывозом в здание ИТК.

В соответствии с ПБЯ-06-10-2017 определены ядерно-опасные участки и оснащены системой аварийной сигнализации САС СЦР с целью защиты работников в случае ядерной аварии вследствие возникновения СЦР путём немедленной эвакуации работников из ЯОЗ в пункт сбора и ограничения доступа в ЯОЗ. Выполнено расчётное обоснование границ ЯОЗ.

Принятая в проекте радиационная защита обеспечивает радиационную безопасность в рабочих помещениях и на прилегающей территории.

При нормальной эксплуатации ИЯУ годовая эффективная доза облучения как на территории промышленной площадки, так и на границе санитарно-защитной зоны не превысит 0,108 мкЗв/год.

В случае возникновения максимальной проектной аварии ожидаемая индивидуальная эффективная доза облучения персонала и населения на границе СЗЗ

не превысит $2,5 \cdot 10^{-2}$ мкЗв. При реализации максимальной запроектной аварии ожидаемая индивидуальная эффективная доза облучения не превысит 0,188 мЗв.

На основании проведенного анализа возможных аварий проектируемому объекту присваивается III категория по потенциальной радиационной опасности в соответствии с ОСПОРБ-99/2010 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности», МУ 2.6.5.08 – 2019 «Установление категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта».

К ВОПРОСУ ОБ ОБЕСПЕЧЕНИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ НА БАЗЕ МНОГОЦЕЛЕВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ МБИР

А.С. Аксенова, А.И. Радаев

АО «ГСПИ», г. Москва

Основной целью обеспечения радиационной безопасности объекта является защита персонала (работников), населения, окружающей среды от его радиационного воздействия.

Проектный институт разрабатывает системы, рассматривает мероприятия, обеспечивающие выполнение требований безопасности по неперевышению дозовых пределов облучения персонала и населения, по неперевышению нормативов выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду, как при нормальной эксплуатации ОИАЭ, так и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии.

При проектировании радиационной защиты особое внимание уделяется принципу глубокоэшелонированной защиты, который основывается на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений, ядерных материалов и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды от радиационного воздействия.

Определена система обращения с радиоактивными отходами (РАО), предназначенная для сбора и удаления РАО, образующихся при эксплуатации главного здания ИЯУ МБИР. Данная система представляет собой комплекс технических средств и организационных мероприятий, предназначенных для выполнения технологических и транспортно-технологических операций по сбору, сортировке и переработке РАО по категориям на местах образования, транспортированию РАО от мест образования к местам погрузки в оборотные транспортные контейнеры, накоплению, переработке, паспортизации и последующим вывозом при необходимости в службу КОРО АО «ГНЦ НИИАР».

В соответствии с ПБЯ-06-10-2017 определены ядерно-опасные участки и оснащены системой аварийной сигнализации САС СЦР с целью защиты работников в случае ядерной аварии вследствие возникновения СЦР путём немедленной эвакуации работников из ЯОЗ в пункт сбора и ограничения доступа в ЯОЗ. Выполнено расчётное обоснование границ ЯОЗ.

Принятая в проекте радиационная защита обеспечивает радиационную безопасность в рабочих помещениях и на прилегающей территории.

При нормальной эксплуатации ИЯУ МБИР годовая эффективная доза облучения как на территории промышленной площадки, так и на границе санитарно-защитной зоны не превысит 9,982 мкЗв/год.

В случае возникновения максимальной проектной аварии ожидаемая индивидуальная эффективная доза облучения персонала не превысит 0,7 мЗв. Максимальное значение ожидаемых индивидуальных эффективных доз облучения населения на границе СЗЗ не превысит 10 мкЗв. При реализации максимальной запроектной аварии ожидаемая индивидуальная эффективная доза облучения персонала не превысит 0,39 мЗв.

Для выбросов радиоактивных веществ ИЯУ МБИР не требуется корректировки существующей санитарно-защитной зоны.

На основании проведенного анализа возможных аварий ИЯУ МБИР присваивается II категория по потенциальной радиационной опасности в соответствии с ОСПОРБ-99/2010 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности», МУ 2.6.5.08-2019 «Установление категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта».

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

С.И. Новиков, С.А. Киверов, В.И. Черевко

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. Основанием для старта реализации проекта послужила ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 - 2015 годов и на перспективу до 2020 года», утвержденная постановлением Правительства РФ от 03.02.2010 № 50.

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.

В настоящее время по различным блокам главного здания ИЯУ МБИР достигнуты отметки до плюс 30,0 м.

В декабре 2019 года на площадке филиала АО «АЭМ-технологии» Атоммаш в г. Волгодонск завершился очередной этап изготовления реактора МБИР, а именно – изготовлен корпус основной реактора, а так же большая и малая поворотные пробки. Качество изготовления и сборки оборудования реактора было подтверждено положительными результатами комплексного контроля, включающего, в том числе, гидравлические, пневматические и вакуумные испытания.

В 2021 году был начат 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 монтаж оборудования совмещенного монтажа в помещения системы приема и выдачи ЖРО. Осенью 2021 года был произведен монтаж в проектное положение перекрытия шахты реактора.

В настоящее время продолжают СМР на всех блоках главного здания и вспомогательных зданиях и сооружениях ИЯУ МБИР. Завершается монтаж Защиты тепловой реактора. Активно ведутся работы по разработке, изготовлению и поставке технологического оборудования длительного цикла изготовления.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ПИК С КОМПЛЕКТОМ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ПИК-2

В.И. Мороко¹, В.Е. Попов¹, А.А. Мясников²,
С.Р. Фридман³, А.С. Захаров³

¹АО «НИКИЭТ», г. Москва

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

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

В 2019 году коллективами организаций:

- Головная научная организация: НИЦ «Курчатовский институт» (НИЦ «КИ»).
- Головная конструкторская организация: АО «НИКИЭТ» (НИКИЭТ).
- Головная проектная организация: ЗАО «НПО Спецпроект».
- Эксплуатирующая организация: ФГБУ «ПИЯФ» НИЦ «Курчатовский институт» (ПИЯФ)

в рамках Программы ввода ИЯУ ПИК в эксплуатацию и Программы энергетического пуска исследовательской ядерной установки ПИК (ПЭП) 28.12.2018 г. была набрана активная зона на основе стартового комплекта ТВС ПИК-1 и достигнуто критическое состояние реактора. С 11.01.2019 по 19.02.2019 проведены нейтронно-физические эксперименты в диапазоне до 100 Вт и выполнен переход в диапазон мощности до 100 кВт. 4 марта 2022 года осуществлен выход на мощность 7 МВт. Все эксперименты выполнялись при неполной топливной загрузке. Часть активной зоны была загружена алюминиевыми вытеснителями или гидромимитаторами.

Для обеспечения дальнейшей эффективной и безопасной эксплуатации реактора разработана концепция активной зоны с увеличенной топливной загрузкой и выгорающим поглотителем. Комплект модернизированных ТВС ПИК-2 дополнен специальными ТВС для размещения облучаемых образцов-свидетелей. Используются 2 типа стержней выгорающего поглотителя (СВП). СВП цилиндрического профиля замещают вытеснители из нержавеющей стали. СВП также устанавливаются вместо небольшой части ТВЭЛОВ.

Головной комплект ТВС ПИК-2 при ограниченной эффективности РО СУЗ обеспечивает возможность загрузки полного числа 18 ТВС. Выбранные параметры и размещение СВП позволяют эксплуатировать ТВС в режиме полной перегрузки с длительностью кампании реактора порядка 35 суток и одновременно

обеспечивают переход к более экономичной работе с заменой $\frac{1}{2}$ части активной зоны в режиме частичных перегрузок с длительностью кампании $\approx 20-25$ суток.

Для этого рассмотрены:

- возможности снижения неравномерности поля энерговыделения с помощью профилирования загрузки урана в ТВЭлах или изменения расположения СВП в ТВС;
- влияние схемы перегрузки ТВС на неравномерность поля энерговыделения;
- влияние профилирования загрузки гадолиния в СВП по высоте на неравномерность энерговыделения;
- влияние формы СВП на длительность кампании и изменение реактивности по кампании.

В ходе многовариантных расчетов выбрано двухрядное профилирование загрузки урана в шестигранных ТВС с перегрузкой ТВС по схеме «от периферии в центр». По результатам опытной эксплуатации головного комплекта ТВС ПИК-2 параметры и число СВП для эксплуатации в режиме частичных перегрузок планируется уточнить с учетом технологических отклонений ТВЭлов и СВП при производстве.

Для модернизированной активной зоны определены основные нейтронно-физические характеристики, проведены расчётные исследования и обоснование энергетического пуска реактора ПИК, разработаны технический проект активной зоны на базе ТВС ПИК-2 и технические проекты ее составных элементов (ТВС ПИК-2, СВП, имитаторов ТВС, вытеснителей).

ПОДХОДЫ К ТЕПЛОФИЗИЧЕСКОМУ ОБОСНОВАНИЮ ПРИМЕНИМОСТИ ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

И.А. Молотова^{1,2}, А.Р. Забиров^{1,2}, Д.А. Яшников¹, С.А. Шевченко¹

¹ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

²ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"», г. Москва

В большинстве действующих в РФ АЭС с водо-водяными реакторами эксплуатируются ТВЭлы, оболочка которых выполнена из циркониевых сплавов, а ядерное топливо представляет собой диоксида урана. Однако при взаимодействии разогретых до высоких температур оболочек ТВЭлов (1200-1400 °С) с парами воды при запроектных авариях на АЭС возникает парциркулирующая реакция, сопровождающаяся образованием водорода и значительным выделением тепла, достаточным для расплавления оболочки ТВЭла. Так, авария, произошедшая в 2011 году на АЭС «Фукусима-Дайичи», сопровождалась генерацией, распространением и взрывом водорода в герметичном ограждении АЭС, что привело к разрушению барьеров безопасности и выходу радиоактивных продуктов деления в окружающую среду.

Авария на Фукусима-1 послужила стимулом для проведения крупномасштабных научных исследований, направленных на исключение возможности или смягчения парациркониевой реакции [1]. Одно из направлений таких исследований связано с созданием новых материалов, используемых для изготовления топливной матрицы и оболочки топливных элементов. Ядерное топливо АЭС с легководными реакторами, создаваемое с использованием новых конструкционных и топливных материалов и обеспечивающих устойчивость топлива к аварийным условиям, в том числе к высокотемпературному окислению оболочек топливных элементов в условиях запроектных аварий, принято называть Accident Tolerant Fuel (толерантное топливо). На сегодняшний день рассматриваются несколько основных проектов толерантного топлива применительно к материалам оболочек твэлов, которые предполагают нанесение покрытий на циркониевые сплавы (например, хром) или полную замену циркония новыми материалами (различные сплавы, керамические композиты).

Вместе с тем, критерии оценки обоснования безопасности топлива, установленные в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии, могут не в полной мере учитывать специфику вновь создаваемых видов толерантного топлива. Кроме того, масштабное внедрение толерантного топлива требует всестороннего анализа безопасности его использования в энергетических реакторах. К настоящему моменту критерии оценки топлива для реакторов типа ВВЭР установлены для топлива из диоксида урана в оболочке из циркониевого сплава, однако для толерантных твэлов некоторые критерии требуют дополнительного анализа. С 2021 года в ФБУ «НТЦ ЯРБ» ведется разработка новых ФНП «Требования к проектированию, конструированию, изготовлению, испытаниям и эксплуатации компонентов активной зоны реакторов атомных станций, включая тепловыделяющие сборки и их элементы» [2].

Поскольку концепции толерантного топлива направлены на то, чтобы задержать начало разрушающих процессов в случае аварий (за счет снижения скорости окисления при высокой температуре, а также за счет потенциальной задержки взрыва), важно достоверно понимать, как поведет себя новое топливо в случае аварийной ситуации, особенно при поставарийном заливе активной зоны. При этом на поверхности твэлов в зависимости от условий наблюдаются все режимы кипения от пузырькового до пленочного. Пленочное кипение характеризуется низкими значениями коэффициентов теплоотдачи из-за непрерывного слоя пара между жидкостью и горячей поверхностью. В прикладных задачах обычно стараются избежать пленочного кипения и добиться перехода к более интенсивным режимам кипения. Теплофизические свойства теплоотдающей поверхности играют при этом решающую роль.

В рамках работ по изучению теплообмена при пленочном кипении недогретых жидкостей на кафедре Инженерной теплофизики НИУ «МЭИ» проводятся экспериментальные исследования по изучению нестационарных процессов охлаждения высокотемпературных цилиндрических тел, моделирующих толерантное топливо [3]. Эти исследования могут быть полезны применительно

к обоснованию ядерной безопасности толерантного топлива в случае возникновения аварийных ситуаций на АЭС.

Рабочими образцами являются металлические цилиндры длиной 50 мм и диаметром 10 мм со скругленной головкой во избежание концевых эффектов. Для измерения температур во время эксперимента (нагрев и охлаждение) в образцах заделываются термопары. Экспериментальные исследования проводятся на стенде, представленном в [4].

Полученный массив экспериментальных данных используется для проверки модели возникновения интенсивного режима охлаждения, разработанной в 2018 году [5]. Модель экспериментально подтверждена в отношении влияния свойств жидкости и тепловой активности металла, а усовершенствованная модель учитывает влияние микроструктуры охлаждаемой поверхности и недогрева жидкости (формула 1).

$$T_w - T_{lim} = C_4 \sqrt{\frac{\rho_{liq} \lambda_{liq} (T_{lim} - T_s) h_{LG}}{(\rho c \lambda)_w}} \left(R_z \left(\left(\frac{g \Delta \rho h_{LG}}{\lambda_v \nu_v \Delta T z} \right)^{\frac{1}{4}} + \frac{h_{LG}}{\lambda_v \Delta T} \sqrt{\frac{\rho_{liq} \rho_v g \beta \Delta T_{sub} z}{Pr_{liq}}} \right) \right)^{n_1} \quad (1)$$

где T_{lim} – температура предельного перегрева жидкости; C_4 – численная константа; ρ , c , λ – плотность, теплоемкость, теплопроводность; T_s – температура насыщения жидкости; h_{LG} – теплота парообразования; R_z – шероховатость по максимальной высоте выступа; g – ускорение свободного падения; z – линейный масштаб; ν – вязкость; $\Delta T = T_{tr} - T_{lim}$, T_{tr} – температура поверхности, при которой начинается интенсивное охлаждение; β – коэффициент термического расширения жидкости; ΔT_{sub} – недогрев жидкости до температуры насыщения; Pr – число Прандтля. Индексы w , v , liq относятся к поверхности, пару и жидкости.

Сравнение экспериментальных и рассчитанных по данной модели значений перегрева стенки (рисунок 1) показало, что большинство экспериментальных точек попадают в интервал $\pm 30\%$ от значений, предсказанных моделью. Результаты были получены при охлаждении цилиндрических тел при атмосферном давлении в воде с недогревами до температуры насыщения $\Delta T_{sub} = 0-80$ К; в этаноле при $\Delta T_{sub} = 28-148$ К; в смесях этанол-вода с концентрациями 40, 60 и 80 % при $\Delta T_{sub} = 20-80$ К; в FC-72 $\Delta T_{sub} = 26-126$ К. На рисунке 1 представлены результаты по охлаждению цилиндров из FeCrAl, нержавеющей стали (Ss), никеля (Ni), меди с золотым покрытием (Cu+Au) и с покрытием из нержавеющей стали с шероховатостью $Ra = 27$ мкм (Cu+Ss). Разброс значений связан с большим количеством параметров, влияющих на температуру перехода, которые трудно учесть для каждого эксперимента (толщина оксидного слоя, шероховатость, отложения на поверхности).

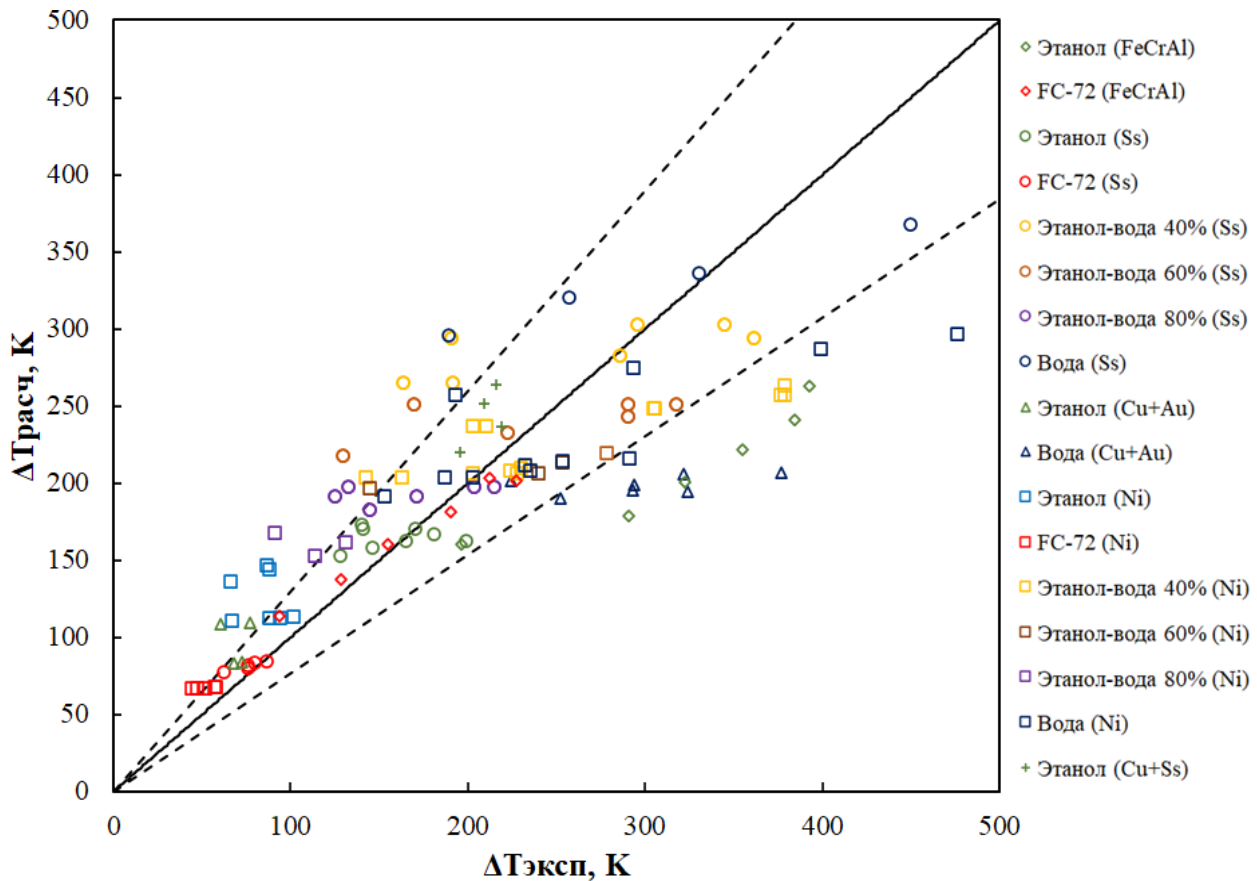


Рисунок 1. Сравнение экспериментальных и расчетных значений перегрева стенки. Пунктирные линии соответствуют интервалу $\pm 30\%$ от вычисленных значений

На сегодняшний день по всему миру активно ведутся работы по исследованию свойств толерантного топлива и анализу нормативной базы для внедрения и оценки его безопасности, однако еще остаются вопросы, требующие дополнительного анализа материалов толерантного топлива. Физическую модель возникновения интенсивного режима охлаждения можно применять для более строгого анализа влияния новых материалов на протекание процессов, возникающих при поставарийном заливе активной зоны ядерного реактора, что подтверждают эксперименты на сплаве FeCrAl.

ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ТОПЛИВА, МАТЕРИАЛОВ И ЭЛЕМЕНТОВ ИННОВАЦИОННЫХ РЕАКТОРОВ

И.Ю. Жемков, Ю.М. Крашенинников, Ю.В. Набойщиков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Реактор на быстрых нейтронах (РБН) БОР-60 в сочетании с материаловедческим и радиохимическим комплексами, а также опытным производством по изготовлению и переработке ядерного топлива имеет уникальные возможности для проведения реакторных испытаний (РИ) в обоснование повышения безопас-

ности и экономичности действующих ядерных реакторов, а также развития перспективных типов ядерного топлива и конструкционных материалов для проектов инновационных ядерно-энергетических установок.

В результате проведения в реакторе БОР-60 десятков РИ были разработаны и применяются новые расчётно-экспериментальные методики, различные экспериментальные ТВС (ЭТВС) и облучательные устройства (ОУ), получены и внедрены патенты на изобретения. Испытаны десятки различных топливных, поглощающих, замедляющих, конструкционных и электротехнических материалов.

Основные направления РИ, которые проводятся на реакторе БОР-60:

1. Исследования для обоснования безопасности РБН (*подача газа в ТВС, кипение натрия, блокировка расхода в ЭТВС с разрушением твэлов, эффективности РО СУЗ различной конструкции, коэффициенты и эффекты реактивности, и др.*).
2. Исследование различных типов ядерного топлива, достижение высоких выгораний, утилизация плутония, трансмутация и выжигание актинидов, радиационные характеристики облученных сборок.
3. Испытания твэл и ТВС в стационарных, переходных и аварийных режимах.
4. Испытание различных поглощающих, конструкционных, электроизоляционных, магнитных и тугоплавких материалов.
5. Исследования по радиационному материаловедению (*диапазон температур от 320 °С до 1000 °С, дозы повреждения до 200 с.н.а.*).
6. Исследования нейтронно-физических характеристик реактора (*спектры и потоки нейтронов, скорости реакций, спектральные индексы и сечения, радиационное энерговыделение и т.д.*).

Исследования, выполненные на реакторе БОР-60, имеют неоценимое значение для развития ядерной энергетики. Полученные научные результаты позволили повысить безопасность реактора, обосновать работоспособность ТВС до рекордных выгораний топлива, парогенераторов и применение различных конструкционных материалов. На основе исследований конструкционных материалов проведена технологическая оптимизация нескольких марок сталей и циркониевых сплавов с целью снижения их радиационного охрупчивания, набухания и радиационного роста. Результаты исследований применены в других РБН (БН-350, БН-600, СЕФР), реакторах на тепловых нейтронах (ВВЭР, РБМК), а также используются при проектировании перспективных РБН (БРЕСТ, СВБР, БН-1200, Myrrha, TW и др.).

Для инструментированного (контролируемого в on-line режиме) облучения используется специальный термометрический канал в ячейке Д23 пятого ряда реактора БОР-60, позволяющий размещать ОУ с выводом информации об условиях облучения материалов.

В результате проведенных расчетно-экспериментальных исследований в реакторе БОР-60 была обоснована возможность использования ячеек со смягченным спектром нейтронов для существенного повышения скоростей реакций, что позволяет существенно повысить эффективность наработки радионуклидов, тепловые нагрузки в твэлах и выжигание минор-актинидов.

Реактор БОР-60 оснащён 4-мя горизонтальными (ГЭК) и 9-ю вертикальными (ВЭК) каналами, расположенными за корпусом реактора, и обладающими

достаточно высокими плотностями потока нейтронов $\sim 10^9$ и 3×10^{13} см⁻²с⁻¹, соответственно. ВЭК использовались, в основном, для облучения электротехнических материалов, была показана возможность его использования для радиационного легирования кремния. ГЭК практически не использовались, однако выполненные расчетно-экспериментальные исследования показали перспективы для использования их в нейтронной терапии.

Нижняя граница диапазона температур облучения, обеспечиваемая в реакторе БОР-60, на 30÷60 °С ниже, чем в других РБН, что существенно расширяет экспериментальные возможности реактора. Возможность надёжной изоляции от натрия, большой диапазон температур и высокая F_n позволяют в различных средах исследовать материалы не только РБН с натриевым теплоносителем, но и с тяжёлыми теплоносителями (свинец, свинец-висмут), а также тепловых и термоядерных реакторов.

Для проведения РИ используется комплекс ОУ, состоящий из ампульных устройств, с твэльным подогревом, с замедлителем, а также разборных материаловедческих сборок, экспериментальных ТВС, автономных инструментированных каналов с различными теплоносителями и т.д. РИ могут проводиться в любой ячейке активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60.

Благодаря заложенной в проекте возможности изменять числоборок в активной зоне и боковом экране, в реактор может быть загружено большое количество экспериментальных ТВС и материаловедческих пакетов. При этом поток и спектр нейтронов в отдельных ячейках реактора может существенно отличаться, что позволяет проводить в реакторе БОР-60 испытания топлива и материалов в обоснование безопасности эволюционных и инновационных проектов различных ядерно-энергетических установок.

Сопровождение РИ проводится по аттестованным и верифицированным комплексам программ с использованием эксплуатационных параметров реактора БОР-60. Измерение параметров реактора производится с помощью информационно-измерительной системы, которая представляет собой комплекс аппаратно-программных средств технологического мониторинга и обеспечивает контроль в режиме реального времени большого числа (порядка 1000) параметров.

В настоящее время в реакторе БОР-60 проводятся массовые реакторные испытания новых материалов и элементов инновационных ядерных реакторов (см. рисунок 1):

- Макеты твэлов реакторов БРЕСТ и БН-1200 со смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП) топливом различного обогащения, в том числе и содержащие минор-актиниды, с различными диаметрами твэлов и аксиальными размерами топливной части. Используются различные конструкции ОУ и твэлов с различными сталями и сплавами в качестве оболочки.
- Поглощающие материалы и элементы для реакторов БРЕСТ, БН-1200 и зарубежных проектов ядерных реакторов.
- Конструкционные материалы реакторов на тепловых нейтронах.
- Минор-актиниды, которые облучаются в различных спектрах нейтронов.
- Твэлы реактора МБИР с различным топливным составом и технологией изготовления топлива.
- Твэлы с уран-циркониевым топливом для перспективных РБН.

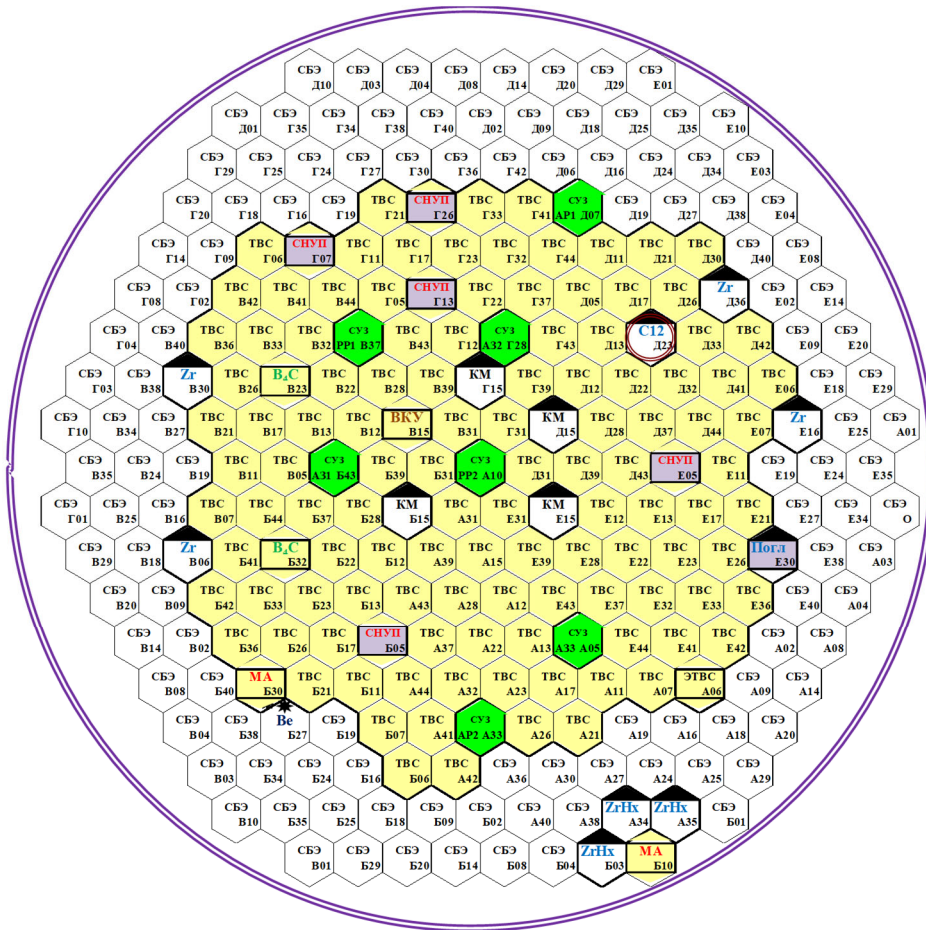


Рисунок 1. Картограмма загрузки реактора БОР-60 (2021 г.)

Начаты работы по подготовке новых реакторных испытаний:

- Перспективных конструкционных материалов для быстрых, жидкосолевых и термоядерных реакторов в различных средах (натрий, газ, свинец-висмут и др.), при различных температурах (от 320 до 750 °С) и повреждающих дозах (до 120 с.н.а.).
- В обоснование возможности рецикла плутония из РВР в РБН (улучшение качества плутония).
- Эффективности выжигания минор-актинидов в составе топлива.
- Перспективных поглотителей и пэл для реакторов на тепловых и быстрых нейтронах.

НАНЕСЕНИЕ ЗАЩИТНЫХ ХРОМОВЫХ ПОКРЫТИЙ НА ВНЕШНЮЮ ОБОЛОЧКУ ТВЭЛА ДЛЯ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ ЕЁ ОКИСЛЕНИЯ ПРИ ПОТЕРЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Д.В. Сиделёв, М.С. Сыртанов, Е.Б. Кашкаров

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск

В настоящее время активно ведутся разработки толерантного топлива, необходимого для повышения безопасности работы легководных ядерных реакторов

[1,2]. Краткосрочная стратегия разработки такого топлива состоит в нанесении защитных покрытий на циркониевые оболочки тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов). Детально изучаются большое число материалов покрытий (Cr, FeCrAl, CrN и др.) и методов их получения, среди которых магнетронное распыление, газотермическое напыление, лазерная наплавка, дуговое испарение, для создания толерантного топлива, стойкого при условиях, имитирующих нормальную и аварийную работы ядерного реактора [2-4]. Последние опубликованные данные продемонстрировали, что циркониевые сплавы могут быть эффективно защищены от высокотемпературного окисления в течение продолжительного времени при магнетронном нанесении хромового покрытия на их поверхность. Высокий потенциал хромовых покрытий также подтверждается участием крупных промышленных/исследовательских институтов, таких как СЕА (Франция), ВНИИНМ (Россия), КИТ (Германия) и др., в реакторных испытаниях толерантного топлива. В настоящей работе представлены результаты испытаний пластин, оболочечных труб и изделий со сварными соединениями из циркониевого сплава Э110 с хромовыми покрытиями, полученными методом магнетронного распыления.

Процесс нанесения Cr покрытий на образцы из сплава Э110 состоял из нескольких этапов. На первом этапе происходила шлифовка и полировка поверхности образцов до средней шероховатости 0,2 мкм. Второй этап подготовки состоял в ультразвуковой мойке образцов в изопропиловом спирте. Далее производилось осаждение хромовых покрытий с помощью вакуумной ионно-плазменной установки, оснащённой комплектом магнетронных распылительных систем. Её детальное описание в ряде наших работ [5,6].

На рис. 1 представлены данные изменения привеса образцов циркониевого сплава Э110 с Cr покрытием при окислении в потоке пара при 1200 °С в зависимости от толщины покрытия. Привес сплава Э110 без покрытия составляет порядка

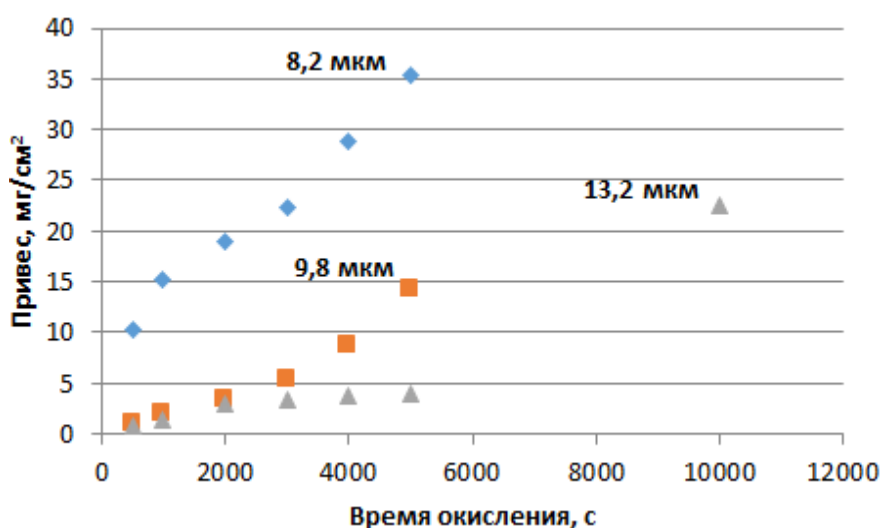


Рисунок 1. Кинетика привеса циркониевого сплава Э110 с защитным Cr покрытием при высокотемпературном окислении в зависимости от толщины покрытия.

19,3 мг/см² после окисления в течение 1000 с. Полученные данные свидетельствуют о возможности предотвращения окисления циркониевого сплава в течение продолжительного времени при температуре 1200 °С. Важными параметрами повышения длительности защищённого состояния циркониевого

сплава оказались: толщина, микроструктура и адгезия покрытия. Для обеспечения высоких значений указанных параметров предъявляются дополни-

тельные требования для технологии осаждения покрытий, которые состоят в обеспечении низком рабочем давлении, высокой скорости осаждения, а также регулировки плотности ионного тока на поверхность конденсации.

Хромовые покрытия могут использоваться для повышения стойкости к окислению сварных соединений из циркониевых сплавов при высоких температурах на воздухе при температуре 1100 °С в течение 2-30 мин (рис. 2 и 3). При таких условиях образцы без покрытий достаточно быстро окислялись ввиду незащищённого поведения оксида циркония, формирующегося на поверхности образцов, при высоких температурах.

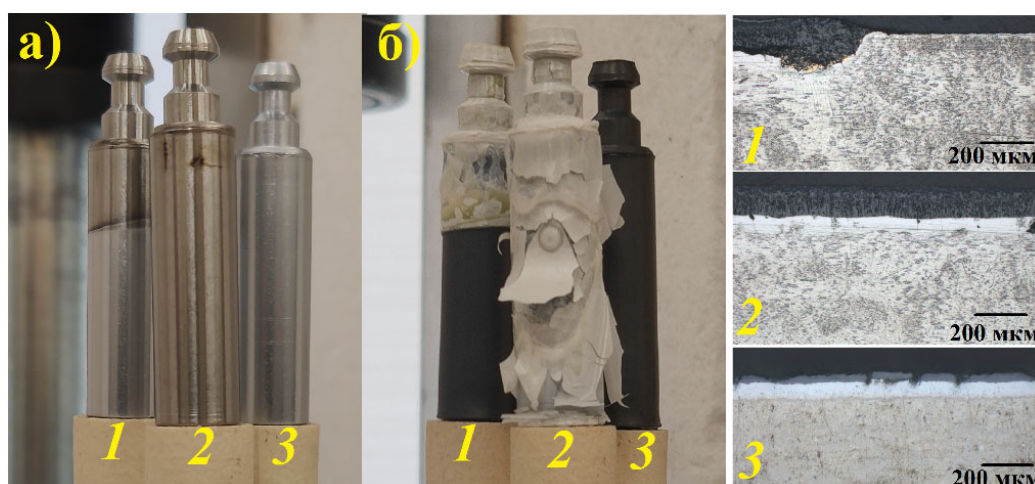


Рисунок 2. Оболочки с заглушкой (а) до и (б) после окисления: 1 – частичное напыление; 2 – без покрытия; 3 – покрытий на всей поверхности образца.

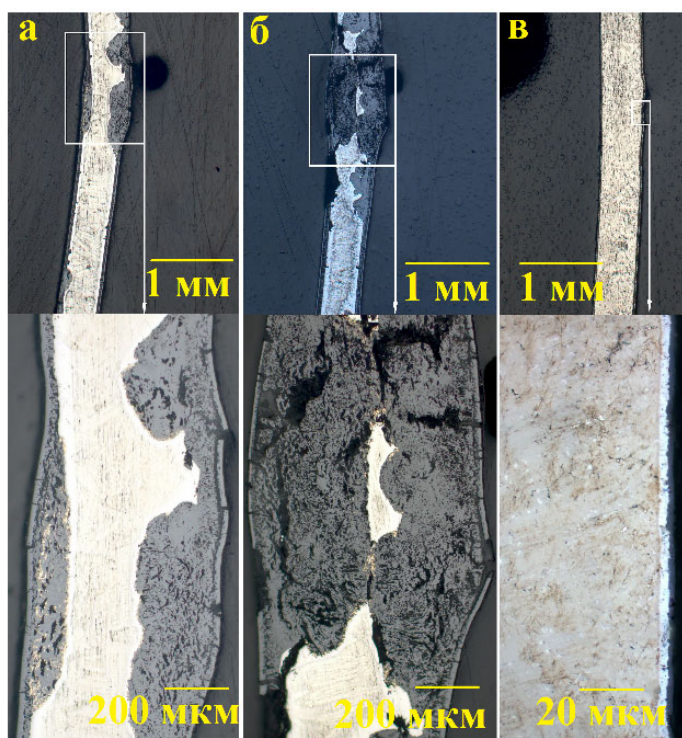


Рисунок 3. Микроструктура поперечного сечения лазерных сварных соединений после окисления: а и б – без покрытия, 2 и 10 мин, соответственно, в – с покрытием, 10 мин.

Наличие азота в атмосфере вызывает ускорение окисления, вызывает неоднородное окисление образцов по их поперечному сечению. Из-за высокой защитной способности Cr покрытия микроструктура образцов не претерпела

значительных изменений в области сварного шва и ЗТВ по сравнению с образцами, подвергшимся окислению.

Сравнение поведения сварных соединений при окислении показало, что морфология поверхности лазерных швов достаточно однородная ввиду оплавления поверхности сплава под действием лазерного излучения и равномерная для нанесения покрытий магнетронным распылением, микронных толщин. Иная ситуация происходит в случае контактной стыковой сварки, где избыток металла выдавливается на внешнюю поверхность сварного шва, что приводит к образованию значительных неоднородностей поверхности. Такой профиль не позволяет проводить конформное нанесение покрытий, толщиной несколько микрометров и/или более с помощью магнетронного распыления.

Дополнительные процедуры предварительной обработки, такие как травление в химических реактивах или в вакууме с использованием газоразрядных источников, могут быть рекомендованы для улучшения морфологии поверхности и увеличения адгезии покрытий к циркониевым сплавам в случае применения сварки.

Ключевая проблема применения Cr покрытия для защиты Zr сплавов при высокотемпературном окислении состоит в взаимной диффузии Cr и Zr с образованием эвтектического Cr-Zr слоя с температурой плавления ~ 1332 °C. Таким образом, между Cr покрытием и сплавом должен быть нанесен барьерный слой, а толщина такого слоя должна быть достаточной с учётом развитой морфологии поверхности оболочек и сварных соединений. В настоящее время предложены и изучаются диффузионные барьеры на основе металлов (Mo, Ta, Nb, Re), нитридов, оксидов и карбидов переходных металлов (CrN, ZrO₂, ZrN, TiC, ZrC и др.)

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Госкорпорации «Росатом» в рамках научного проекта 20-21-00037.

ОПЫТ МОДЕРНИЗАЦИИ ВЫСОКОПОТОЧНОГО РЕАКТОРА СМ

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.П. Малков, С.А. Сазонтов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Работающий с 1961 года высокопоточный исследовательский реактор СМ характеризуется высокой плотностью потока нейтронов и широким спектром экспериментальных возможностей. В конструкции реактора СМ впервые реализована идея получения высокой плотности потока тепловых нейтронов в замедляющей ловушке в центре активной зоны с жестким спектром нейтронов. В докладе приведены технические характеристики реактора и его экспериментальных устройств, показано его использование для облучения реакторных материалов в заданных условиях с целью изучения изменений их свойств и для получения и радионуклидов, в том числе трансплутониевых элементов (ТПЭ).

Отмечено, что реактор СМ является уникальным инструментом для проведения фундаментальных исследований природы материалов и элементарных частиц. В настоящее время совместно с ПИЯФ НИЦ «КИ» проводится эксперимент NEUTRINO-4 по изучению реакторной аномалии антинейтрино и стерильных нейтрино. В период с 2018 по 2019 гг в реакторе был наработан Cr-51 и создан уникальный источник мощностью более 3 МКи для Баксанской нейтринной обсерватории для проекта BEST. На основе ТПЭ, наработанных в реакторе СМ-3 в период с 60-х годов прошлого столетия по настоящее время, получен целый ряд новых сверхтяжёлых элементов в Объединенном институте ядерных исследований в г. Дубна. В настоящее время в реакторе проводится наработка ТПЭ в рамках программы получения сверхтяжёлых изотопов.

За годы эксплуатации реактор неоднократно реконструировался с целью расширения его экспериментальных возможностей и повышения безопасности эксплуатации. При этом существенные изменения были внесены в конструкцию активной зоны и отражателя, во все основные технологические системы реактора и экспериментальных устройств. Активная зона заменялась вместе с несущей конструкцией - центральной зоной.

На реакторе СМ разработана и выполняются Программа управления ресурсом, проводится контроль технического состояния систем и элементов важных для безопасности, строительных конструкций зданий и сооружений. По результатам комплексного обследования технического состояния систем и элементов, важных для безопасности срок службы реактора установлен до 2030 года включительно. Фактором, ограничивающим срок службы реактора, является ограниченный срок службы опоры центральной зоны реактора.

В докладе приведена информация о целях и основных технических решениях по модернизации активной зоны реактора СМ. Рассмотрены преимущества новой компоновки активной зоны по сравнению с предыдущей, показано расширение экспериментальных возможностей и увеличение объемов наработки изотопной продукции. Количество экспериментальных ячеек для высокопоточных облучений с плотностью потока нейтронов более $10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ выросло с 27 до 57, что значительно увеличивает наработку трансураниевых элементов и радионуклидов, таких как кобальт-60, селен-75, вольфрам-188, лютеций-177, стронций-89 и других.

Модернизированный реактор обладает большими экспериментальными возможностями и повышенной надежностью и безопасностью благодаря новой опорной конструкции центральной зоны, установленной взамен выработавшей ресурс; уменьшению количества органов регулирования и их исполнительных механизмов за счет отказа от наиболее эффективного центрального компенсирующего органа кольцевой формы в нейтронной ловушке и перераспределению его функций на четыре регулирующих органа, совмещающих функции аварийной защиты и регулирования; оснащению реактора современной электронной аппаратурой и исполнительными механизмами органов регулирования взамен морально и физически устаревших.

В докладе представлен ход работ по реализации дорожной карты проекта модернизации, в соответствии с которой реактор был остановлен в начале июля 2019 года. Все работы выполнены в установленные сроки, реализована программа исследований нейтронно – физических и теплогидравлических характеристик установки, подтверждено их соответствие проектным значениям. Показано, что требования радиационной безопасности при проведении работ полностью выполнены.

Выполненные работы позволяют продлить срок эксплуатации реактора за горизонт 2040 года.

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СМ С МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, А.А. Осипов

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.

ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА СМ В НАЧАЛЬНЫЙ ПЕРИОД РАБОТЫ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКИ

И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов,
С.А. Сазонтов, Р.З. Ханбиков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Для повышения эффективности использования реактора СМ-3, обеспечения требований безопасности и условий выполнения экспериментальных работ необходимо проводить систематический анализ его физических и эксплуатационных характеристик. Результаты анализа требуются для:

- обоснования выбора компоновки активной зоны перед каждой кампанией;
- разработки и совершенствования методик определения нейтронно-физических характеристик реактора;
- определения и обеспечения условий безопасного проведения испытаний;
- верификации расчетных методик;
- обоснования безопасности реактора; выявления проблемных вопросов.

В ходе модернизации активной зоны 2019-2020 гг увеличено количество ячеек для облучения мишеней в нейтронной ловушке, исключены центральные бериллиевые вкладыши и центральный компенсирующий орган, рабочие органы аварийной защиты системы управления и защиты заменены на рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности.

В докладе приведены основные подходы, применяемые при формировании компоновки активной зоны, и анализ физических и эксплуатационных характеристик реактора СМ-3.

После модернизации с момента пуска реактора в октябре 2020 года до декабря 2021 года было проведено 42 кампании: десять в 2020 году и тридцать две в 2021 году.

Во всех проведённых кампаниях заданный график работы реактора был обеспечен выбором загрузки активной зоны. Нарушений требований ядерной безопасности допущено не было.

РАЗРАБОТКА И ВАЛИДАЦИЯ МЕТОДИКИ РАСЧЁТА РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА ПО ДАННЫМ ПЕРВОГО ЭТАПА РАБОТЫ РЕАКТОРА СМ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ

И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов,
Н.Ю. Марихин, Р.З. Ханбиков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Физические и конструктивные особенности высокопоточного исследовательского реактора СМ [1] определяют значительную неравномерность энерговыделения в активной зоне реактора. Как следствие - высокая неравномерность выгорания топлива в ТВС. Отработавшие ТВС реактора СМ-3 используются затем в качестве рабочих ТВС бассейновых реакторов РБТ-6, РБТ-10/2. Выгорание топлива в ТВС реактора СМ-3 – важнейшая информация для формирования загрузки этих реакторов.

Для выполнения требований безопасности по неперевышению максимально допустимых значений энерговыделения в твэлах и увеличения точности расчета выгорания топлива необходимо знать распределение энерговыделения в активной зоне реактора СМ-3 в любой момент кампании. Изменение компоновки нейтронной ловушки, проведенное во время модернизации активной зоны в 2020 гг., привело к изменению основных физических характеристик активной зоны и обусловило необходимость разработки новой инженерной методики определения распределения энерговыделения и выгорания топлива в активной зоне реактора СМ-3, а также ее последующую валидацию.

Относительное энерговыделение в ТВС активной зоны определяется с помощью специально подобранных аппроксимирующих функций [2]. Константы (параметры) аппроксимирующих функций определяют путем минимизации отклонений значений, рассчитанных с использованием указанных функций, от соответствующих значений, рассчитанных с использованием пакета прикладных программ MCU-RFFI/A [3], для множества состояний активной зоны реактора СМ-3, отличающихся распределением топлива и глубиной погружения компенсирующих органов СУЗ. Реализация алгоритма расчета распределения энерговыделения и выгорания топлива в ТВС выполнена с помощью средств офисного программирования. Сервисная оболочка выполнена в электронных таблицах MS Excel, а алгоритм расчета – в виде встроенного макроса на языке Visual Basic.

Для валидации инженерной методики были использованы данные 42 кампаний, проведенных в 2020-2021 гг. после модернизации реактора СМ-3. Результаты расчета относительного энерговыделения и выгорания топлива, полученные с помощью инженерной методики и имитатора IMCOR_SM [4], разработанного на базе пакета прикладных программ MCU-RFFI/A, сравнивались между собой.

В качестве данных для анализа использовалась информация об истории облучения в активной зоне ТВС типа 184.08, 184.09, 184.10, включающая в себя даты кампаний, их количество, ячейки, в которых находились ТВС,

выгорание топлива на конец кампании, загрузку экспериментальных каналов (для ТВС типа 184.09 и 184.10).

В ходе проведенных исследований были получены следующие результаты:

- Отклонение результатов расчета энерговыделения и выгорания топлива с помощью инженерной методики от расчета в MCU-RFFI/A укладывается в метрологические характеристики инженерной методики расчета энерговыделения и выгорания в ТВС исследовательского реактора СМ-3. Корректировка параметров, входящих в алгоритм расчета, не требуется;
- При последовательном (более одной кампании) расчете выгорания топлива с помощью инженерной методики накапливается ошибка. Стоит отметить, что на практике последовательные расчеты с помощью инженерной методики не реализуются, так как параметры каждой кампании реактора по ее завершению пересчитываются с помощью прецизионной программы MCU-RFFI/A.
- Существует необходимость уточнения инженерной методики расчета энерговыделения и выгорания топлива в ТВС с учетом загрузки облучательных каналов ТВС типа 184.09 и 184.10, а также дополнительного исследования отклонения расчета выгорания топлива с помощью инженерной методики от расчета MCU-RFFI/A.

Расширенная неопределенность значений энерговыделения и выгорания топлива в ТВС, полученная по инженерной методике в сравнении с результатами прецизионного расчета, укладывается в метрологические характеристики инженерной методики. По результатам валидации, корректировка параметров аппроксимирующих зависимостей алгоритма расчета инженерной методики не требуется. Дальнейшие работы будут направлены на сбор и анализ новых данных по кампаниям. Также запланирована работа по модернизации инженерной методики, связанная с учетом влияния загрузки нейтронной ловушки и облучательных каналов ТВС типа 184.09 и 184.10 на распределение энерговыделения и выгорания топлива.

ИСПЫТАНИЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ, ТОПЛИВА И ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ИННОВАЦИОННЫХ РЕАКТОРОВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ СМ

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, Н.К. Калинина,
А.И. Долгов, П.С. Палачёв, Г.А. Ильиных

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» на ИЯУ СМ-3 выполняется широкий спектр работ по испытанию перспективных материалов, топлива и элементов активных зон инновационных реакторов. После модернизации реакторной установки

подготовлены и выполняются новые экспериментальные программы, большинство из которых ранее не имело аналогов.

В настоящее время на РУ СМ-3 проводятся следующие работы:

- испытания кандидатных конструкционных материалов для реакторов на солевых расплавах;
- разработка облучательных устройств и сопутствующих систем петлевой установки с естественной циркуляцией топливной соли;
- испытания макетов нетопливных компонентов и источников нейтронов;
- испытания высоконикелевых сплавов на релаксацию напряжения;
- испытания уран-циркониевого карбонитридного топлива;
- испытания топливных компактов с микросферическим топливом и образцов экспериментального графита для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов;
- разработка облучательных устройств и стендов для реакторных испытаний образцов кандидатных оболочечных конструкционных материалов для реактора ВВЭР-СКД.

При подготовке к испытаниям выполняются нейтронно-физические и теплофизические расчеты и разрабатываются новые экспериментальных устройства, обеспечивающие условия испытаний образцов материалов, топлива и различных компонентов активных зон проектируемых реакторов, разрабатываются стенды, обеспечивающие работу этих устройств при облучении в реакторе. Особое внимание уделяется анализу и обоснованию безопасности проведения реакторных экспериментов. Предварительно исследуют влияние устройств на эффекты реактивности, последствия разгерметизации облучательных устройств, возможный выход активных продуктов деления и другие параметры, важные для безопасности.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ КРИТИЧЕСКИХ СБОРОК МИР И СМ: РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МОДЕРНИЗИРОВАННОГО РЕАКТОРА СМ

А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Д.В. Фомин,
И.В. Митрофанов, А.М. Шараев, А.И. Рябцев

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 СМ-2 и МИР.М1 выполняют исследования по следующим направлениям:

- обоснование ядерной безопасной эксплуатации реакторов СМ и МИР с различными экспериментальными устройствами;
- определение нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов и устройств;
- выбор средств формирования режимов облучения и согласования заданных режимов испытаний ЭУ, одновременно облучаемых в реакторах;
- исследования в обоснование концепций модернизаций активных зон и принимаемых проектных решений;
- выполнение экспериментов с целью отработки методик расчета нейтронно-физических характеристик реакторов.

В докладе представлена информация об особенностях эксплуатации и опыте использования критических стендов (КС) АО «ГНЦ НИИАР». Приведены основные физические и конструкционные особенности критических сборок, направления проводимых исследований, применение получаемых результатов. Показаны перспективы дальнейшей эксплуатации существующего комплекса критстендов реакторов СМ и МИР.

Для обеспечения выполнения программы экспериментальных работ выполняются работы по поддержанию оборудования, систем, и элементов критстендов СМ-2 и МИР.М1 в работоспособном состоянии (проверки, ремонт, техническое обслуживание, ревизии, поверки), а также работы по техническому освидетельствованию и продлению ресурса.

Перспективы дальнейшего использования критических стендов реакторов СМ-2 и МИР.М1 связаны с:

- обоснованием проектных решений по планируемой модернизации реактора СМ;
- выбором безопасных условий проведения новых типов экспериментов на реакторе МИР;
- экспериментами под задачи верификации программных средств расчета нейтронно-физических характеристик исследовательских реакторов;
- входным контролем элементов (органы СУЗ, устройства из бериллия, отдельные облучательные устройства и т.д.), перед их установкой в реакторы СМ и МИР.

В ближайшие годы запланирована модернизация общей системы радиационного контроля критстендов, а также системы управления и защиты критсборки СМ для приведения в соответствие проекту модернизированного реактора СМ после получения соответствующего изменения в условия действия лицензии КС СМ-2.

Модернизация реактора СМ 2019-2020гг проведена с целью замены центральной опорной конструкции активной зоны, выработавшей свой ресурс, и расширения экспериментальных возможностей реактора путем изменения компоновки нейтронной ловушки. Изменение компоновки нейтронной ловушки оказывает влияние на нейтронно-физические характеристики активной зоны в целом, включая увеличение массы топлива в активной зоне, изменение профиля энерговыделения, эффективности органов СУЗ, эффектов реактивности (обратных связей) в балансе реактивности кампании реактора. Кроме того, изменены конструкция, количество и логика работы центральных органов системы управления и защиты (СУЗ).

С учетом значительных изменений физических характеристик реактора их расчетные значения требовалось подтвердить результатами экспериментальных исследований. Экспериментальные исследования выполнили на критической сборке (КС) – физической модели реактора СМ. Для проведения эксперимента был изготовлен макет сепаратора (трубный пучок для размещения облучаемых мишеней), а также центральные органы СУЗ новой конструкции.

В экспериментах определяли эффективности рабочих органов СУЗ, масштаб и закономерности изменения запаса реактивности и подкритичности при перегрузочных операциях в активной зоне, эффектов реактивности от изменения компоновки нейтронной ловушки, при перегрузке ТВС в активной зоне, а также при замене облучаемых материалов в сепараторе. Кроме того, экспериментально определяли максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения в типовых ячейках активной зоны.

По результатам экспериментальных исследований на КС СМ показано, что изменение компоновки нейтронной ловушки приводит к потере запаса реактивности, снижению эффективности РО КО, увеличению эффективности РО АЗ изменённой конструкции. Однако увеличением загрузки топлива в активной зоне можно компенсировать указанные потери. Суммарная эффективность РО СУЗ при компенсации потери реактивности от удаления бериллиевых вкладышей не ниже, чем при существующей компоновке. Суммарная компенсирующая способность угловых КО и зоны КО центральных РО СУЗ позволит обеспечить продолжительность кампании не ниже существующей при необходимом стартовом уровне подкритичности. Полученные коэффициенты неравномерности энерговыделения в типовых ячейках активной зоны в сравнении с результатами расчетных исследований будут использованы для последующего расчета параметров гидравлического профилирования расхода теплоносителя в активной зоне.

В дальнейшем по окончании работ по модернизации проведены подтверждающие и уточняющие экспериментальные исследования уже в рамках выполнения программы первичной загрузки топлива в активную зону и последующих комплексных испытаний СУЗ модернизированного реактора СМ. Определены градуировочные характеристики органов СУЗ, значения эффективностей РО СУЗ, запаса реактивности и подкритичности активной зоны. Подтверждено соответствие проектных характеристик экспериментально измеренным значениям. Определены эффекты реактивности при загрузке ЭУ. Измерено значение изотермического температурного эффекта реактивности, определены эффекты реактивности при перегрузке ТВС. При работе реактора на мощности 90 МВт в течение трех суток определен эффект стационарного отравления по ^{135}Xe , проведена оценка темпа потери реактивности на выгорание топлива. Измерен мощностной коэффициент реактивности для рабочего состояния топлива активной зоны перед плановым остановом реактора.

Результаты экспериментальных исследований подтвердили соответствие измеренных физических характеристик реактора СМ-3 с модернизированной активной зоной проектным значениям. Корректировка эксплуатационных пределов, пределов и условий безопасной эксплуатации в ООБ и эксплуатационной документации модернизированного реактора не требуется.

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 2017 г. исполнилось 50 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.

ФОРМИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ БЕЗОПАСНОГО ПРОВЕДЕНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ПЕТЛЕВЫХ ИСПЫТАНИЙ ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ

А.Г. Ещеркин, А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников, А.П. Малков,
А.В. Алексеев, Е.Е. Кузнецова, П.А. Зайченко, Р.А. Яшин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Реактор МИР разрабатывался для ресурсных петлевых испытаний твэлов и ТВС ядерных реакторов различного назначения. За время эксплуатации экспериментальные возможности реактора МИР были существенно расширены. В последнее время введены в эксплуатацию и успешно используются новые методики:

- испытаний твэлов в режимах с изменением мощности посредством перемещения поглощающих нейтроны экранов или твэлов за время от 1 с и более (1...30 мин);
- испытаний одиночных инструментованных твэлов в условиях перегрева, аварий с потерей теплоносителя при пониженном давлении;
- ампульных испытаний в водной, газовой или жидкометаллической среде.

При подготовке к испытаниям и эксплуатации экспериментальных устройств особое внимание уделяется анализу и обоснованию безопасности. Предварительно исследуют влияние загрузки экспериментальных устройств, перемещения поглощающих нейтроны экранов или топливных элементов на эффекты реактивности, последствия разрыва первого контура петлевой установки на реактивность и возможный перегрев твэлов, теплотехническую надёжность испытаний, возможный выход активных продуктов деления в контур петли и за его пределы и другие параметры, важные для безопасности.

В докладе представлены некоторые результаты анализа безопасности проведения петлевых испытаний в реакторе МИР. Показано сравнение результатов расчётных исследований параметров важных для безопасности с результатами экспериментальных исследований.

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ И АНАЛИЗ НАКОПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОБЛУЧЁННЫХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА МИР

П.А. Зайченко, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В результате эксплуатации ОИАЭ образуются радиоактивные вещества и радиоактивные отходы, которые в соответствии с международными нормами

и законодательством Российской Федерации должны отслеживаться по нуклидному составу и активности в государственной системе учета. Одним из ключевых документов, регламентирующим требования в данном направлении, являются ФНП «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16) [1]. В период с 2006 по 2017 год последовательно было утверждено три редакции названных ФНП: в 2007, 2012 и 2017 годах. Это позволяет сделать вывод о том, что в настоящий момент система государственного учета радиоактивных веществ (РВ) находится в стадии становления и текущего уточнения нормативных требований. Один из основных источников накопления РВ – отработавшее топливо (ОЯТ) ядерных реакторов. Согласно требований НП-067-16 необходим расчет накопления РВ, анализ нуклидного состава и учет накопившихся РВ в ОЯТ.

Топливо исследовательских реакторов по своим характеристикам отличается от топлива энергетических реакторов: высокое обогащение по ^{235}U (до 90%), материальный состав (например, диоксид урана в матрице из алюминиевого сплава), особенности эксплуатации ТВС в активной зоне (работа на разных уровнях мощности). Для обеспечения требований Правил – определения характеристик РВ (активность, масса, категория опасности) для целей учета и контроля – был разработан алгоритм, позволяющий определять данные характеристики для каждого нуклида, накапливаемого в облученной ТВС.

Существует три основных способа определения нуклидного состава – разрушающий, неразрушающий и расчетный. Несмотря на точность и чувствительность разрушающих методов, их практическое применение для определения нуклидного состава облученного топлива нецелесообразно по причине технических нюансов обращения с облученными образцами. Применение неразрушающих методов также не всегда возможно из-за интенсивного излучения от ТВС и возможных ситуаций, когда две близко расположенные гамма-линии нуклидов-осколков могут интерферировать друг с другом.

Таким образом, расчетные методы становятся основным инструментом для определения активности и нуклидного состава облученных ТВС. При этом неразрушающие и разрушающие методы могут быть использованы для практического подтверждения расчетных данных (например, анализ по отдельным нуклидам в облученной ТВС, с момента выгрузки которой в БВ прошло несколько лет).

Перед выполнением расчетов была проанализирована информация об условиях эксплуатации ТВС реактора МИР в активной зоне и нуклидном составе необлученной сборки.

После формирования перечня нуклидов «свежей» ТВС, для каждого из них формируется индивидуальная цепочка превращений при облучении с учетом возможных путей ветвления. Каждая такая цепочка заканчивалась стабильным нуклидом. В итоге была получена цепочка из нуклидов общим числом 359, из которых 104 нуклида стабильные. На заключительном этапе была определена продолжительность эквивалентной кампании, задаваемой таким образом, чтобы конечное выгорание топлива в ТВС было кратно 2 %. Конечный массив данных

был сформирован по результатам 30 расчетов масс и активности каждого нуклида в зависимости от выгорания топлива. Правила [1] также регламентируют процедуру проведения классификации контролируемых нуклидов по категории опасности. Категорирование проведено согласно методике, представленной в [1]. Реализован пересчет категории опасности при изменении активности нуклида вследствие его распада.

В алгоритме кроме указанных характеристик было реализовано определение следующих характеристик облученной ТВС:

- масса и активность конкретного нуклида в зависимости от выгорания топлива в сборке;
- поток β -частиц и γ -квантов с учетом поглощения излучения в материале оболочек и матрицы;
- поток α -частиц для оценки величины потока нейтронов, обусловленных реакцией (α, n) и спонтанным делением тяжелых ядер;
- тепловыделение облученной ТВС на всех этапах обращения с ней;
- температура на поверхности ТВС с учетом ее нахождения в водной и воздушной среде в случае, когда теплообмен осуществляется за счет радиационного теплообмена и естественной конвекции (консервативная оценка).

С целью оптимизации работы с большим массивом расчетных данных был предложен способ определения активности конкретного нуклида по зависимости от выгорания, представленной в виде полинома 4 степени. Коэффициенты полинома для определения активности по каждому нуклиды сведены в единую таблицу. Для определения массы конкретного нуклида, оптимальным вариантом будет использование переводных коэффициентов, позволяющих при известной активности определить значение массы нуклида в граммах. Переводной коэффициент рассчитывается как отношение активности нуклида к его массе и не зависит от времени выдержки и глубины выгорания топлива.

Для наглядности представления результатов определения параметров поля излучений энергетический диапазон излучения (излучаемых с поверхности β -частиц и γ -квантов) был разбит на несколько поддиапазонов. Представлены кривые спада потока излучения для β -частиц и γ -квантов для различного выгорания. Результаты анализа можно представить кратко в виде таблиц 1, 2.

Таблица 1 – Энергетическое распределение излучаемых γ -квантов в зависимости от времени выдержки

Время выдержки, лет	Вклад γ -квантов различных энергий (МэВ) в излучаемый поток, %				
	до 0,10	0,10÷0,25	0,25÷0,50	0,50÷1,00	более 1,00
1	1,44	3,72	0,67	20,71	73,46
3	2,39	3,56	0,40	38,56	55,09
5	3,43	1,71	0,63	76,07	18,16
10	4,31	0,27	0,39	94,42	0,61
15	4,44	0,20	0,22	94,86	0,28

Таблица 2 – Энергетическое распределение излучаемых β -частиц в зависимости от времени выдержки

Время выдержки, лет	Вклад β -частиц различных энергий (МэВ) в излучаемый поток, %				
	до 0,10	0,10÷0,25	0,25÷0,50	0,50÷1,00	более 1, 00
1	~0,00	~0,00	~0,00	0,12	99,87
3	~0,00	~0,00	~0,00	0,60	98,40
5	~0,00	~0,00	~0,00	3,02	96,98
10	~0,00	~0,00	~0,00	13,70	86,30
15	~0,00	~0,00	~0,00	12,05	87,95

Параллельно определению характеристик поля излучения была решена задача по расчету суммарной поглощаемой и излучаемой энергии в зависимости от времени выдержки и достигнутого выгорания ТВС. Результаты решения данной задачи являются основой для определения тепловыделения и температуры облученной ТВС. Проанализирован вклад нуклидов, дающих наибольший вклад в общую активность и излучение/поглощение энергии среди всех контролируемых нуклидов.

Формулы Вигнера и Вей или Унтермейера и Вейлса не позволяют корректно оценить величину остаточного тепловыделения облученных ТВС ИР поскольку они не учитывают тип топлива и условия его эксплуатации. Мощность ИР определяется экспериментальными задачами и может в течение кампании изменяться и это надо учитывать при расчете накопления РВ. Для ТВС исследовательского реактора также нельзя применять коэффициенты для пересчета тепловыделения, указанные, например, в [2]. Поэтому были разработаны переводные коэффициенты для определения тепловыделения каждого контролируемого нуклида в облученной ТВС реактора МИР с учетом поглощения в материале сборки.

Для определения температур материалов облученной ТВС были выбраны две основные среды выдержки – вода и воздух. ТВС была смоделирована в программном комплексе SolidWorks, геометрические и материальные свойства в целом идентичны реальной ТВС. В качестве исходных данных были выбраны:

- температура окружающей среды принята равной 35 °С;
- естественная циркуляция воздуха/воды;
- величина тепловыделения в диапазоне 0 до 5,5 кВт;

На основе результатов детальных расчетов для оперативности определения температур облученной ТВС был предложен упрощенный алгоритм с аппроксимационными кривыми в виде полиномов 4-ой степени, представленные в виде таблиц и графиков.

Анализ полученных данных по выходу нейтронов в зависимости от канала образования показал, что основной вклад в формирование нейтронного излучения от облученной ТВС вносит протекание реакции (α , n) с $E_\alpha > 5$ МэВ на ядрах алюминия.

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 52 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 2021 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 работы по проекту технического перевооружения ИЯУ БОР-60. Основными задачами данного проекта являются продление срока эксплуатации реакторной установки и повышение безопасности. Кратко приведены результаты комплексного обследования технического состояния и оценка остаточного ресурса оборудования и систем, важных для безопасности ИЯУ БОР-60.

Срок эксплуатации ИЯУ БОР-60 продлен до 31.12.2025 и 14.01.2020 получена лицензия на право эксплуатации со сроком действия до 31.12.2025

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

СИСТЕМА ДИНАМИЧЕСКОГО ИЗМЕРЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОГО ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ

А.Д. Авдеев, С.Н. Мухин, В.Ю. Шоров, С.П. Котков, Д.А. Юнин, С.А. Кимяев

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров

При проведении исследований на ядерно-физических установках РФЯЦ-ВНИИЭФ применяется аттестованная по отрасли методика РИД-Н [1,2] (Радиационные Испытания и Дозиметрия - Нейтронный компонент излучения),

позволяющая определять значения эффективного (эквивалентного) флюенса нейтронов. В методике РИД-Н под эффективным флюенсом нейтронов, при облучении на источнике с произвольным спектром, понимается флюенс источника нейтронов, выбранного в качестве эталона (нейтронной метрики), воздействие которого приводит к эквивалентному изменению электрических свойств полупроводникового материала детектора.

В качестве детекторов в методике используются кремниевые биполярные транзисторы n-p-n структуры, радиационная чувствительность которых предварительно градуируется в поле эталонного источника. При рабочем применении детектор облучается в пассивном состоянии, измерения с детекторами выполняются после облучения, что позволяет получать только интегральные за весь временной промежуток значения флюенса нейтронов и требует обязательного доступа к детектору после проведения испытаний.

Для проведения оперативных измерений в физических опытах или когда детектор по каким-либо причинам нельзя извлечь после проведения эксперимента, необходим дистанционный вариант методики, для этого была разработана система динамического измерения эффективного флюенса нейтронов (СДИФ).

Основным параметром СДИФ является значение коэффициента усиления по току транзистора, измеряемое в процессе воздействия ионизирующего излучения при включении транзистора по схеме с общим эмиттером.

В соответствии со схемой измерения была разработана измерительная система на базе оборудования National Instruments. СДИФ состоит из измерительной аппаратуры на основе крейта National Instrument, управляемого источника питания, коммутационных блоков и биполярного транзистора. СДИФ работает под управлением программного обеспечения, разработанного на базе LabVIEW NI. В докладе представлены результаты, полученные с использованием СДИФ в статических пусках исследовательского ядерного реактора ВИР-2М.

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, В.В. Афанасьев

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.

Продолжается работа по модернизации и замене систем и элементов, важных для безопасности реакторной установки, в соответствии с программой работ по подготовке к продлению срока эксплуатации ИЯУ РБТ-10/2. В настоящее время выполнен большой комплекс работ по замене элементов и оборудования с истекшим сроком эксплуатации, что позволило продлить срок службы реактора РБТ-10/2 до 2027г.

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 31.12.2030 г.

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, в том числе реализация инвестиционного проекта «Модернизации участка ядерного легирования кремния на здании 103 и создание участка подготовки минералов к облучению и обработки облученных минералов на здании 106. Горностай». 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 объеме программ экспериментальных работ.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ХРАНЕНИИ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК В ШАХТЕ-ХРАНИЛИЩЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ИВВ-2М С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ

Д.Е. Шумков, В.С. Новгородский

АО «ИРМ», г. Заречный

Важнейшим условием приемлемости использования ядерных установок является обеспечение их безопасности, в том числе – ядерной. Безопасность ядерной установки, обеспечивается с помощью применения ряда последовательных

барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления в окружающую среду. Одной из целей обеспечения ядерной безопасности исследовательских ядерных реакторов (ИЯР) является предотвращение повреждения оболочек твэлов при хранении облученных топливных сборок (ОТВС) в бассейнах выдержки.

Надежное охлаждение ОТВС в бассейнах выдержки обеспечивается рядом технологических систем, а также за счет применения систем безопасности. Однако, в ходе развития последствий аварии на АЭС Фукусима-1, произошла разгерметизация оболочек твэлов ОТВС в бассейне выдержки при потере электроснабжения, в связи с этим необходимо уделять пристальное внимание обеспечению надежного отвода остаточного тепла от бассейнов выдержки ОТВС.

В представленном докладе проводится обзор работ по разработке системы пассивного отвода тепла шахты-хранилища (бассейна выдержки) ОТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М. Система позволяет повысить безопасность при хранении ОТВС в шахте-хранилище и обеспечить надежный теплоотвод, в том числе при полном обесточивании собственных нужд.

Проведенные расчетно-экспериментальные исследования включают в себя:

- построение твердотельной модели оборудования и шахты-хранилища;
- моделирование теплогидравлических процессов при нормальных условиях эксплуатации ШХ с различной загрузкой ОТВС, включая полную выгрузку активной зоны ИР;
- оценку рассеивания остаточного тепловыделения через конструкции, окружающие шахту-хранилище, за счет теплопроводности;
- разработку конструкции и изготовление специальной штанги с термопарами для проведения экспериментальных исследований;
- экспериментальные исследования изменения температуры теплоносителя в характерных точках шахты-хранилища при различных нагрузках ОТВС и режимах работы штатной системы расхолаживания, с имитацией режима полного обесточивания;
- проведение расчета и анализ зависимости мощности остаточных тепловыделений ОТВС от глубины выгорания и времени выдержки в шахте-хранилище;
- разработку концептуальной схемы системы пассивного теплоотвода от шахты-хранилища, работающей по принципу термосифонов;

Для моделирования теплогидравлических процессов использовался программный комплекс САПР SolidWorks, а также Siemens NX.

Для верификации результатов моделирования и оптимизации характеристик разрабатываемой системы пассивного теплоотвода шахты-хранилища производятся работы по созданию экспериментальной установки в учебно-тренировочном комплексе кафедры «Атомные станции и ВИЭ» УрФУ

ОПЫТ ОРГАНИЗАЦИИ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА В ПЕРИОДЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ДЛИТЕЛЬНОГО ОСТАНОВА РЕАКТОРА ИР-50

В.А. Юрманов, Е.В. Юрманов, А.В. Алешин,
Н.С. Калашников, Ю.С. Глазунов

АО «НИКИЭТ», г. Москва

Исследовательский ядерный реактор (ИЯР) ИР-50 бассейнового типа построен в 1959-1960 годах. С 1994 года ИЯР ИР-50 эксплуатируется в режиме длительного останова, а облученные тепловыделяющие сборки (ОТВС) выгружены из активной зоны в бак-хранилище (БХ) с химически обессоленной водой. В режиме длительного останова ИЯР ИР-50 во вспомогательном контуре организована очистка воды БХ посредством её рециркуляции через штатные ионитные фильтры (ИФ) с последующим возвратом в БХ, а также обеспечена возможность периодического отбора проб.

Для минимизации коррозионной агрессивности воды в БХ, а также уменьшения эксплуатационных затрат и отходов при хранении ОТВС в течение длительного останова ИР-50 разработан водно-химический режим (ВХР) БХ, поскольку отраслевым стандартом ОСТ 95 10134-91 не определены требования к качеству теплоносителя в периоды длительных стоянок ИЯР. ВХР предусматривает еженедельное включение принудительной циркуляции воды БХ через ИФ с последующим отбором проб воды из БХ на анализ, включая измерения показателя рН, удельной электропроводимости (УЭП), общей жёсткости и концентрации хлорид-иона, а также удельной активности реперных продуктов деления: Sr-90 и Cs-137. Кроме того, ежемесячно измерялись концентрации продуктов коррозии железа и алюминия. В таблице представлены контрольные уровни показателей качества воды БХ в период длительного останова ИР-50.

Таблица

**Контрольные уровни показателей воды БХ после её очистки
в период длительного останова ИР-50**

Показатель качества	Контрольные уровни	Периодичность контроля
Показатель рН при 25°С	5,5...7,1	еженедельно
УЭП при 25°С, не более	1,5	еженедельно
Общая жёсткость, мкг-экв./л, не более	0,5	еженедельно
Концентрация хлорид-иона, мкг/л, не более	20	еженедельно
Концентрация железа, мкг/л, не более	20	ежемесячно
Концентрация алюминия, мкг/л, не более	50	ежемесячно
Удельная активность Sr-90, Бк/л, не более	4	еженедельно
Удельная активность Cs-137, Бк/л, не более	10	еженедельно

Результаты ретроспективного анализа данных химического контроля показывают, что оптимизация стояночного ВХР обеспечила устойчивое поддержание требуемого качества воды в БХ. Анализ данных химического контроля воды БХ в период длительного останова ИР-50 (1994-2020 гг.) показывает, что:

- высокая чистота воды в БХ подтверждается сохранением УЭП в диапазоне 1,0-1,5 мкСм/см, что сравнимо с качеством реакторной воды ИР-50 при непрерывной работе ионитных фильтров её очистки;
- концентрации железа и алюминия в воде БХ находятся на низком уровне до 2-3 мкг/л, что свидетельствует о низкой интенсивности процессов коррозии ОТВС и стальных элементов ИР-50;
- отсутствие значимых всплесков активности реперных радионуклидов в воде БХ подтверждает сохранение герметичности топливных оболочек ОТВС.

С целью оценки коррозионной агрессивности и эффективности очистки на ИФ воды БХ выполнен расширенный сравнительный контроль её качества до и после очистки. Результаты этого анализа свидетельствуют о низком содержании в воде БХ не только хлорид-ионов, но и других коррозионно-активных примесей, включая сульфат-ионы. Это обуславливает низкую коррозионную агрессивность воды БХ по отношению к алюминиевому сплаву и сталям ОТВС, а также оборудованию и трубопроводам БХ и вспомогательного контура.

Сорбционная эффективность ИФ установки очистки вспомогательного контура ИР-50 обеспечивает снижение микроконцентраций в воде БХ хлорид-иона в 7 раз, сульфат-иона – вдвое, общего органического углерода (ООУ) в 9 раз и полное удаление нитрат-иона. Общее солесодержание воды БХ не превышает 0,25 мг/л, показатель рН составляет 5,7-6,1 по сравнению с контрольным диапазоном 5,0-7,0, концентрация хлорид-иона не превышала 15 мкг/л по сравнению с контрольным уровнем 50 мкг/л, концентрация нитрат-иона не превышала 8 мкг/л, концентрации фторид-иона, бромид-иона, нитрит-иона не превышали 1 мкг/л. Низкие концентрации ООУ (до 0,06 мг/л) и сульфат-иона (до 0,03 мг/л) свидетельствуют об отсутствии существенного вымывания продуктов деструкции ионитов в фильтрат при очистке воды БХ.

Результаты анализа ведения ВХР ИР-50 за период эксплуатации наряду с проведенным в 2019-2020 годах визуально-измерительным контролем оборудования и трубопроводов систем использованы для обоснования эксплуатации ИЯР ИР-50 в режиме окончательного останова до 2025 года и далее вплоть до вывоза ОТВС при сохранении качества воды БХ на текущем уровне.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

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

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» — акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (г. Обнинск).

АО «ГСПИ» — акционерное общество «Государственный специализированный проектный институт» (г. Москва).

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

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

АО «НИФХИ им Л.Я. Карпова» — акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (г. Обнинск).

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).

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (г. Томск).

ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет "Московский энергетический институт"» (г. Москва).

ФГБУ «ГНЦ — ФМБЦ им. А.И. Бурназяна» ФМБА России — федеральное государственное бюджетное учреждение «Государственный научный центр Российской Федерации — Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» Федерального медико-биологического агентства России (г. Москва).

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

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

СОДЕРЖАНИЕ

О состоянии безопасности исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР» в 2021 году. А.О. Воробей, В.В. Серебряков, И.Н. Старикова, М.А. Соловьёв (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	3
Нормативное регулирование безопасности исследовательских ядерных установок: текущее состояние и направления развития. А.В. Курындин, А.М. Киркин, С.В. Синегрибов, М.Ю. Карякин (ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва).....	5
Анализ нарушений в работе исследовательских ядерных установок России в 2021 году. М.А. Соловьёв, Н.Н. Матросова, А.Ю. Седин, А.Л. Демидов, К.В. Федупин, Н.А. Калиновская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	5
Итоги работы исследовательского ядерного реактора ИВВ-2м за 2021 год. В.С. Новгородский, А.М. Роговский, А.В. Бутаков (АО «ИРМ», г. Заречный)	7
О состоянии ядерной и радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. М.Н. Аникин, А.А. Яничев, А.Г. Наймушин, О.М. Худолева, П.Н. Худолеев (ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск)	8
Обеспечение безопасности исследовательской ядерной установки ВВР-ц АО «НИФХИ имени Л.Я. Карпова». О.Ю. Кочнов, А.А. Овсянников, А.Н. Филичкин (АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск)	9
Опыт эксплуатации и расширение экспериментальных возможностей исследовательской ядерной установки ИР-8. А.В. Албул, Д.В. Андреев, А.В. Бабенко, Д.Ю. Ерак, Н.В. Хмызов (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва).....	10
Итоги технического перевооружения комплекса критических сборок быстрых физических стенов. В.Г. Двухшерстнов, А.М. Жуков, И.П. Матвеев (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск).....	10
Контроль параметров реактора БОР-60, важных для ядерной безопасности, в процессе текущей эксплуатации. В.Ю. Анисимов, А.Е. Дьяченко, И.Ю. Жемков, А.П. Малков, Ю.В. Набойщиков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	14
Расчёты динамического деформирования блока НБ-1П реактора БР-К1М. Д.Н. Ткаченко, Н.В. Лопухов, К.Г. Плужян (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров)	18
Наработка изотопов трансплутониевых элементов в модернизированном реакторе СМ. В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, А.Л. Петелин, А.П. Малков, С.А. Сазонтов, А.В. Пайдулов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	18
О радиационной безопасности медицинского персонала в ядерной медицине. Ю.Д. Удалов, Т.В. Шаропова (ФГБУ «ФНКЦР и О» ФМБА России, г. Димитровград)	22
О разработке нормативного документа по обеспечению радиационной безопасности исследовательских ядерных реакторов. А.В. Симаков, Ю.В. Абрамов, Н.Л. Проскуракова (ФГБУ «ГНЦ — ФМБЦ им. А.И. Бурназяна» ФМБА России, г. Москва)	23

Организация проведения периодических медицинских осмотров на базе ФГБУ «ФНКЦР и О» ФМБА России и анализ состояния здоровья сотрудников АО «ГНЦ НИИАР», в том числе персонала, эксплуатирующего исследовательские ядерные установки. С.Б. Пермякова, Ю.Д. Удалов (ФГБУ «ФНКЦР и О» ФМБА России, г. Дмитровград)	26
Перспективный растворный импульсный реактор. Д.А. Юнин, А.Д. Авдеев, Л.С. Богомолова, В.Ю. Волгутов, Н.И. Волокитин, Л.Ю. Глухов, А.Р. Дягель, С.А. Кораблев, А.А. Кубасов, Н.В. Лопухов, Н.И. Москвин, А.А. Пикулев, С.Л. Турутин, В.Х. Хоружий, Н.А. Шлячков (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров)	29
Проектирование реакторного комплекса в составе Центра ядерных исследований и технологий в Боливии. С.В. Осипович, И.В. Дворяшин, С.С. Миронов (АО «ГСПИ», г. Москва).....	30
К вопросу об обеспечении радиационной безопасности при проектировании реакторного комплекса в Центре ядерных исследований и технологий на территории многонационального государства Боливия. А.С. Аксенова, А.И. Радаев (АО «ГСПИ», г. Москва)	31
К вопросу об обеспечении радиационной безопасности при проектировании исследовательской ядерной установки на базе многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР. А.С. Аксенова, А.И. Радаев (АО «ГСПИ», г. Москва)	33
Создание исследовательской ядерной установки с многоцелевым исследовательским реактором на быстрых нейтронах МБИР. С.И. Новиков, С.А. Киверов, В.И. Черевко (АО «ГНЦ НИИАР», г. Дмитровград)	34
Нейтронно-физические характеристики реактора ПИК с комплектом тепловыделяющих сборок ПИК-2. В.И. Мороко ¹ , В.Е. Попов ¹ , А.А. Мясников ² , С.Р. Фридман ³ , А.С. Захаров ³ (¹ АО «НИКИЭТ», г. Москва; ² ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва; ³ ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт" — ПИЯФ», г. Гатчина)	36
Подходы к теплофизическому обоснованию применимости толерантного топлива для атомных электростанций. И.А. Молотова ^{1,2} , А.Р. Забиров ^{1,2} , Д.А. Яшников ¹ , С.А. Шевченко ¹ (¹ ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва; ² ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"», г. Москва).....	37
Испытания в реакторе БОР-60 топлива, материалов и элементов инновационных реакторов. И.Ю. Жемков, Ю.М. Крашенинников, Ю.В. Набойщиков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Дмитровград).....	40
Нанесение защитных хромовых покрытий на внешнюю оболочку твэла для предотвращения её окисления при потере теплоносителя. Д.В. Сиделёв, М.С. Сыртанов, Е.Б. Кашкаров (ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск)	43
Опыт модернизации высокопоточного реактора СМ. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.П. Малков, С.А. Сазонтов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Дмитровград).....	46
Эксплуатация исследовательской ядерной установки СМ с модернизированной активной зоной. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, А.А. Осипов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Дмитровград).....	48

Обоснование выбора загрузки активной зоны и обеспечение ядерной безопасности при эксплуатации реактора СМ в начальный период работы после модернизации нейтронной ловушки. И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, С.А. Сазонтов, Р.З. Ханбиков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	49
Разработка и валидация методики расчёта распределения энерговыделения и выгорания топлива по данным первого этапа работы реактора СМ после модернизации. И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, С.А. Сазонтов, Р.З. Ханбиков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	50
Испытания перспективных материалов, топлива и элементов активных зон инновационных реакторов в исследовательской ядерной установке СМ. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, Н.К. Калинина, А.И. Долгов, П.С. Палачёв, Г.А. Ильиных (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	51
Опыт эксплуатации критических сборок МИР и СМ: результаты экспериментальных исследований физических характеристик модернизированного реактора СМ. А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Д.В. Фомин, И.В. Митрофанов, А.М. Шараев, А.И. Рябцев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	52
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).....	55
Формирование условий безопасного проведения в реакторе МИР петлевых испытаний элементов активных зон ядерных реакторов различного назначения. А.Г. Ещеркин, А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников, А.П. Малков, А.В. Алексеев, Е.Е. Кузнецова, П.А. Зайченко, Р.А. Яшин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	56
Радиационные характеристики и анализ накопления радиоактивных веществ в облучённых тепловыделяющих сборках реактора МИР. П.А. Зайченко, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	56
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).....	60
Система динамического измерения эффективного флюенса нейтронов. А.Д. Авдеев, С.Н. Мухин, В.Ю. Шоров, С.П. Котков, Д.А. Юнин, С.А. Кимяев (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров)	60
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, В.В. Афанасьев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	61
Обеспечение безопасности при хранении отработавших тепловыделяющих сборок в шахте-хранилище исследовательской ядерной установки ИВВ-2М с использованием системы пассивного расхолаживания. Д.Е. Шумков, В.С. Новгородский (АО «ИРМ», г. Заречный)	62
Опыт организации водно-химического режима в периоды эксплуатации и длительного останова реактора ИР-50. В.А. Юрманов, Е.В. Юрманов, А.В. Алешин, Н.С. Калашников, Ю.С. Глазунов (АО «НИКИЭТ», г. Москва).....	64
Названия организаций.....	66

Научное издание

XXII РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

(г. Димитровград, 24–27 мая 2022 г.)

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина

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

Подписано в печать 28.04.2022. Формат 60×84/16.

Уч.-изд. л. ~ 4,07. Усл. печ. л. 4,25. Ризография.

Гарнитура Arial, Arial Narrow, Myriad Pro, Myriad Pro Cond, Times New Roman.

Тираж 100 экз. Заказ № 578.

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 978-5-94831-202-6



9 785948 312026