



ГНЦ НИИАР



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



## XXI РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ «БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

г. Димитровград, 20–24 мая 2019 г.

# ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград  
2019

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ  
«РОСАТОМ»

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

**XXI РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ**

**«БЕЗОПАСНОСТЬ  
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»**

(г. Димитровград, 20–24 мая 2019 г.)

**ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ**

Димитровград  
2019

УДК 621.039.58

ГРНТИ 58.33.02

ББК 31.46

XXI Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 20–24 мая 2019 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 40 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XXI Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 20–24 мая 2019 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). 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 исследовательских реакторов (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»), 2019

ISBN 978-5-94831-176-0

# **ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОДЛЕНИИ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

С.А. Адамчик, С.С. Кречетов, М.О. Шведов

Госкорпорация «Росатом», Москва

В рамках выполнения федеральных норм и правил «Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии» (НП-024-2000), которые устанавливают основные критерии и требования к безопасности для возможности продления срока эксплуатации объектов использования атомной энергии (далее — ОИАЭ) сверх назначенного срока эксплуатации и получения лицензии Ростехнадзора на эксплуатацию на дополнительный срок, представлен действующий в Госкорпорации «Росатом» порядок рассмотрения документов эксплуатирующих организаций в части выполнения требований к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации ОИАЭ.

Рассмотрены действия эксплуатирующих организаций для продления срока эксплуатации ОИАЭ сверх назначенного (или 30-летнего) срока эксплуатации.

Отмечается, что НП-024-2000 распространяются на все действующие ОИАЭ, кроме блоков атомных электрических станций и объектов использования атомной энергии военного назначения.

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

А.В. Курындин<sup>1</sup>, А.М. Киркин<sup>1</sup>, М.Ю. Карякин<sup>1</sup>,  
А.И. Сапожников<sup>2</sup>, Д.Н. Поляков<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

<sup>2</sup>Ростехнадзор, г. Москва

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

В 2018 году завершена разработка проектов федеральных норм и правил в области использования атомной энергией (далее — ФНП) «Требования к содержанию плана мероприятий по защите персонала в случае аварии

на исследовательских ядерных установках» (взамен НП-075-06) и «Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи исследовательским ядерным установкам в случаях радиационно опасных ситуаций» (выпускаются впервые). Ожидается, что упомянутые проекты ФНП будут утверждены и вступят в силу в течение 2019 года.

Кроме того, в 2019 году в ФБУ «НТЦ ЯРБ» начаты разработка проекта изменений в НП-027-10 «Положение о порядке учета и расследования нарушений в работе исследовательских ядерных установок» и разработка новых ФНП «Требования к управлению ресурсом систем и элементов, важных для безопасности исследовательских ядерных установок. Основные положения». Вместе с тем, выполняется анализ действующих НП-009-17 «Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов», НП-008-16 «Правила ядерной безопасности критических стендов», НП-048-03 «Правила ядерной безопасности импульсных исследовательских ядерных реакторов», НП-049-17 «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок», НП-059-05 «Правила ядерной безопасности подкритических стендов. ПБЯ ПКС-2005» и НП-092-14 «Периодическая оценка безопасности исследовательских ядерных установок» на соответствие требованиям нормативных правовых актов Российской Федерации, рекомендациям МАГАТЭ и других международных организаций.

В докладе приведены основные результаты за 2018 год и планы по развитию системы нормативных правовых актов по безопасности исследовательских ядерных установок.

## **БЕЗОПАСНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ И МОДЕРНИЗАЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»**

А.С. Курский

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

В докладе представлены основные технические и организационные мероприятия, направленные на безопасную эксплуатацию и модернизацию исследовательских ядерных установок НИЦ «Курчатowski институт» в 2018г.

В НИЦ «Курчатowski институт» расположены 7 исследовательских ядерных реакторов (один реактор выводится из эксплуатации), 12 критических ядерных стендов, а также более 70 других объектов использования атомной энергии (ОИАЭ). Обеспечение безаварийной эксплуатации ОИАЭ, которые расположены в черте города Москва, является приоритетной задачей в НИЦ «Курчатowski институт».

Организационно-технические мероприятия по модернизации исследовательских ядерных установок (ИЯУ) в течение 2018 г. включали в себя проектные работы, внесение изменений в условия действующих лицензий Ростехнадзора на эксплуатацию ИЯУ, монтажно-строительные и пусконаладочные работы.

В докладе также приведены планы дальнейшего использования и модернизации ИЯУ, особенности взаимоотношений с надзорными организациями.

## **РАДИАЦИОННОЕ СОСТОЯНИЕ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА ИВВ-2М ПРИ НАРУШЕНИЯХ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ**

А.А. Дьяков, Д.В. Марков

АО «ИРМ», г. Заречный

Проанализированы данные системы контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов реактора ИВВ-2М в период 2007–2009 годов, до и после нарушений нормальной эксплуатации («происшествий») с разгерметизацией твэлов в активной зоне реактора, имевших место 13 июля, 20 августа и 14 декабря 2007 г. Целью анализа являлась оценка изменения нуклидного состава теплоносителя первого контура реактора во внештатных ситуациях для выработки рекомендаций по обеспечению радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора.

Анализ позволил выявить некоторые закономерности и сделать определенные выводы. Происшествия отличались масштабом радиационных последствий. Первое происшествие практически не повлияло на радиационное состояние первого контура. Второе и третье происшествия серьезно ухудшили это состояние, они имели долговременные последствия в плане повышения активности теплоносителя, выброса в вент.трубу, ухудшения чувствительности системы контроля герметичности оболочек по запаздывающим нейтронам. В первой половине 2007 года, до происшествий, активность теплоносителя не превышала значения  $1,8 \cdot 10^7$  Бк/л (0,5 мКи/л) и на 90 % определялась активированными продуктами коррозии алюминия —  $^{24}\text{Na}$  и  $^{27}\text{Mg}$ . После второго и третьего происшествий активность теплоносителя возросла на два порядка и наполовину определялась активностью короткоживущих продуктов деления.

Характер изменения концентрации  $^{235}\text{U}$  в теплоносителе свидетельствует о том, что во время происшествий уран поступал в теплоноситель первого контура как в ионной, так и дисперсной форме (просьпы топлива). Растворенный уран достаточно быстро сорбировался гидроксидом алюминия на поверхностях твэлов, а просьпы топлива осели в застойных зонах в баке реактора и стали источником долговременного поступления урана в теплоноситель первого контура.

Замена «старых» ТВС на «свежие» позволила снизить активность теплоносителя, но не кардинально и ненадолго. Для кардинального улучшения радиационного состояния первого контура реактора необходима дезактивация бака реактора и внутрибакового оборудования, сориентированная на удаление гидроксида алюминия и просыпей топлива из застойных зон, а также отмывка ТВС.

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

Ю.М. Крашенинников, Л.Б. Нечаев, 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 49 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 2018 году.

Коротко рассмотрены основные направления проводимых экспериментальных работ и приведена информация о загрузке реактора экспериментальными устройствами. На РУ БОР-60 продолжались работы по испытаниям топливных, поглощающих и конструкционных материалов в обоснование технических проектов реакторов БРЕСТ-ОД-300, БН-1200 и материалов ВКУ ВВЭР.

Приведены результаты работ по повышению безопасности и обоснованию продления срока эксплуатации элементов и систем РУ.

Для продления срока эксплуатации реактора проводится его техническое перевооружение. Это позволит продлить срок эксплуатации реакторной установки БОР-60 до ввода в эксплуатацию, планируемого к сооружению реактора МБИР, что позволит избежать временных разрывов в проведении экспериментальных программ.

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

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕАКТИВНОСТИ ПРИ «ХОЛОДНЫХ» ИЗМЕРЕНИЯХ ПО ПОКАЗАНИЯМ ОДНОГО НЕЙТРОННОГО ДЕТЕКТОРА

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

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Для оценки физических характеристик активных зон транспортных РУ в процессе их эксплуатации не реже одного раза в год проводятся нейтронно-физические испытания (НФИ), которые позволяют уточнить оставшийся энергоресурс активной зоны, а также подтвердить исправность каналов нейтронного контроля и органов компенсации реактивности.

При проведении данных измерений на действующих реакторных установках применяется нештатный реактиметр, подключаемый к имеющейся резервной ионизационной камере. Расположение резервной ионизационной камеры определяется проектом установки и является фиксированным.

Использование для вычисления реактивности сигнала единственной ионизационной камеры приводит к появлению «пространственного» эффекта, вызванного изменением эффективности детектора при изменении реактивности системы. На практике эффект выражается в искажении вычисленного значения реактивности.

При определении нейтронного потока несколькими детекторами, распределенными сравнительно равномерно вокруг изучаемой размножающей системы эффект значительно слабее, т.к. пространственное перераспределение нейтронного потока приводит к повышению эффективности одних детекторов и снижению других, суммарная же эффективность всех детекторов при этом остается практически неизменной.

Для корректного вычисления реактивности по показаниям одной ионизационной камеры предложен алгоритм поиска коэффициента, учитывающего изменение ее эффективности. За оптимальный принимается коэффициент, обеспечивающий наименьшее изменение реактивности после внесения возмущения.

Предложенный алгоритм был проверен экспериментально на примере активной зоны ледокольной РУ при испытаниях на критическом стенде СТ-659 АО «ОКБМ Африкантов». Для этого в дополнение к шести ионизационным камерам КНК-56М стенда, подключенным к штатному реактиметру, была установлена еще одна, подключенная к дополнительному нештатному реактиметру.

Относительная погрешность определения реактивности была оценена сравнением с показаниями штатного реактиметра стенда, подключенного к шести ИК. Относительное отличие в значениях реактивности, определенных по одной ИК и по шести ИК, не превысило 1,5 %. Для сравнения можно указать, что относительная погрешность вычисления реактивности реактиметром ЦВР-10 составляет 5 %.



# **ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ НА КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДАХ АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»**

А.А. Молодцов, М.А. Камнев, А.Г. Васяткин, Д.О. Фатьянов

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

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

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

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

За время существования критических стендов в АО «ОКБМ Африкантов» были исследованы более 200 физмоделей и активных зон реакторных установок атомных ледоколов типа «Ленин», «Россия», «Таймыр», УАЛ, реакторных установок подводных лодок и крейсеров, атомных станций теплоснабжения и плавучих атомных электростанций.

В 2018–2019 г.г. АО «ОКБМ Африкантов» выполнило комплекс мероприятий, направленных на обеспечение безопасности при проведении испытаний активных зон на критических стендах, а так же в обеспечение предстоящего в 2022 г. продления срока службы комплекса критических стендов.

Выполнены ремонты с заменой трубопроводной арматуры КС СТ-659 и с заменой предохранительных клапанов КС СТ-1125, начата процедура замены системы нейтронно-физического контроля КС СТ-659, введены в эксплуатацию индивидуальные прямопоказывающие дозиметры.

# ПОДГОТОВКА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ПИК К ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМУ ПУСКУ

С.Л. Смольский<sup>1</sup>, А.В. Коротынский<sup>1</sup>, А.В. Антонов<sup>1</sup>,  
А.С. Полтавский<sup>1</sup>, И.Т. Третьяков<sup>2</sup>, Н.В. Романова<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт" — ПИЯФ», г. Гатчина

<sup>2</sup>АО «НИКИЭТ», г. Москва

Исследовательская ядерная установка (ИЯУ) ПИК предназначена для проведения исследований на выведенных пучках нейтронов в области фундаментальной и прикладной ядерной физики, физики конденсированного состояния вещества, биологии и других областях естествознания.

ИЯУ ПИК размещается на площадке эксплуатирующей организации НИЦ «Курчатовский институт — ПИЯФ» в г. Гатчина Ленинградской области.

Физический пуск реактора ПИК состоялся в феврале 2011 года, после чего реактор был остановлен для выполнения комплекса работ по подготовке ИЯУ к энергетическому пуску.

Начиная с 2014 года, после подписания постановления Правительства РФ от 21.05.2013 № 426 «О федеральной целевой программе «Исследования и разработки по приоритетным направлениям развития научно-технологического комплекса России на 2014–2020 годы», работы по подготовке ИЯУ ПИК к энергетическому пуску вошли в активную фазу.

В работах задействованы следующие организации: головная научная организация — НИЦ «Курчатовский институт»; головная конструкторская организация — АО «НИКИЭТ»; головная проектная организация — ЗАО «НПО «Спецпроект» и другие организации.

Поскольку проект реактора разрабатывался в 70-е годы прошлого века, потребовалось доработать проект в соответствии с действующей в настоящий момент нормативной базой по безопасности с устранением выявленных дефицитов безопасности.

В качестве вновь разработанных проектных решений, направленных на повышение безопасности, можно выделить:

- расчётно-экспериментальное обоснование соплового ограничителя течи, внедрение которого в систему поддержания давления в первом контуре позволяет предотвратить попадание азота в первый контур в случае исходного события с его разгерметизацией;
- ввод в эксплуатацию автоматизированной аварийной системы бесперебойного питания, обеспечивающей бесперебойное электроснабжение потребителей систем, важных для безопасности, при потере внешнего электроснабжения;
- обоснование возможности применения методологии «течь перед разрушением» с внедрением системы контроля течи первого контура, исключающей мгновенное разрушение трубопроводов Ду200-Ду450 полным сечением;

- введение в состав проекта подставки привода шторок, предназначенной для ограничения перемещения привода и смягчения последствий исходного события, связанного с разрывом фланцевого соединения или корпуса привода шторок;
- разработка, изготовление и монтаж на штатные места эксплуатации комплекта мембран, предназначенных для удержания тяжелой воды отражателя в случае течи при разгерметизации горизонтальных экспериментальных каналов, а также для предотвращения выхода аргона из полости канала.

Комплексный подход к устранению дефицитов безопасности ИЯУ ПИК позволил в декабре 2018 года получить изменение № 1 в условия действия лицензии (УДЛ) Ростехнадзора от 06.07.2017 № ГН-03-108-3378, выданной эксплуатирующей организации на право эксплуатации комплекса с исследовательским ядерным реактором ПИК, и осуществить выход на минимально контролируемый уровень мощности и на уровень мощности до 100 кВт.

После устранения замечаний, отмеченных экспертной организацией и комиссией Ростехнадзора в ходе проверки комплекта документов, обосновывающих безопасность реактора ПИК, планируется получение очередных изменений в УДЛ для реализации следующих этапов программы энергетического пуска по выводу реактора на проектную мощность 100 МВт.

## **ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР ВИР-2М: ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЛАНИРУЕМАЯ МОДЕРНИЗАЦИЯ**

Д.А. Юнин, А.Д. Авдеев, Л.С. Богомолова, Л.Ю. Глухов,  
А.Р. Дягель, С.П. Котков, А.А. Кубасов, А.А. Пикулев, К.Г. Плужян,  
С.О. Табаков, С.Л. Турутин, В.Х. Хоружий, А.В. Шуркаев

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров

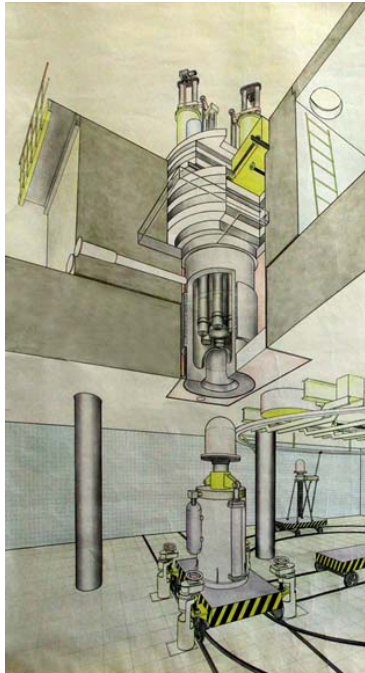
В настоящее время в РФЯЦ-ВНИИЭФ эксплуатируется исследовательский ядерный реактор (ИЯР) на растворном топливе ВИР-2М, применяемый в качестве мощного источника нейтронного и гамма излучения [1]. Топливный раствор, состоящий из уранил-сульфата, растворенного в воде, постоянно находится в прочном корпусе из нержавеющей стали. Корпус реактора имеет 2 основных канала для облучения образцов и расположен в перекрытии между реакторными залами в блоке биологической защиты. Управление реактором осуществляется за счёт вертикального перемещения поглощающих стержней. Реактор может работать в импульсном и в статическом режимах. На рисунке 1а представлено расположение реактора в блоке биологической защиты, на рисунке 1б представлен вертикальный разрез АЗ реактора.

### 1. ВИР-2М

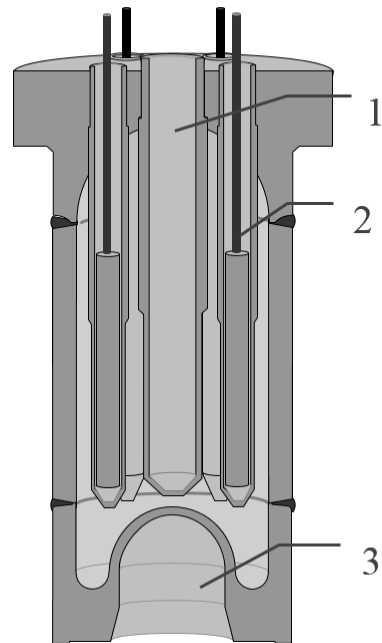
1 — центральный экспериментальный канал;

2 — стержневые каналы (6 шт.);

3 — полусферический экспериментальный канал



а



б

Импульсный режим характеризуется энерговыделением до 60 МДж и длительностью импульса не менее 2,7 мс. Статический режим — режим работы на постоянной мощности (до 12 кВт) в течении длительного времени (несколько дней).

При работе реактора происходит интенсивный радиолиз воды [2] с образованием водорода и кислорода, которые выходят в надтопливное пространство и при достижении определенного давления требуют утилизации. Утилизацию водородно-кислородной смеси проводят искровым воспламенением на электросвечах.

Реакторы семейства ВИР успешно эксплуатируются в РФЯЦ-ВНИИЭФ с 1964 г. Длительная успешная эксплуатация реакторов типа ВИР показала безопасность таких реакторов. В настоящее время проводятся работы по модернизации реактора ВИР-2М по следующим направлениям:

- активная зона (корпус, состав топливного раствора);
- система охлаждения;
- газовый контур;
- привода органов регулирования реактивности.

Предложен новый вариант корпуса АЗ, проведены нейтронно-физические и прочностные расчёты, показаны преимущества разработанного корпуса.

Проведена расчетная оптимизация системы охлаждения АЗ реактора.

Предложено оснастить реактор уникальной системой каталитической рекомбинации водорода, образующегося при радиолизе топливного раствора, для расширения возможностей работы в статическом режиме. Проведен гид-

равлический расчёт, создан макет системы, определены параметры работоспособности системы.

Разработаны алгоритмы управления реактором и предложена модернизация пневмоприводов для реализации новых режимов работы — импульса на запаздывающих нейтронах и импульса с мощности. Разработан макет пневмоприводов для отработки алгоритмов управления.

Модернизация систем и узлов ИЯР ВИР-2М позволит значительно расширить облучательные возможности реактора.

### **Список литературы:**

1. Воинов А. М., Колесов В. Ф., Матвеев А. С. и др. Водный импульсный реактор ВИР-2М его предшественники. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1990. Вып. 3. С. 3-15.
2. Бяков В.М., Ничипоров Ф.Г. Радиолитиз воды в ядерных реакторах. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. -176 с.

## **РАСЧЁТНАЯ МОДЕЛЬ СИСТЕМЫ КАТАЛИТИЧЕСКОЙ РЕКОМБИНАЦИИ ВОДОРОДА С ПРИНУДИТЕЛЬНОЙ КОНВЕКЦИЕЙ ПАРОВАЗОВОЙ СМЕСИ ДЛЯ РАСТВОРНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ВИР-2М**

А.Р. Дягель, Н.А. Шлячков, В.Ю. Волгутов, А.А. Пикулев,  
С.П. Котков, Д.А. Юнин, А.Д. Авдеев, С.О. Табаков, А.В. Шуркаев

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров

В данный момент в РФЯЦ-ВНИИЭФ для проведения опытов по воздействию на объекты исследований мощного нейтронного и гамма излучения одним из самых востребованных исследовательских ядерных реакторов (ИЯР) является ВИР-2М [1].

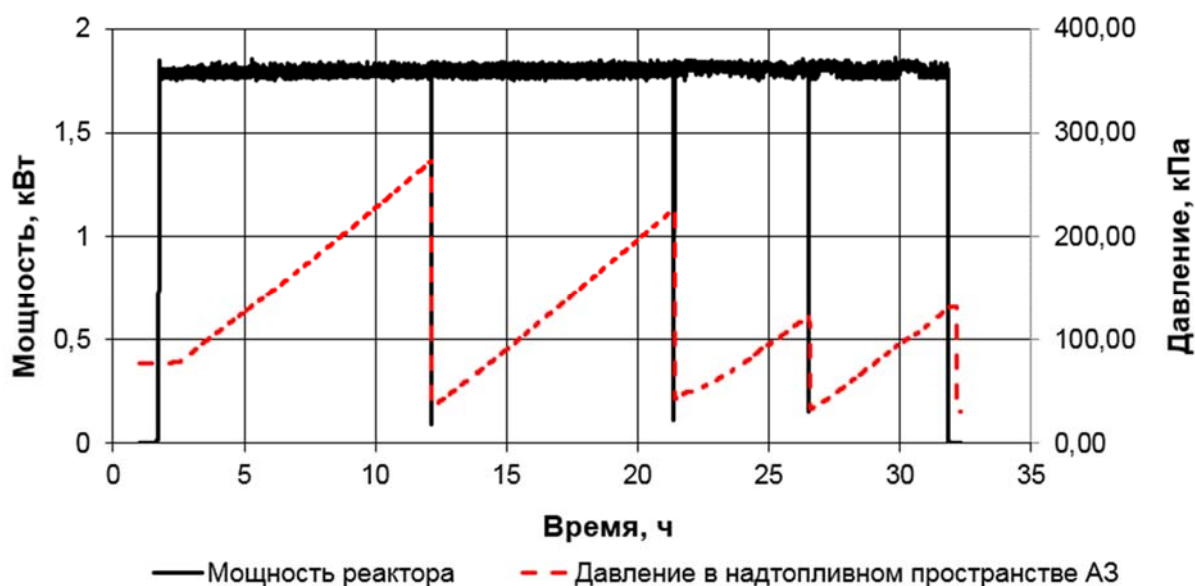
ВИР-2М является растворным реактором, в качестве топлива используется уранилсульфат  $UO_2SO_4$ , растворенный в воде с концентрацией урана 67,9 г/л, общий объем активной зоны 104,8 л.

Работа реактора осуществляется в двух режимах — импульсном и статическом. В импульсном режиме происходит энерговыделение до 60 МДж длительностью не менее 2,7 мс за счет быстрого извлечения поглощающих стержней из активной зоны реактора при помощи пневматических приводов. Статический режим характеризуется длительной работой реактора на постоянной мощности, которая удерживается на необходимом уровне путем медленного извлечения из активной зоны поглощающих стержней при помощи электромеханических приводов, тем самым компенсируя температурный и пустотный эффекты реактивности.

При работе реактора вследствие радиолитического распада воды происходит интенсивное выделение радиолитического водорода и кислорода [2] в надтопливное пространство, удельный объем образующегося водорода на единицу энерговыделения составляет 4,5 л/МДж. При достижении определенного давления (регламентированного работой реактора) в надтопливном пространстве производится утилизация радиолитических газов путем их искрового поджига, осуществляемом электросвечами в газовом контуре.

При сжигании радиолитического газа резко падает давление в активной зоне, топливный раствор вскипает и вследствие пустотного механизма гашения реактивности реактор переходит в подкритическое состояние, что приводит к падению мощности реактора. Пример падения мощности реактора при сжигании радиолитического газа показан на рисунке 1.

1. Мощность реактора и давление в надтопливном пространстве в зависимости от времени при работе в статическом режиме (падение мощности и давления соответствуют моментам воспламенения гремучего газа)



Устранить нежелательные колебания мощности ИЯР можно путем внедрения системы каталитической рекомбинации водорода (СКР) с принудительной циркуляцией газовой смеси. Это позволит организовать непрерывную утилизацию радиолитических газов, рекомбинируя на каталитическом блоке водород и кислород обратно в воду.

Произведен предварительный теплогидравлический расчет СКР для реактора ВИР-2М в рамках его модернизации.

Результаты проведенных расчетов показали, что СКР с принудительной циркуляцией парогазовой смеси способна обеспечить концентрацию водорода в надтопливном пространстве ИЯР, работающего в статическом режиме на мощности до 30 кВт, менее 4 % об, что соответствует нижней границе взрывобезопасности. Гидравлическое сопротивление тракта СКР при этом не выше 1,5 кПа.

Внедрение системы каталитической рекомбинации позволит поддерживать постоянную мощность работы реактора в статическом режиме на уровне до 30 кВт, тем самым улучшая облучательные способности установки и повышая качество проводимых экспериментов.

### **Список литературы:**

1. Воинов А. М., Колесов В. Ф., Матвеев А. С. и др. Водный импульсный реактор ВИР-2М его предшественники. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1990. Вып. 3. С. 3-15.
2. Бяков В.М., Ничипоров Ф.Г. Радиолиз воды в ядерных реакторах. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. —176 с.

## **СОЗДАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ С МНОГОЦЕЛЕВЫМ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ РЕАКТОРОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ (МБИР)**

С.А. Киверов, С.И. Новиков, 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 2007 года. Основанием для реализации проекта является 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 года прошла торжественная церемония заливки «первого бетона», дан официальный старт работам по бетонированию фундаментной плиты главного здания.

В настоящее время ведутся работы по укладке бетона на главном здании ИЯУ МБИР на отметках от 0,0 до плюс 13,2 м.

Продолжается изготовление длинноциклового оборудования, в том числе и корпуса реактора.

В целях решения задачи Национального проекта по разработке технологий двухкомпонентной атомной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах, создания и поддержания современной экспериментально-стендовой базы прорабатывается вопрос о включении в Государственную программу Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» проекта «Строительство международного центра исследований в составе исследовательской ядерной установки на базе многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР и комплекса развития технологий переработки отработавшего ядерного топлива, обращения с радиоактивными отходами и совершенствования технологий замкнутого ядерного топливного цикла».

В докладе представлены технические характеристики и экспериментальные возможности реактора, показаны основные технические решения РУ, заложенные в проект, а также приведены основные ключевые события по реализации проекта сооружения МБИР.



# ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ ПРИ ПОДГОТОВКЕ И ПРОВЕДЕНИИ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Эксплуатация ИР подчинена задаче обеспечения требуемых условий облучения для объектов реакторных испытаний. Принципиальным отличием ИР от других типов ядерных реакторов, является наличие экспериментальных устройств (ЭУ) которые определяют конструкцию реактора, оказывают значительное влияние на основные физические характеристики активной зоны и режимы работы установки. Тематика исследований в ИР часто меняется, что требует ввода новых ЭУ и внедрения усовершенствований, расширяющих экспериментальные возможности.

Ввод новых экспериментальных устройств в ряде случаев приводит к изменению нейтронно-физических характеристик (НФХ) реакторов. К важнейшим НФХ, определяющим ядерную безопасность ИР, относятся: эффективность органов СУЗ, запас реактивности и подкритичность, знак и величина обратных связей по реактивности, эффекты реактивности при перегрузке активной зоны, коэффициенты неравномерности энерговыделения в активной зоне. При внедрении новых ЭУ помимо формирования заданных условий проведения экспериментов необходимо обеспечить безусловное выполнение нормативных требований безопасности, которые постоянно ужесточаются. Требуется предварительно определить масштаб влияния ЭУ на физические характеристики реактора, выполнить анализ безопасности, и на основании полученных результатов реализовать организационно-технические мероприятия, обеспечивающие ядерную безопасность (ЯБ) ИР при проведении экспериментов.

На основании результатов расчетно-экспериментальных исследований влияния различных экспериментальных устройств на физические и эксплуатационные характеристики исследовательских реакторов различных типов (МИР, СМ, РБТ) предложена классификация экспериментальных устройств исследовательских реакторов по степени их влияния на физические характеристики реакторов, важные для ядерной безопасности. Ее наличие позволяет установить этапы работы, необходимые и достаточные, для обеспечения и обоснования ядерной безопасности исследовательского реактора при подготовке и проведении испытаний, и в этом направлении обоснованно оптимизировать объем подготовительных работ. Предложенные организационные схемы подготовки испытаний в ИР НИИАР с задачей обеспечения безопасности установок при проведении экспериментов внесены в стандарт организации.

# **СТАТУС (ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ) РАБОТ ПО МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ**

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В докладе представлена информация о целях и основных технических решениях по модернизации активной зоны высокопоточного исследовательского реактора СМ-3, также представлена дорожная карта проекта и текущий статус его реализации. Рассмотрены преимущества новой компоновки активной зоны по сравнению с существующей, перспективы улучшения экспериментальных возможностей и увеличения объемов наработки изотопной продукции. В результате модернизации планируется заменить все внутрикорпусные устройства реактора, разработать новую компоновку активной зоны. Количество экспериментальных ячеек для высокопоточных облучений с плотностью потока нейтронов более  $1\ 015\ \text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$  будет увеличено с 27 до 57, срок эксплуатации продлен за горизонты 2030 года. Реактор планируется остановить на модернизацию в конце 2-го квартала 2019 года, работы по модернизации выполнить в течение 1 года.

Замена активной зоны реактора СМ повысит эксплуатационную надежность реактора, значительно увеличит наработку трансурановых элементов и радионуклидов, таких как кобальт-60, селен-75, вольфрам-188, лютеций-177, стронций-89 и других.

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СМ И РБТ-6 РЕАКТОРНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОМПЛЕКСА АО «ГНЦ НИИАР»**

А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В докладе приведены сведения об истории создания исследовательских ядерных реакторов СМ-3 и РБТ-6, технических характеристиках, опыте эксплуатации, показателях работы реакторов в период 2010–2018 г.г., показаны результаты работы по повышению безопасности, выполненные в последние годы. Особое внимание уделено работам по расширению экспериментальных возможностей реактора СМ-3, улучшению технико-экономических характеристик и повышению показателей эксплуатационной надежности.

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. Срок эксплуатации реактора СМ-3 продлен до 30.04.2026 года.

Исследовательский реактор РБТ-6 номинальной мощностью 6 МВт является реактором-спутником высокопоточного реактора СМ. Реактор РБТ-6 эксплуатируется с 1975 года, существенной модернизации на протяжении всего периода эксплуатации не подвергался. Благодаря удачно выбранной схеме и простоте в эксплуатации реактора продолжает стабильно работать, позволяя проводить как эксперименты по изучению свойств материалов при постоянных параметрах и режимах облучения, так и наработку радионуклидной продукции. Срок эксплуатации ИЯУ РБТ-6 продлен до 31.12.2020 года.

## **РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ С ОБЛУЧАТЕЛЬНЫМ УСТРОЙСТВОМ ДЛЯ НАРАБОТКИ ИЗОТОПА ХРОМА-51**

А.В. Пайдулов<sup>1,2</sup>, А.П. Малков<sup>1</sup>, Ю.А. Краснов<sup>1</sup>,  
Д.В. Фомин<sup>1,2</sup>, П.А. Зайченко<sup>1,2</sup>, А.М. Шараев<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград  
<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград

В марте 2019 года в нейтронную ловушку реактора СМ загружено облучательное устройство (ОУ) с дисками из металлического хрома, обогащенного по изотопу <sup>50</sup>Cr, для наработки <sup>51</sup>Cr. Источник излучения на основе <sup>51</sup>Cr в дальнейшем будет использован для калибровки нейтринного детектора Баксанской лаборатории. Облучательное устройство представляет собой сборку дисков из хрома, равномерно распределенных в ОУ по высоте активной зоны специальными дистанционирующими элементами.

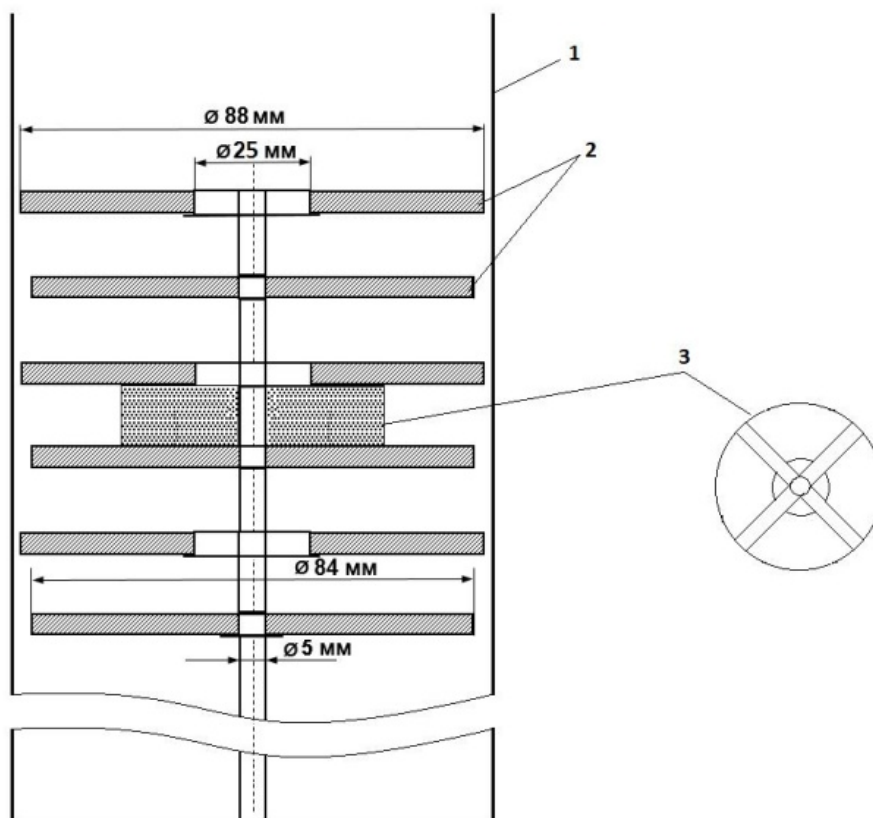
Загрузка в нейтронную ловушку большего количества металлического хрома (около 4 кг) с высокой поглощающей способностью оказывает существенное влияние на нейтронно-физические характеристики реактора. Для ис-

следования масштаба этого влияния, определения способа компенсации потери реактивности и обоснования безопасности реактора при облучении дисков провели детальные экспериментальные исследования на критической сборке реактора СМ. По причине отсутствия на начало экспериментов дисков из хрома требуемого материального состава (обогащение по изотопу Cr-50 до 97%) в качестве материала дисков использовали нержавеющую сталь. Для обеспечения требуемой поглощающей способности макет устройства был помещен в раствор борной кислоты, концентрация которой была подобрана расчетом. Макет облучательного устройства (Рисунок 1), представляет собой конструкцию, аналогичную реальному устройству. В корпус устройства диаметром 91 мм и толщиной 2 мм были помещены диски из нержавеющей стали двух типовых размеров: диаметром 88 и 84 мм, с центральными отверстиями диаметром 25 и 6,5 мм соответственно (по 13 дисков каждого типа). Высота дистанционирующих проставок под каждый диск составляла около 9,7 мм. Одним из важных условий проведения эксперимента являлось соблюдение геометрии размещения дисков и воды (замедлителя нейтронов) в нейтронной ловушке.

В экспериментах определяли нейтронно-физические характеристики активной зоны, важные для безопасности, при различных вариантах загрузки центральной замедляющей полости, как-то:

*1. Схема макета облучательного устройства*

- 1 — алюминиевый корпус;
- 2 — диски двух типовых размеров;
- 3 — дистанционирующие металлические проставки



Используя математический имитатор реактора IMCOR\_SM, концентрацию борной кислоты подобрали расчётным способом так, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов системы со стальными дисками и раствором борной кислоты соответствовал значению коэффициента для системы с дисками из хрома-50. Требуемая концентрация борной кислоты составила 30 г/л. Меньшие значения концентрации (около 10 и 20 г/л) взяты как реперные для последующей корректировки математической модели на основании экспериментальных исследований реального облучательного устройства с дисками из хрома-50.

В последующей серии экспериментов определяли возможность компенсации потери реактивности при установке ОУ в нейтронную ловушку догрузки топлива. Догрузку топлива проводили в различные ячейки активной зоны для подбора оптимального алгоритма перегрузки.

По результатам экспериментальных исследований определено влияние изменения компоновки центральной замедляющей полости на нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора СМ. Определены диапазоны изменения эффективности рабочих органов системы управления и защиты в различных вариантах загрузки активной зоны и нейтронной ловушки, эффекты реактивности при перегрузочных операциях.

Использование макета облучательного устройства вместо штатного сепаратора с 27 имитаторами мишеней приводит к существенному уменьшению запаса реактивности критической сборки — до  $4,9 \beta_{\text{эфф}}$  в случае использования макета устройства с реальными дисками, с которыми проведена финальная (с момента их получения) стадия экспериментальных исследований. При этом подкритичность системы при погруженном в активную зону центральном компенсирующем органе кольцевой формы для разных вариантов компоновки нейтронной ловушки практически не меняется. Кроме этого, суммарная поглощающая способность рабочих органов компенсации реактивности и центрального компенсирующего органа уменьшается в 1,4 раза: эффективность четырёх рабочих органов компенсации реактивности — в 1,2 раза, эффективность имитатора центрального компенсирующего органа — в 2,9 раза, а эффективность четырёх рабочих органов аварийной защиты снижается в 1,7 раза. При догрузке ядерного топлива в активную зону критической сборки с макетом облучательного устройства удаётся увеличить суммарную эффективность рабочих органов системы управления и защиты до требуемых значений. Догрузка топлива более эффективна в ячейки, прилегающие к центральной замедляющей полости, чем в периферийные ячейки активной зоны.

Полученные экспериментальные результаты позволили обосновать безопасность реактора при проведении облучения ОУ в реакторе, выбрать оптимальные варианты загрузки активной зоны, оценить продолжительность кампаний реактора и уточнить график его работы.

# ОБОБЩЕНИЕ ДАННЫХ ПОКАЗАТЕЛЯ УСТОЙЧИВОСТИ РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА ВК-50

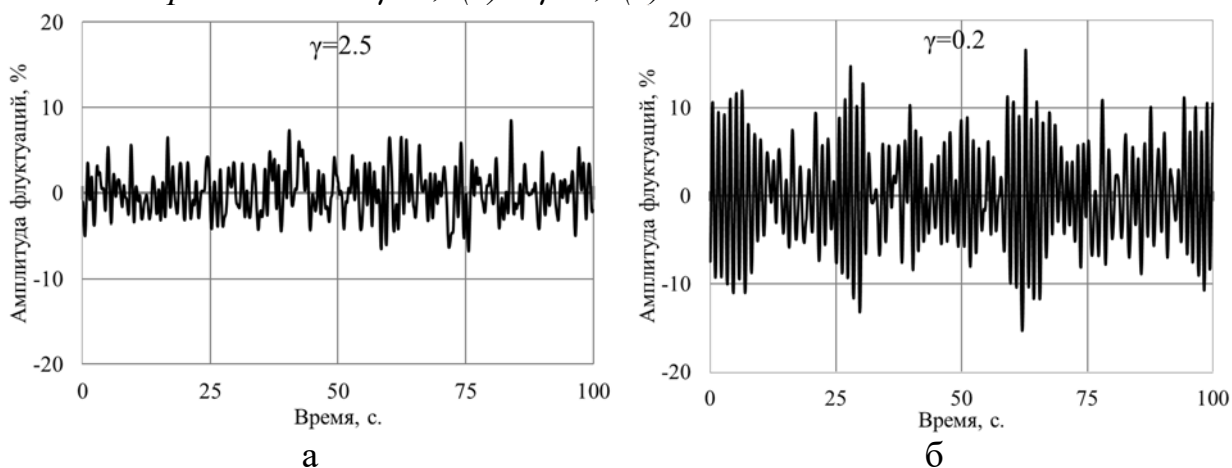
А.А. Скрябин, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина,  
Е.Г. Бреусова, С.В. Орешин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одним из критериев безопасной работы реакторной установки ВК-50 является нейтронно-физическая устойчивость активной зоны. Нейтронно-физическая устойчивость определяется показателем затухания автокорреляционной функции флуктуаций нейтронного потока ( $\gamma$ ). В процессе проведения экспериментов, результаты которых отражены в работе [1], был выявлен предел безопасной работы по флуктуациям нейтронного потока  $\gamma=0,2-0,3 \text{ с}^{-1}$ . Данный предел называется инженерной границей резонансной устойчивости и непосредственно связан с практическими задачами управления реактором.

Важность данного предела заключается в том, что по мере уменьшения  $\gamma$  и приближения к границе устойчивости происходит увеличение амплитуды колебаний нейтронного потока. При значениях  $\gamma \leq 0,2-0,3 \text{ с}^{-1}$  амплитуда колебаний может достигать 15–20% от среднего значения нейтронной мощности, что соответствует уставкам срабатывания предупредительного сигнала и аварийной защиты реактора.

*1. Значение амплитуды флуктуаций нейтронного потока во время измерений при значениях  $\gamma=2,5$ (а) и  $\gamma=0,2$ (б).*



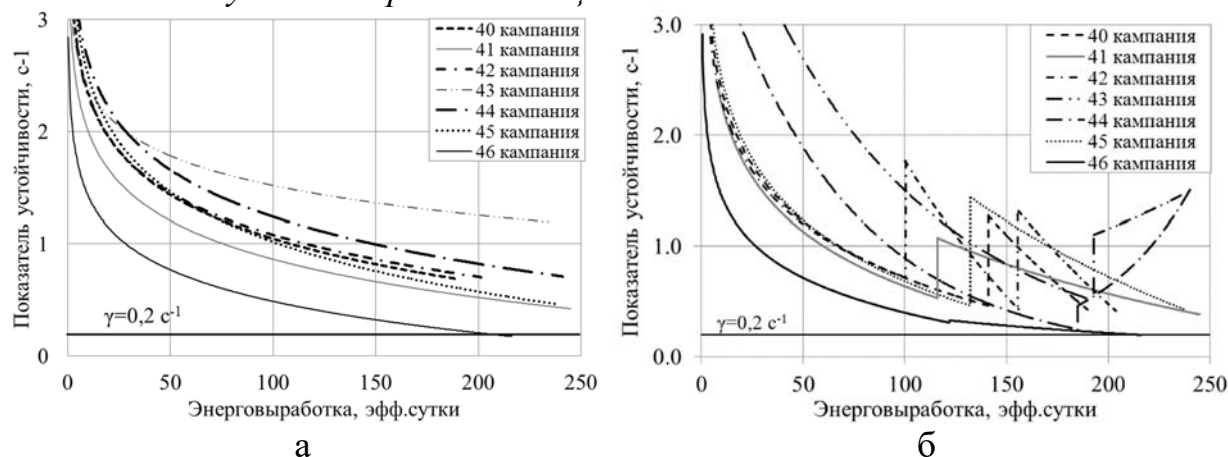
В целях повышения устойчивости реактора применяется перекомпенсация центральных групп регулирования РО РР-6 и РО РР-7 на одну высоту. Дальнейшее поддержание заданного уровня мощности производится их совместным извлечением. Перекомпенсация, как правило, увеличивает устойчивость реактора, однако затем  $\gamma$  вновь снижается, приближаясь к границе резонансной устойчивости.

*Показатель устойчивости и положения рабочих органов регулирования реактивности до и после перекompенсации*

Кампания	До перекompенсации				После перекompенсации			
	РО РР-1-4, мм	РО РР-6, мм	РО РР-7, мм	$\gamma, c^{-1}$	РО РР-1-4, мм	РО РР-6, мм	РО РР-7, мм	$\gamma, c^{-1}$
40	1 820	1 510	0	0.47	1 820	1 080	1 080	1,28
41	1 710	1 500	0	0.53	1 820	1 000	1 000	1,06
42/1	1 650	1 500	0	0.70	1 810	980	970	1,70
42/2	1 820	1 520	0	0.42	1 820	1 130	1 130	1,32
43	1 540	1 500	0	0.50	1 820	980	980	1,10
44	1 820	1 820	260	0.26	1 820	1 270	1 270	0,47
45	1 820	1 500	0	0.46	1 820	925	925	1,40
46	1 820	1 820	1 160	0.31	1 820	1 520	1 520	0,32

В докладе представлены статистические данные изменения показателя устойчивости за последние 7 кампаний эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. Произведена оценка изменения устойчивости реактора при перекompенсации центральных органов регулирования, дана классификация поведения показателя устойчивости по характеру изменения после перекompенсации.

2. Изменение показателя устойчивости на протяжении кампании.  
(а) – аппроксимация экспериментальных данных; (б) – статистические данные с учетом перекompенсации



Анализ данных показал положительное влияние перекompенсации на устойчивость реактора. Исключением может стать случай, когда центральный рабочий орган ручного регулирования извлечен до середины активной зоны, а остальные РО РР находятся в положении верхних концевых выключателей. В этом случае перекompенсация не оказывает существенного влияния на показатель устойчивости.

## Список литературы:

1. Семидоцкий И.И., Орешин С.В., Связов А.А. К вопросу экспериментального и расчетного определения границы устойчивости реактора ВК-50. — Сб. тр. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2012. Вып.3. С. 3.
2. Протопопов Д.П., Бреусова Е.Г., Святкина Н.А., Синявина Е.В., Исследования устойчивости расширенной активной зоны реакторной установки ВК-50 // Сборник трудов АО "ГНЦ НИИАР". — Димитровград: АО "ГНЦ НИИАР", 2016. Вып. 1. С. 32–39.

## ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ МИР И РБТ-10/2: ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ, ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ, СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ

С.В. Романовский<sup>1</sup>, В.А. Свистунов<sup>1</sup>, А.Ю. Халяпин<sup>1</sup>, Д.В. Фомин<sup>1, 2</sup>

<sup>1</sup>АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград

АО «ГНЦ НИИАР» - крупнейший в России научно-исследовательский экспериментальный комплекс гражданской атомной энергетики — является эксплуатирующей организацией восьми уникальных исследовательских ядерных установок, среди которых реакторные установки МИР.М1 и РБТ-10/2.

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.

Исследовательская ядерная установка РБТ-10/2 является реактором-спутником высокопоточного реактора СМ, использует его отработавшее топливо и представляет собой бассейновый водо-водяной реактор на тепловых нейтронах. 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.

В докладе в виде иллюстраций, таблиц и графиков даны технические характеристики реакторов и их экспериментальных устройств, приведен перечень основных современных и перспективных экспериментальных про-



грамм использования реакторов, 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.

Приведена информация по обследованию состояния систем и оборудования, важных для безопасности, с целью продления срока службы реакторных установок. При этом реализуется вариант продления срока эксплуатации установок без длительных остановок реакторов с выполнением программ экспериментальных работ.

## **АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРА МИР**

Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одна из ключевых задач обеспечения безопасности реакторных установок — соблюдение требований ядерной безопасности (ЯБ) при обращении с ядерным топливом (ЯТ) вне реактора, в отсутствие аварийной защиты. Основным критерием обеспечения ЯБ при хранении и транспортировании ядерного топлива является не превышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов  $K_{эфф}$  величины 0,95 как при нормальной эксплуатации, так и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии и изменение плотности замедлителя (в частности, воды) [1]. Это требование распространяется на процедуры обращения, как со свежим, так и с отработавшим ЯТ. Исследовательский реактор МИР.М1 предназначен для испытаний ЯТ реакторов различного назначения [2]. Множество типов экспериментальных ТВС, наличие радиационно-защитных камер в составе реакторной установки для разделки и исследований экспериментальных устройств усложняют процедуру анализа и обоснования ЯБ при обращении с облученным ядерным топливом (ОЯТ). Для анализа ЯБ были использованы результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эфф}$ , полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MSU-RFFI/A [3]. Анализ выполнен на современном уровне в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности исследовательских ядерных установок (ИЯУ) [1,4].

В бассейне выдержки (БВ) и транспортном коридоре (ТК) реакторной установки МИР.М1 гнезда для хранения изделий расположены группами. В расчетах все гнезда консервативно загружали изделиями, моделируя в соответствии с нормативными требованиями максимальную проектную вместимость хранилища [1]. Для каждой из групп гнезд определены условия,

при которых достигаются максимальные значения  $K_{эфф}$ . Для одной из них были установлены ограничения по количеству экспериментальных ТВС, которое можно безопасно хранить в данной группе гнезд.

Рассматривали полную выгрузку активной зоны реактора на случай аварии. Сценарий управления аварией предполагает, что экспериментальные ТВС будут выгружать вместе с петлевыми каналами, а рабочие ТВС — вместе с рабочими каналами. По результатам расчетов при размещении петлевых каналов в гнездах БВ максимальное значение  $K_{эфф}$  не превысит величину 0,77, а при размещении рабочих каналов в гнездах ТК — 0,48.

Перемещение ОЯТ из реактора в БВ происходит с использованием специального технологического оборудования. При транспортировании облученных изделий на поворотном стеллаже от реактора к местам хранения в БВ, были определены такие его положения в ТК и БВ, которые могут привести к увеличению  $K_{эфф}$ . Результатами расчетов подтверждено, что при самых неблагоприятных геометриях размещения оборудования с ОЯТ значения  $K_{эфф}$  не превысят допустимую величину 0,95.

Были рассмотрены падения изделий при их транспортировании на дно БВ и ТК, гнезда которых полностью заполнены изделиями. При падении чехлов предполагали возможным высыпание изделий из них.

Также в расчетах рассматривали ошибки персонала, связанные с нарушением порядка размещения изделий. Например, ошибочное размещение дополнительной тепловыделяющей сборки в пенал для негерметичныхборок или размещение ведра с петлевой сборкой в гнездо, в котором уже хранится рабочая тепловыделяющая сборка.

После хранения отработавшего ядерного топлива в течение определенного периода времени рабочие тепловыделяющие сборки загружают в транспортный контейнер и отправляют в центральное хранилище института на дальнейшее хранение. При транспортировании рабочих ТВС в таком контейнере максимальное значение  $K_{эфф}$  не превысит величину 0,67 даже при его заполнении водой различной плотности.

Экспериментальные тепловыделяющие сборки отправляют в радиационно-защитные камеры для проведения исследований. В камерах сборки разбирают на твэлы, проводят с ними необходимые исследования (осмотр, гамма-сканирование, измерение геометрических размеров и др.), затем твэлы устанавливают в маркированные кассы (секционные емкости для размещения твэлов) и отправляют на другие здания института в специальных транспортных контейнерах.

Для камер были разработаны расчетные модели используемого оборудования, а также определено максимальное количество емкостей с твэлами, которое можно безопасно разместить в камере и допустимая геометрия их размещения.

По результатам нейтронно-физических расчетов доказано, что ядерная безопасность при хранении и транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторной установки МИР, а также при проведении работ в радиационно-защитных исследовательских камерах обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях.

## Список литературы

1. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. НП-061-05. М., 2005 г.
2. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности / Под науч. ред. проф. В.А. Цыканова. Димитровград: НИИАР, 1991 г.
3. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCU DAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып. 3. С. 50–55.
4. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов. НП-009-17. М., 2017 г.

## РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ НЕСМЕНЯЕМЫХ ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА БОР-60

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

При определении остаточного ресурса эксплуатации реактора БОР-60 значимое место занимают исследования направленные на определение условий эксплуатации несменяемых элементов конструкции реактора.

В рамках работ по продлению срока эксплуатации реактора БОР-60 выполнено уточнение нейтронно-физических характеристик облучения несменяемых элементов конструкции реактора за всё время его службы и сделан прогноз до 2025 года.

Результаты данного исследования основаны на ранее проведенных работах [1, 2] по определению условий эксплуатации несменяемых критических элементов реактора БОР-60. Применимость метода расчетно-экспериментального определения нейтронно-физических характеристик в исследуемых элементах конструкции продемонстрирована в работе [3].

В докладе представлена актуализированная информация по эксплуатационным данным реактора БОР-60 и результатам дополнительных расчетных исследований.

Проведенные исследования позволили уточнить значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы в несменяемых критических элементах реактора БОР-60 за всё время эксплуатации реактора и сделать прогноз до 2025 года и дальнейшую перспективу. Полученные значения были использованы для обоснования продления срока эксплуатации реактора БОР-60 до 2025 года.

## Список литературы:

1. Жемков И.Ю., Ишунина О.В., Набойщиков Ю.В. Разработка методики для уточнения флюенсов нейтронов на элементах конструкции реактора

- БОР-60 // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. Вып. 3. С. 40–48.
2. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Крашенинников Ю.М., Набойщиков Ю.В., Шаронова М.Г., Широкова Н.И. Расчётно-экспериментальные исследования для обоснования продления срока эксплуатации реактора БОР-60 до 2020 года — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 г.) — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015, С. 28–30.
  3. Жемков И.Ю. Набойщиков Ю.В. Козолуп А.Н. Расчётно-экспериментальные исследования условий облучения в реакторе БОР-60 сборки из аустенитной стали до значений повреждающей дозы 150 сна. — Тезисы докладов X Российской конференции по реакторному материаловедению, г. Димитровград, 27–31 мая 2013 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013, С. 144–145.

## **НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ В 2014–2018 ГОДАХ**

М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов,  
К.В. Федупин, Н.А. Калиновская

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На 01.01.2019 в России эксплуатируются 64 исследовательские ядерные установки, из них 45 действующих, 5 находящихся на консервации, 12 выводимых из эксплуатации, 2 строящихся.

На исследовательских реакторах выполняются работы по различным научным направлениям: материаловедческие исследования, испытания в обоснование безопасности реакторов, исследования в обоснование технологических вопросов эксплуатации реакторов, фундаментальные физические исследования. Дополнительно к этому на некоторых ИЯУ проводится обучение студентов, наработка изотопов, изучение характеристик детекторов, приборов и их элементов в условиях реакторного излучения, выработка тепловой и электрической энергии.

Количество нарушений в работе ИЯУ России в 2014–2018 годах по информации, имеющейся в системе по сбору и обработке данных по отказам оборудования и нарушениям, приведено в таблице 1.

ИЯУ эксплуатируются восемнадцатью предприятиями России. За рассматриваемый пятилетний период на восьми предприятиях России зафиксировано 28 нарушений, классифицированных по НП-027-10 [1], количество нарушений в работе ИЯУ за последние два года находится на минимальном уровне.

Таблица 1

*Распределение нарушений в работе ИЯУ предприятий России  
в 2014–2018 годах*

№ п/п	Предприятие	ИЯУ	Количество нарушений на ИЯУ					Количество нарушений на предприятии				
			2014	2015	2016	2017	2018	2014	2015	2016	2017	2018
Предприятия Госкорпорации «Росатом»												
1	ГНЦ НИИАР	РБТ-10/2	1	1	0	0	0	4	2	1	2	0
2		БОР-60	1	1	0	1	0					
3		ВК-50	1	0	0	1	0					
4		СМ-3	1	0	1	0	0					
5	ИРМ	ИВВ-2М	0	2	1	0	1	0	2	1	0	1
6	ОКБМ Африкантов	СТ-1125	0	0	1	0	0	0	0	1	0	0
7	НИФХИ	ВВР-ц	0	1	0	1	0	0	1	0	1	0
Итого по Госкорпорации «Росатом»			4	5	3	3	1	4	5	3	3	1
Предприятия других ведомств												
8	ОИЯИ	ИБР-2	0	2	1	1	2	0	2	1	1	2
9	ФТИ ТПУ	ИРТ-Т	0	0	1	0	1	0	0	1	0	1
10	НИЦ «КИ»	ИР-8	0	1	0	0	0	0	1	0	0	0
11	ПИЯФ	ВВР-М	1	2	0	0	0	1	2	0	0	0
Итого по предприятиям других ведомств			1	5	2	1	3	1	5	2	1	3
Всего по России			5	10	5	4	4	5	10	5	4	4

Распределение нарушений в работе ИЯУ России по непосредственным причинам нарушений в 2014–2018 годах приведено в таблице 2.

Таблица 2

*Распределение нарушений в работе ИЯУ России по непосредственным причинам нарушений в 2014–2018 годах*

Непосредственная причина нарушения	Количество нарушений					
	2014	2015	2016	2017	2018	Итого
Отказ	–	9	2	3	2	16
Ошибка персонала	–	–	2	1	1	4
Нарушение электроснабжения	5	1	1	–	1	8

Наибольшую долю нарушений составляют происшествия по причине отказа элементов  $\approx 57\%$ , нарушения электроснабжения и ошибки персонала  $\approx 29\%$  и  $\approx 14\%$  соответственно.

Два нарушения классифицированы по шкале ИНЕС [2] уровнем 1 (аномалия) — в 2015 и 2016 годах. Остальные нарушения классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

Два нарушения классифицированы по шкале ИНЕС [2] уровнем 1 (аномалия) — в 2015 и 2016 годах. Остальные нарушения классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

За 2018 год произошло четыре нарушения в работе ИЯУ, категорированных по НП-027-10. Распределение нарушений в работе ИЯУ по их непосредственным причинам за 2018 год представлено в таблице 3.

Таблица 3

*Распределение нарушений в работе ИЯУ предприятий России в 2018 году по непосредственным причинам нарушений*

№ п/п	Предприятие	ИЯУ	Количество нарушений			
			Отказ	Ошибка персонала	Нарушение электроснабжения	Итого
Предприятия Госкорпорации «Росатом»						
1	ИРМ	ИБВ-2М		1		1
Итого по Госкорпорации «Росатом»			0	1	0	1
Предприятия других ведомств						
2	ОИЯИ	ИБР-2	2			2
3	ФТИ ТПУ	ИРТ-Т			1	1
Итого по предприятиям других ведомств			2	0	1	3
Всего по России			2	1	1	4
%			50	25	25	100

В 2018 году из четырёх нарушений два нарушения в работе ИЯУ вызваны отказами элементов, одно нарушение связано с ошибкой персонала, причиной четвёртого происшествия явилось нарушение электроснабжения в пределах эксплуатационной ответственности эксплуатирующей организации.

Нарушения в 2014–2018 годах проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни. Произошло облучение персонала, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности.

### Список литературы

1. НП-027-10. Положение о порядке расследования и учёта нарушений в работе исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность, 2010. № 3. С. 35–54.
2. Международная шкала ядерных и радиологических событий (ИНЕС): Руководство для пользователей. — Вена: МАГАТЭ, 2008. – 238 с.

# НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ И ЛОЖНЫЕ СРАБАТЫВАНИЯ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ В 2001–2018 ГОДАХ

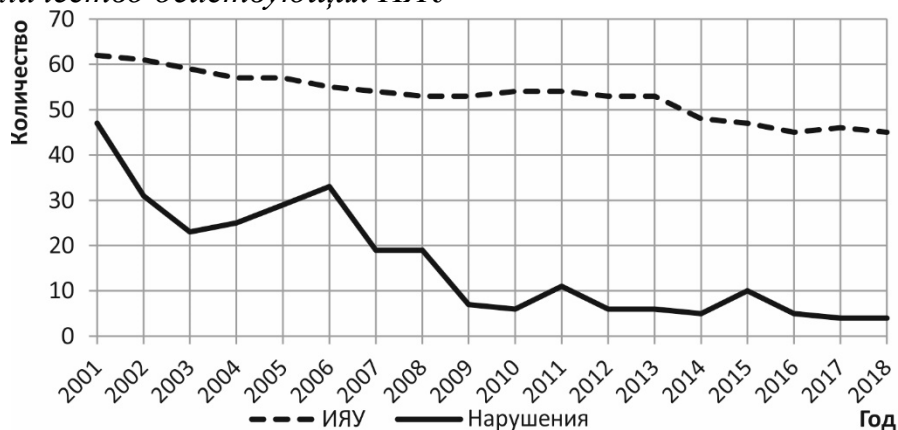
М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов,  
К.В. Федупин, Н.А. Калиновская

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

За период с начала 2001 года и до окончания 2018 года (18 лет) зафиксировано 290 расследуемых по НП-027 [1,2] нарушений в работе исследовательских ядерных установок (ИЯУ) России.

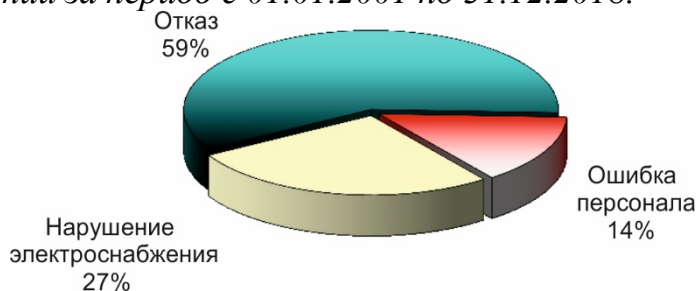
На рис. 1 представлены изменения количества нарушений в работе ИЯУ и количество действующих ИЯУ России по годам за период с 01.01.2001 по 31.12.2018.

## 1. Изменение по годам количества нарушений в работе ИЯУ России и количество действующих ИЯУ



Среднее количество нарушений за весь период — 16,1 нарушения в год. Однако, среднее количество происшествий в начале рассматриваемого периода сильно отличается от среднего количества нарушений в конце рассматриваемого периода: с 2001 по 2008 годы среднее число нарушений в год равно 28,3, а с 2009 по 2018 годы — 6,4, то есть меньше в 4,4 раза. При этом количество действующих ИЯУ России уменьшалось более плавно: с 2001 года по 2008 год с 62 до 53 ( $\approx 1,17$  раза) и с 2009 года по 2018 год с 53 до 45 ( $\approx 1,18$  раза).

## 2. Представлено распределение нарушений в работе ИЯУ России по причинам нарушений за период с 01.01.2001 по 31.12.2018.

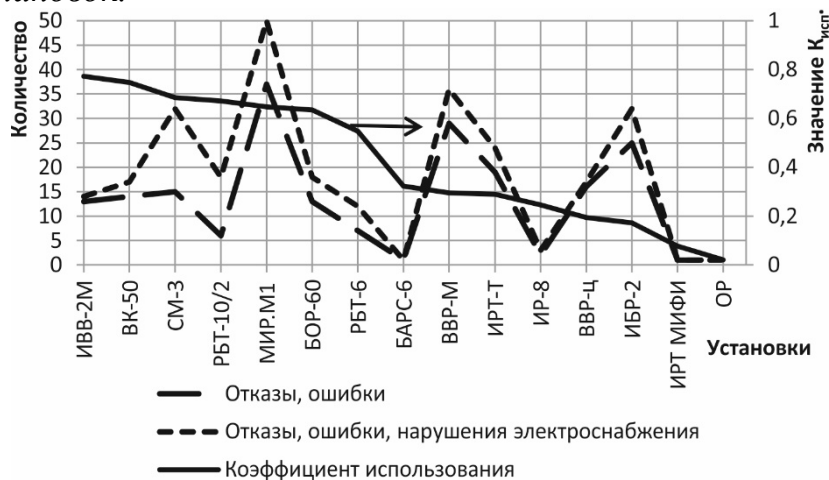


Максимальную долю причин нарушений в работе ИЯУ составляют отказы элементов (171) — 59%, нарушение электроснабжения (78) — 27% и 14% —

ошибки персонала (41). Влиять на уменьшение количества происшествий на ИЯУ по причине нарушения электроснабжения персонал ИЯУ не может. Если рассматривать нарушения только по причине отказов элементов и ошибок персонала, то доля отказов элементов составит 81%, а ошибок персонала – 19%.

На рис. 3 показано изменение количества нарушений и средний коэффициент использования ( $K_{исп}$ ) реакторных установок, на которых зарегистрированы нарушения в рассматриваемой период. Установки приведены в порядке убывания  $K_{исп}$ , без исследовательских реакторов, снятых с учёта в Ростехнадзоре.

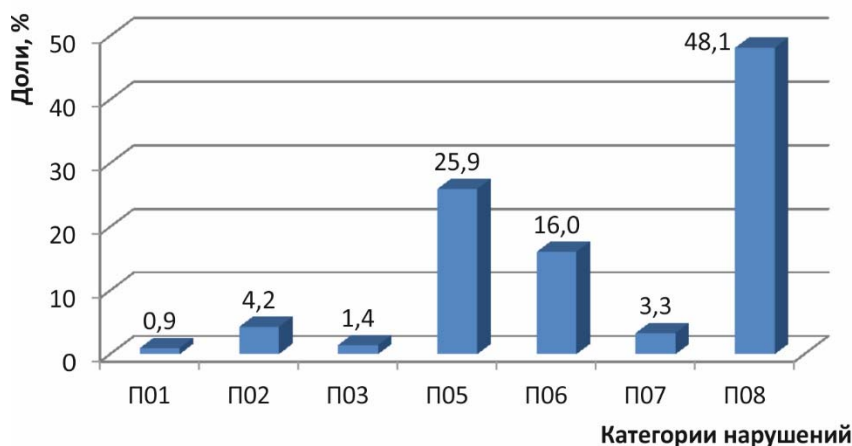
### 3. Количества нарушений и средний коэффициент использования реакторных установок.



Явной зависимости количества нарушений от значения  $K_{исп}$  не наблюдается.

На рис.4 приведены доли нарушений в работе ИЯУ по категориям НП-027-10, произошедшие по причине отказов элементов и ошибок персонала.

### 4. Распределение доли нарушений в работе ИЯУ России по категориям



Нарушения категории П08 (отклонения в работе систем управления и защиты, при значениях контролируемых параметров, не выходящих за установленные пределы) составляют почти половину всех нарушений по причине отказов элементов и ошибок персонала. Срабатывание аварийной защиты при значениях контролируемых параметров ИЯУ, не выходящих за установленные пределы, принято считать «ложным» срабатыванием защиты. Нарушения категории П08, в основном, происходят по «ложным» сигналам аварийной защиты. К «ложным» срабатываниям аварийной защиты могут приводить



нарушения и других категорий, например, нарушения по ошибке персонала П06 (отключают/включают не тот прибор, неверно выставляют аварийные уставки и т.п.).

За рассматриваемый период произошло 89 нарушений с остановом от «ложного» сигнала аварийной защиты: 72 категории П08, 8 категории П05 (нарушения в работе технологического и электротехнического оборудования), 8 категории П06 и 1 категории П07 (нарушения в работе экспериментальных устройств). В сумме это составляет  $\approx 43\%$  от всех нарушений по причине отказа элемента и ошибок персонала.

Таким образом, уменьшение количества нарушений по «ложному» срабатыванию защиты может привести к значительному (почти в два раза) снижению общего количества нарушений по причине отказов элементов и ошибок персонала.

Основная доля непосредственных причин отказов элементов и ошибок персонала, приведших к «ложному» срабатыванию аварийной защиты, приходится по НП-027-10 на классы технических неисправностей — 84,4%, из них:

- N3 — неисправности в электронных компонентах — 45,6%;
- N2 — неисправности в электротехнической части — 32,0%;
- N1 — неисправности в механической части — 6,8%.

Около половины коренных причин отказов элементов и ошибок персонала, приведших к «ложному» срабатыванию аварийной защиты, относится к недостаткам конструирования, проектирования, изготовления, сооружения, монтажа, наладки, ремонта (класс K1) — 48,28%, наибольшие из которых:

- недостатки изготовления (подкласс K1.3)  $\approx 50\%$ ;
- недостатки проектирования (подкласс K1.2)  $\approx 20\%$ ;
- недостатки конструирования (подкласс K1.1)  $\approx 18\%$ .

Для снижения количества непосредственных и коренных причин технического характера, приводящих к «ложному» срабатыванию аварийной защиты, в первую очередь, проводятся замены приборов (отказавшего и аналогичного типа) на новые, переходят на более современные средства контроля технологических параметров и электронной аппаратуры, более качественно проводятся ремонтные и монтажные работы, техническое обслуживание, входной контроль после ремонта. Действенным способом борьбы с «ложным» срабатыванием аварийной защиты является внедрение схемы срабатывания аварийной защиты по логике «2 из 3-х» или «2 из 4-х». В этом случае исключаются «ложные» срабатывания аварийной защиты при отказе одного из приборов систем управления и защиты, контроля технологических параметров.

## Список литературы

1. НП-027-01. Положение о порядке расследования и учёта нарушений в работе исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии, Москва, 2001.
2. НП-027-10. Положение о порядке расследования и учёта нарушений в работе исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность, 2010. № 3. С. 35–54.

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

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

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. Система управления и защиты на базе модуля безопасности «Мираж – МБ» и контроля технологических параметров отработала более десяти лет. За этот промежуток времени набран большой опыт эксплуатации данных систем. Введена в эксплуатацию модифицированная система контроля технологических параметров исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т на базе приборов «Метран-150». После продления срока эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т эксплуатирующая организация продолжает выполнять программу управления ресурсом оборудования и систем важных для безопасной эксплуатации ИРТ-Т, а также по состоянию зданий и сооружений.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ МОДЕРНИЗАЦИИ РЕАКТОРА СМ

П.А. Зайченко<sup>1,2</sup>, А.П. Малков<sup>1</sup>, А.В. Пайдулов<sup>1,2</sup>, Д.В. Фомин<sup>1,2</sup>,  
А.М. Шараев<sup>1,2</sup>, Ю.А. Краснов<sup>1</sup>

<sup>1</sup>АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград

Одно из основных назначений реактора СМ — наработка радиоактивных нуклидов для нужд промышленности и медицины, потребность в которых постоянно растет. Наиболее востребованы для накопления радионуклидов облучательные объемы нейтронной ловушки реактора СМ, все имеющиеся каналы которой в настоящее время используются со стопроцентной загрузкой. Поэтому актуальна задача по расширению возможностей нейтронной ловушки реактора СМ.

Решение данной задачи возможно при использовании всего объема центральной замедляющей полости реактора (ЦЗП) для облучения материалов путем удаления бериллиевых вкладышей ЦЗП, центрального компенсирующего органа (ЦКО) и размещения в высвободившемся объеме каналов для установки облучаемых мишеней. Для сохранения поглощающей способности рабочих органов (РО) СУЗ при отказе от ЦКО предложено увеличить диаметр РО АЗ для повышения их эффективности и использовать их в двух функциях (АЗ-КО): аварийной защиты (АЗ) на нижнем участке хода и компенсатора реактивности (КО) на верхнем участке хода рабочего органа.

Изменение физических характеристик активной зоны при реализации предложенных решений определяли, как расчетным, так и экспериментальным

(на критической сборке реактора) методами. В процессе проведения экспериментальных исследований определяли закономерности изменения эффективности РО СУЗ, запаса реактивности, эффектов реактивности при перегрузке активной зоны. Завершила эксперименты работа по определению объемных коэффициентов неравномерности энерговыделения в типовых ячейках активной зоны для расчета параметров гидравлического профилирования расхода теплоносителя в активной зоне с новой компоновкой ЦЗП.

На первоначальном этапе был определен масштаб изменения эффективности РО реактора СМ, запаса реактивности и эффектов реактивности при переходе от существующей компоновки ЦЗП с 27 каналами для мишеней (Ве-вкладыши, сепаратор, ЦКО) на новую компоновку ЦЗП с 57 каналами для размещения мишеней и модифицированными РО АЗ. Была так же оценена и подтверждена возможность компенсации потери запаса реактивности и восстановления компенсирующей способности РО СУЗ при переходе на новую нейтронную ловушку догрузки топлива в активную зону. Кроме того, экспериментально были определены градуировочные характеристики модернизированных РО АЗ, что позволило обосновано «разбить» РО на зоны КО и АЗ.

На следующем этапе работ было исследовано влияние вариантов загрузки ячеек модернизированной нейтронной ловушки материалами с различными поглощающими и замедляющими свойствами на реактивностные характеристики активной зоны. Третий этап включал в себя определение эффектов реактивности при перегрузке ТВС и других элементов активной зоны.

Замена компоновки ЦЗП влечет за собой изменение профиля энерговыделения и, как следствие, требует корректировки параметров профилирования расхода теплоносителя в активной зоне, применяемого в реакторе СМ для обеспечения одинакового запаса до кризиса теплообмена на оболочке твэлов с существенно отличающимся уровнем мощности. Экспериментальное исследование профиля энерговыделения проводили активационным методом, при котором измерялась активность всех ТВС в активной зоне, а для конкретной типовой ячейки в дополнение к этому проводились измерения активности каждого твэла в сборке.

Полученные результаты экспериментальных исследований послужили основой исходных данных для анализа и обоснования безопасности реактора СМ с модернизированной активной зоной.

## **ПЕРЕВОД РЕАКТОРОВ РБТ-6, РБТ-10 НА НОВОЕ ТОПЛИВО (ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ)**

А.М. Шараев<sup>1,2</sup>, А.П. Малков<sup>1</sup>, А.В. Пайдулов<sup>1,2</sup>, В.В. Пименов<sup>1</sup>,  
М.Ф. Валишин<sup>1</sup>, С.А. Сазонтов<sup>1</sup>, В.А. Свистунов<sup>1</sup>

<sup>1</sup>АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград

Топливом реакторов РБТ-6 и РБТ-10 служат отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) реактора СМ-3 — ТВС черт. 184.03.000 и черт. 184.05.000. С 2005г в реакторе СМ-3 начали использовать ТВС нового типа — черт. 184.08.000, черт. 184.09.000, черт. 184.10.000 [1]. Эти модификации тепловыде-

ляющих сборок имеют те же габаритные размеры, но набраны из ТВЭЛов с увеличенной на 20% загрузкой по  $^{235}\text{U}$  по сравнению с ранее использовавшимися ТВЭлами (6 г вместо 5 г  $^{235}\text{U}$  на ТВЭЛ). Кроме того в ТВС нового типа чехол из нержавеющей стали заменен на чехол из циркониевого сплава. Имеющийся запас ОТВС типа 184.03.000 и 184.05.000 близится к исчерпанию. Перевод реакторов РБТ на ТВС нового типа позволит решить проблему обеспечения их топливом на перспективу.

Процедура перевода реакторов РБТ-6 и РБТ-10 начата в 2015 г. В рамках утвержденной программы работ была проведена серия экспериментов на реакторах по исследованию эффектов реактивности и эффективности РО СУЗ при замене штатных ТВС на ТВС с увеличенной загрузкой по  $^{235}\text{U}$ . Полученные результаты использованы для уточнения расчетных оценок воздействия загрузки ТВС нового типа (184.08.000) на размножающие свойства активной зоны. В результате расчетно-экспериментальных исследований была подтверждена возможность поэтапного перевода реакторов РБТ на топливо с увеличенной загрузкой  $^{235}\text{U}$  в ТВЭле с сохранением основных проектных характеристик реактора при обоснованном выборе размещения ТВС старого и нового типа на этапе формирования загрузки активной зоны.

В течение 3,5 лет при перегрузках реакторов ТВС старого типа последовательно заменяли на современные ТВС. Для каждой планируемой перегрузки с использованием аттестованного прецизионного нейтронно-физического кода улучшенной MCU-RFFI/A рассчитывали запас реактивности, подкритичность при проведении перегрузочных операций, эффективность органов СУЗ, распределение энерговыделения в активной зоне. По результатам выполненных расчетов для каждой кампании готовили обоснование безопасности, подтверждающее, что пределы безопасной эксплуатации реакторов не нарушаются, а условия безопасной эксплуатации обеспечиваются [2].

При использовании в реакторах РБТ-6 и РБТ-10 ТВС новых типов проводили постоянный контроль их герметичности. Признаков разгерметизации ТВС зафиксировано не было. К марту 2019 г. количество ТВС типа 184.08.000 в активной зоне реактора РБТ-6 доведено до 46 штук (82% от общего числа ТВС в а.з.), в активной зоне реактора РБТ-10 — до 43 штук (55% от общего числа ТВС в а.з.). Успешный опыт эксплуатации реакторов РБТ-6 и РБТ-10 с новым топливом в течение последних лет с сохранением проектных характеристик установок подтвердил возможность дальнейшего безопасного использования этого топлива.

## Список литературы

1. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л., и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации и основные показатели последующей работы. Международная научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», Тезисы докладов. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С.144-150.
2. Шараев А.М. Малков А.П., Пайдулов А.В. и др. Обеспечение ядерной безопасности реакторов РБТ-6, РБТ-10 в процессе перевода на новое топливо. XX Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», Тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С.16-17.

# ИТОГИ РАБОТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М ЗА 2018 ГОД

А.В. Козлов, В.С. Новгородский, А.М. Роговский, Е.Н. Селезнев

АО «ИРМ», г. Заречный

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М входит в состав комплекса ИЯУ АО «Институт реакторных материалов», который включает в себя непосредственно реактор, корпус защитных камер и пункт хранения ядерных материалов.

Физический пуск реактора ИВВ-2М осуществлен в апреле 1966 года. С момента начала эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М, 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 2018 году;
- состояние безопасности на ИЯР ИВВ-2М;
- план мероприятий по реконструкции систем и оборудования ИЯР ИВВ-2М, утвержденный в 2010 году, и ход его выполнения по состоянию на сегодняшний день;
- - перспективы использования ИЯР ИВВ-2М до 2025 года.

В 2018 году коэффициент использования реактора составил 92%, энерговыработка — 51,45 ГВт·час. За прошедший год допущено одно нарушение в работе ИЯУ ИВВ-2М. Нарушение классифицируется как П06 в соответствии с НП-027-10 «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок». Приказом директора АО «ИРМ» назначена комиссия для расследования допущенного нарушения. Расследование проведено в порядке, установленном НП-027-10, по результатам расследования составлен отчет.

В 2010 году разработан «План мероприятий ОАО «ИРМ» по обеспечению безопасной эксплуатации комплекса ИВВ-2М на период до 2025 года», утвержденный руководством ГК «Росатом». На сегодняшний день выполнение плана составляет примерно 65%.

В настоящее время проводятся мероприятия по подготовке к третьему этапу реконструкции систем и оборудования ИЯУ ИВВ-2М, связанному в основном с реконструкцией вентиляционных систем комплекса с ИЯР ИВВ-2М и модернизации грузоподъемных машин с целью приведения состояния указанных систем и оборудования в соответствие с требованиями современных норм и правил, действующих в области использования атомной энергии, и повышению безопасности объекта в целом. Проведенная реконструкция до 2024 года позволит реализовать мероприятия по продлению срока эксплуатации комплекса с ИЯР ИВВ-2М вплоть до 2035–2040 г.

## НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

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

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

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

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

**АО «НИИП»** — акционерное общество «Научно-исследовательский институт приборов» (г. Лыткарино).

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

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

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

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

**Ростехнадзор** — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (г. Москва).

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

**ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"»** — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» (г. Димитровград).

**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).

**ФГАОУ ВО «СГУ»** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Севастопольский государственный университет» (г. Севастополь).

**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 «ФВЦМР ФМБА России»** — федеральное государственное бюджетное учреждение «Федеральный высокотехнологичный центр медицинской радиологии Федерального медико-биологического агентства России» (г. Димитровград).

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

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

**ФГУП «СКЦ Росатома»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Ситуационно-кризисный центр Федерального агентства по атомной энергии» (г. Москва).

**ЧУ «СГИК "Росатом"»** — частное учреждение «Служба генерального инспектора государственной корпорации по атомной энергии "Росатом"» (г. Москва).

# СОДЕРЖАНИЕ

Вопросы обеспечения безопасности при продлении срока эксплуатации объектов использования атомной энергии. С.А. Адамчик, С.С. Кречетов, М.О. Шведов (Госкорпорация «Росатом», Москва).....	3
О совершенствовании федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в части регулирования безопасности исследовательских ядерных установок. А.В. Курындин <sup>1</sup> , А.М. Киркин <sup>1</sup> , М.Ю. Карякин <sup>1</sup> , А.И. Сапожников <sup>2</sup> , Д.Н. Поляков <sup>2</sup> ( <sup>1</sup> ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва; <sup>2</sup> Ростехнадзор, г. Москва) .....	3
Безопасная эксплуатация и модернизация исследовательских ядерных установок НИЦ «Курчатовский институт». А.С. Курский (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва).....	4
Радиационное состояние первого контура реактора ИВВ-2М при нарушениях нормальной эксплуатации. А.А. Дьяков, Д.В. Марков (АО «ИРМ», г. Заречный) .....	5
Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60: работы по повышению безопасности и продлению срока эксплуатации. Ю.М. Крашенинников, Л.Б. Нечаев, В.Б. Харлов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	6
Определение реактивности при «холодных» измерениях по показаниям одного нейтронного детектора. А.В. Белин, М.А. Соснин, А.Г. Васяткин, А.А. Молодцов, Д.А. Ермилов (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород).....	7
Обеспечение безопасности испытаний на критических стендах АО «ОКБМ Африкантов». А.А. Молодцов, М.А. Камнев, А.Г. Васяткин, Д.О. Фатьянов (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород).....	8
Подготовка исследовательского реактора ПИК к энергетическому пуску. С.Л. Смольский <sup>1</sup> , А.В. Коротынский <sup>1</sup> , А.В. Антонов <sup>1</sup> , А.С. Полтавский <sup>1</sup> , И.Т. Третьяков <sup>2</sup> , Н.В. Романова <sup>2</sup> ( <sup>1</sup> ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт" — ПИЯФ», г. Гатчина; <sup>2</sup> АО «НИКИЭТ», г. Москва).....	9
Исследовательский ядерный реактор ВИР-2М: опыт эксплуатации и планируемая модернизация. Д.А. Юнин, А.Д. Авдеев, Л.С. Богомоллова, Л.Ю. Глухов, А.Р. Дягель, С.П. Котков, А.А. Кубасов, А.А. Пикулев, К.Г. Плужан, С.О. Табаков, С.Л. Турутин, В.Х. Хоружий, А.В. Шуркаев (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров).....	10
Расчётная модель системы каталитической рекомбинации водорода с принудительной конвекцией парогазовой смеси для растворного исследовательского ядерного реактора ВИР-2М. А.Р. Дягель, Н.А. Шлячков, В.Ю. Волгутов, А.А. Пикулев, С.П. Котков, Д.А. Юнин, А.Д. Авдеев, С.О. Табаков, А.В. Шуркаев (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», г. Саров) .....	12
Создание исследовательской ядерной установки с многоцелевым исследовательским реактором на быстрых нейтронах (МБИР). С.А. Киверов, С.И. Новиков, В.И. Черевко (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград) .....	14
Обеспечение безопасности исследовательских реакторов при подготовке и проведении экспериментов. А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград) .....	16

Статус (текущее состояние) работ по модернизации активной зоны реактора СМ. С.А. Сазонтов, В.С. Винокуров, А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	17
Опыт эксплуатации исследовательских ядерных установок СМ и РБТ-6 реакторного исследовательского комплекса АО «ГНЦ НИИАР». А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	17
Результаты экспериментального определения нейтронно-физических характеристик реактора СМ с облучательным устройством для наработки изотопа хрома-51. А.В. Пайдулов <sup>1,2</sup> , А.П. Малков <sup>1</sup> , Ю.А. Краснов <sup>1</sup> , Д.В. Фомин <sup>1,2</sup> , П.А. Зайченко <sup>1,2</sup> , А.М. Шараев <sup>1,2</sup> ( <sup>1</sup> АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград).....	18
Обобщение данных показателя устойчивости расширенной активной зоны кипящего реактора ВК-50. А.А. Скрябин, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова, С.В. Орешин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	21
Исследовательские реакторы МИР и РБТ-10/2: опыт эксплуатации, экспериментальные возможности, современное состояние. С.В. Романовский <sup>1</sup> , В.А. Свистунов <sup>1</sup> , А.Ю. Халяпин <sup>1</sup> , Д.В. Фомин <sup>1</sup> <sup>2</sup> ( <sup>1</sup> АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград).....	23
Анализ ядерной безопасности при обращении с отработавшим топливом реактора МИР. Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	24
Расчётно-экспериментальное определение условий эксплуатации несменяемых элементов конструкции реактора БОР-60. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Ю.М. Крашенинников (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	26
Нарушения в работе исследовательских ядерных установок России в 2014–2018 годах. М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федюлин, Н.А. Калиновская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	27
Нарушения в работе исследовательских ядерных установок России и ложные срабатывания аварийной защиты в 2001–2018 годах. М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федюлин, Н.А. Калиновская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	30
О состоянии ядерной и радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. А.А. Яничев, А.Г. Наймушин, О.М. Худолеева, П.Н. Худолеев (ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск) .....	33
Экспериментальное обоснование модернизации реактора СМ. П.А. Зайченко <sup>1,2</sup> , А.П. Малков <sup>1</sup> , А.В. Пайдулов <sup>1,2</sup> , Д.В. Фомин <sup>1,2</sup> , А.М. Шараев <sup>1,2</sup> , Ю.А. Краснов <sup>1</sup> ( <sup>1</sup> АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград).....	33
Перевод реакторов РБТ-6, РБТ-10 на новое топливо (текущее состояние). А.М. Шараев <sup>1,2</sup> , А.П. Малков <sup>1</sup> , А.В. Пайдулов <sup>1,2</sup> , В.В. Пименов <sup>1</sup> , М.Ф. Валишин <sup>1</sup> , С.А. Сазонтов <sup>1</sup> , В.А. Свистунов <sup>1</sup> ( <sup>1</sup> АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», г. Димитровград).....	34
Итоги работы исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М за 2018 год. А.В. Козлов, В.С. Новгородский, А.М. Роговский, Е.Н. Селезнев (АО «ИРМ», г. Заречный).....	36
Названия организаций.....	37



Научное издание

**XXI РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ**  
**«БЕЗОПАСНОСТЬ**  
**ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»**

(г. Димитровград, 20–24 мая 2019 г.)

Тезисы докладов

Ответственный за выпуск М.А. Соловьёв

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

Подписано в печать 14.05.2019. Формат 60×84/16.  
Уч.-изд. л. ~ 2,35. Усл. печ. л. 2,32. Ризография.  
Гарнитура Times New Roman, Arial, Arial Narrow.  
Тираж 125 экз. Заказ № 501.

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 978-5-94831-176-0



9 785948 311760