



**НИИАР**



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



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

г. Димитровград, 28–31 мая 2018 г.

# **ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ**

**Димитровград  
2018**

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ  
«РОСАТОМ»

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

**XX РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ**

**«БЕЗОПАСНОСТЬ  
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»**

(г. Димитровград, 28–31 мая 2018 г.)

**ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ**

Димитровград  
2018

УДК 621.039.58  
ГРНТИ 58.33.02  
ББК 31.46

XX Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 28–31 мая 2018 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 32 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XX Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 28–31 мая 2018 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»), 2018

ISBN 978-5-94831-170-8

# **СТАНДАРТЫ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ» ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

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

Госкорпорация «Росатом», г. Москва

Целью разработки Стандартов Госкорпорации «Росатом» по ядерной безопасности является замена ранее разработанных и действующих отраслевых правил по ядерной безопасности (ПБЯ-06-00-96, ПБЯ-06-09-90, ПБЯ-06-10-99 и т.д.) и создание в отрасли системы Стандартов по ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами вне реактора (в системах, не оснащенных системами управления защитой) для всех организаций Госкорпорации «Росатом», занятых проектированием, изготовлением и эксплуатацией объектов, оборудования, на которых используются, перерабатываются, хранятся, транспортируются ядерные делящиеся материалы.

Создаваемые Стандарты позволят унифицировать требования ядерной безопасности при использовании, переработке, внутриобъектовом хранении и транспортировании ядерных делящихся материалов, а также требования к системам аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления и техническим средствам таких систем.

Разрабатываемые Стандарты не распространяются на деятельность, связанную с разработкой, изготовлением, испытанием, эксплуатацией и утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения.

## **СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ НОРМАТИВНЫХ ПРАВОВЫХ АКТОВ ПО БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК**

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

<sup>1</sup>Ростехнадзор, г. Москва

<sup>2</sup>ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

В настоящее время с целью учета рекомендаций, сформулированных по результатам миссии МАГАТЭ 2009 года и пост-миссии МАГАТЭ 2013 года по комплексной оценке соответствия регулирующей деятельности нормам безопасности МАГАТЭ, а также изменений, внесенных в Федеральный закон от 21 ноября 1995 года № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»,

активно пересматриваются федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии (далее – ФНП) в части безопасности исследовательских ядерных установок.

В частности, с середины 2017 года были утверждены и вступили в силу «Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов» НП-009-17, «Правила устройства и эксплуатации исполнительных механизмов органов воздействия на реактивность» НП-086-12 (ред. от 28.09.2017), «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок» НП-049-17.

Проводится работа по разработке новой редакции ФНП «Требования к содержанию плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на исследовательских ядерных установках» (НП-075-xx) и проекта ФНП «Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи исследовательским ядерным установкам в случаях радиационно опасных ситуаций». При пересмотре действующих ФНП и разработке новых проектов документов учитываются рекомендации стандартов по безопасности МАГАТЭ.

В докладе кратко изложены основные результаты гармонизации требований ФНП с рекомендациями стандартов МАГАТЭ по безопасности исследовательских ядерных установок.

## **РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ ПО ПЕРЕВОДУ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ НА НИЗКОБОГАЩЁННОЕ ТОПЛИВО**

С.Ю. Булкин, О.А. Кравцова, А.И. Радаев,  
С.А. Соколов, Ю.С. Черепнин

АО «НИКИЭТ», г. Москва

Представлен краткий обзор результатов работ по снижению обогащения топлива в тепловыделяющих сборках исследовательских реакторов российской разработки, выполненных в последние годы. Отмечено практическое завершение конверсии на низкообогащенное топливо исследовательских реакторов, построенных по советским проектам за рубежом. Приведены основные этапы работ, включающие разработку и создание низкообогащенного топлива ( $UO_2-Al$ ) на основе существующих проектов твэлов и ТВС; разработку и создание твэлов и ТВС с низкообогащенным высокоплотным топливом; разработку твэлов и ТВС нового поколения для проектируемых исследовательских реакторов.

# **К ВОПРОСУ О ВВЕДЕНИИ ПОНЯТИЯ «УЧЕБНАЯ ЯДЕРНАЯ УСТАНОВКА» В РАМКАХ ДИФФЕРЕНЦИРОВАННОГО ПОДХОДА ПРИ РЕГУЛИРОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК**

М.С. Алхутов

ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"», г. Москва

Девятого ноября 2017 года состоялось заседания секции № 3 «Безопасность объектов использования атомной энергии» Научно-технического совета Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору, посвященное теме «Применение дифференцированного подхода при регулировании безопасности исследовательских ядерных установок». В решении НТС было записано:

**1. Ввести ФНП понятие «Учебный ядерный подритический стенд».**

**2. Разработать отдельные требования безопасности к такому типу установок, включая:**

- **неограниченный срок эксплуатации;**
- **неограниченный срок лицензии ядерной установки или заменить лицензию на эксплуатацию регистрацией в реестре аналогично с регистрацией в реестре источников 4 и 5 категорий опасности.**

Проблема введения понятия «учебная ядерная установка» (УЯУ) обсуждалась давно. Поэтому очень приятно, что этот вопрос был поднят на государственный уровень.

Необходим безопасный, гибкий инструмент, дающий возможность в рамках учебного процесса реализовать постановку ряда задач, рассматриваемых в рамках теории ядерных реакторов.

Сформулируем ряд требований, которым должна удовлетворять УЯУ:

- **гарантированная ядерная безопасность;**
- **гибкость – возможность быстрой перестройки, для решения конкретных физических задач;**
- **отсутствие систем и элементов важных для безопасности;**
- **неограниченный срок эксплуатации (бессрочный) заложен в проекте;**
- **использование закрытых радиоактивных источников (ЗРИ) не выше 5 и 4 категории по потенциальной опасности;**
- **создание системы дистанционного перемещения источника подсветки в (из) рабочее положение;**
- **отсутствие твёрдых и жидких радиоактивных отходов (РО), в том числе и отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), за исключением ЗРИ с истекшим назначенным сроком службы;**
- **дозовые нагрузки в период выполнения лабораторных работ не должны превышать допустимые для персонала группы «Б»;**

- желательна (при выполнении лабораторных работ) соблюдение атрибутики выполнения реальных радиационно- и ядерно- опасных работ, для воспитания культуры производства;
- было бы неплохо для этих установок расширить категорирование по ядерной безопасности, кстати в материалах МАГАТЭ их пять а у нас четыре. Фактически эти установки по всем критериям лежат на нижней границе IV категории и ниже.

Существует достаточно большое количество подкритических сборок отличающихся по составу, форме и характеристикам.

Рассмотрим варианты сборок удовлетворяющих этим требованиям.

В качестве ядерного материала однозначно подходит уран природного обогащения. Вариант использования тория достаточно проблематичен, он требует создания специального сплава с добавкой небольшого количества урана-235, или урана-233, который для других целей использоваться не будет.

В качестве замедлителя могут подойти различные лёгководородные материалы:

- жидкие углеводороды удобны, но огнеопасны;
- спирты тоже удобны, но легко испаряются и огнеопасны;
- технические масла удобны, но возникают проблемы с хранением и заменой;
- твёрдые углеводородные полимеры, оргстекло создают проблемы с быстрой перестройкой зоны;
- остаётся лёгкая вода.

Рассмотрим характеристики «учебной подкритической сборки» на примере уран-водной подкритической сборки МЭИ (ПКС МЭИ).

В МЭИ эксплуатируется уран-водная подкритическая сборка (природный уран лёгкая вода). Аналогичные сборки были в МИФИ (ПКС УВПШ) и ВВМИОЛУ. Эти ИЯУ проектировались как учебные с бессрочной эксплуатацией. Необходимо отметить, что это уникальный инструмент для учебного процесса в рамках освоения дисциплины «Теория ядерных реакторов».

Сама система очень гибкая, т.е. позволяет оперативно решать достаточно серьёзные задачи теории реакторов:

- за одну 4-часовую лабораторную работу можно получить зависимость материального параметра от шага решётки;
- можно определить эффективность регулирующих стержней при различном их размещении по радиусу активно зоны;
- снять радиальную и аксиальную зависимость потока нейтронов для определения материального параметра сборки;
- провести «критический эксперимент» методом догрузки зоны.

Уникальность заключается в том, что сама ИЯУ теоретически подкритична (в системе природный уран лёгкая вода невозможно достижения критичности, конкретно в данной сборке максимально возможное значение  $K_{эфф}=0.83$ ), т.е. сборка абсолютно безопасна. Используемый ядерный материал (ЯМ) специзделие «Рубин» в виде очехлованных блочков природного урана, относится к 4-ой категории. С большим трудом, при обсуждении редакции «Правил ядерной

безопасности подкритических стендов 2005» (ПБЯ ПКС-2005), удалось добиться положения о неязательности наличия СУЗ и возложения ответственности на руководителя организации (достаточно иметь специально назначенное лицо). Последствия несанкционированных действий не выходят за пределы помещения в котором размещена сборка. Количество ЯМ около 3-х тонн, при «значимом количестве» 10 тонн, мощность составляет около 0.2 мВт, отсутствуют системы важные для безопасности. Отсутствуют радиоактивные отходы кроме ЗРИ с истекшим назначенным сроком службы.

Так как давление атмосферное, энерговыделение практически равно нулю, ЯМ за неограниченный период эксплуатации можно рассматривать как необлучённое топливо (плотность потока нейтронов на десять порядков ниже энергетических ЯУ), то фактическое время службы учебной ИЯУ неограниченно. Периодически необходимо обновлять регистрирующую аппаратуру. В соответствии с ООБ при эксплуатации уран-водного подкритического стенда (ПКС) МЭИ, наивысшая проектная авария не выходит за рамки П2 «Правила расследования и учёта при обращении с радиационными источниками и радиоактивными веществами, применяемыми в народном хозяйстве» (НП-014-2000). За всё время эксплуатации нештатных ситуаций на объекте не было.

ПКС МЭИ имеет два канала регистрации нейтронного потока на базе счётчиков СНМ-12 (для радиальных и аксиальных измерений), периодически производится замена пересчётных приборов, вышедших из строя или морально устаревших (ПСО-2-2ЕМ, ПСО-2-4, ПСО2-5, в настоящее время УС-6).

В тоже время все требования, предъявляемые к ИЯУ были сразу отнесены и к ПКС МЭИ. Проблемы начались сразу. В рамках структуры и содержания «отчёта в области государственного учёта и контроля ядерных материалов...» - Приказ № 652 от 12.12.2008 мы ничего не могли написать о коде программы применения ЯМ (раздел IV табл.3), из 4-х вариантов наша сборка не подпадала не под один. Напомню, сборка используется только в учебных целях. Других видов работ на ПКС МЭИ не проводится.

Грузоподъёмные механизмы (ГПМ), обеспечивающие выполнение ряда операций: две электротали управляемые с пола (3-и тонны и 0.5 тонн) не подлежат постановке на учёт в Ростехнадзоре. Они проходят регулярную поверку отделом главного механика МЭИ (подразделение ответственное за ГПМ). Необходимо отметить, что время использования трёхтонной электротали составляет около двух часов в год (операция замены стационарной корзины на лучевой щит с переменным шагом), полутонная электроталь используется один раз в 15 лет для опускания и подъёма из ячейки контейнера с источником с истекшим назначенным сроком службы.

В проекте, при строительстве и вводе в эксплуатацию время эксплуатации рассматривалось как бессрочное. Работы проводились в одном семестре (в соответствии с учебным планом) для 4-х подгрупп по два раза в неделю половина семестра. Требование продления срока эксплуатации свыше тридцати лет НП-014-2000. п.2.7 («Требования и обоснование возможности продления назна-

ченного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии») в основном базируется определением остаточного ресурса систем важных для безопасности, таких систем в составе ПКС МЭИ нет.

Некоторый элемент дифференцированного подхода содержится в «Правилах физической защиты ЯМ, ЯУ и ПХ ЯМ» №456 от 19.07 2007 – п.25 гласит «Ядерные материалы IV категории обеспечиваются физической защитой исходя соображений практической целесообразности», конечно очень расплывчато, что даёт возможность инспекторам трактовать это положение неоднозначно.

В заключении отметим, что первый разумный шаг по пути дифференцированного подхода для рассматриваемого класса объектов – введение понятия «Учебная ядерная установка», наложив на неё конкретные требования.

На примере «Лаборатории нейтронной физики» МЭИ можно отметить, что отмена лицензии для организаций, эксплуатирующих радиационные источники, содержащие в своём составе только радионуклидные источники 4 и 5 категории (достаточно регистрации в Реестре), значительно упростилось оформление её деятельности.

## **СОСТОЯНИЕ НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ ПО УПРАВЛЕНИЮ РЕСУРСОМ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК**

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

<sup>1</sup>Ростехнадзор, г. Москва

<sup>2</sup>ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

В Российской Федерации большая часть исследовательских ядерных установок (ИЯУ) введена в эксплуатацию более 30 лет назад. В соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии (ФНП) актуальным вопросом является обоснование возможности продления срока эксплуатации свыше 30-летнего периода и определение остаточного ресурса систем и оборудования, важного для безопасности. Для ИЯУ требования по безопасности управления ресурсом не определены.

Анализ отчетов о расследовании нарушений в работе ИЯУ показывает, что более чем в половине случаев коренные причины имевших место нарушений связаны с отказом оборудования в связи с физическим износом, а также недостатками технического обслуживания и ремонта. В качестве компенсирующих мер комиссиями по расследованию нарушений часто предлагаются меры, направленные на проведение дополнительных проверок для определения степени износа оборудования.

С учетом опыта правоприменительной практики, анализа действующих нормативных документов, которые содержат требования к управлению ресурсом оборудования атомных станций, а также с учетом рекомендаций МАГАТЭ (SSG-10), в докладе рассматриваются основные положения, которые необходимо включить в основу специализированного нормативного документа, содержащего требования по управлению ресурсом оборудования исследовательских ядерных установок, а именно:

- документ должен устанавливать требования к управлению ресурсом элементов и систем, важных для безопасности ИЯУ различных типов;
- требования по безопасности управления ресурсом должны быть сформулированы для всех этапов жизненного цикла ИЯУ;
- должны выдвигаться общие требования к наличию в составе эксплуатирующей организации организационной структуры, обеспечивающей реализацию управления ресурсом элементов и систем, важных для безопасности.

## **МОДЕРНИЗАЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»**

А.С. Курский

НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

В докладе представлены основные технические мероприятия, направленные на модернизацию исследовательских ядерных установок НИЦ «Курчатовский институт» в 2015-2017 гг.

В НИЦ «Курчатовский 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 «Курчатовский институт».

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

Представленные работы выполнялись в рамках Федеральных целевых программ и государственной субсидии на модернизацию и переоснащение ядерно-физического комплекса НИЦ «Курчатовский институт»

В докладе также приведены планы дальнейшего использования и модернизации ИЯУ.

# **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÷2017 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 трансураниевых 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 г.

# СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ МИР И СМ

Д.В. Фомин, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, А.М. Шараев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

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

На критических сборках реакторов 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 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. Основные улучшения технических систем критстендов в последние годы эксплуатации связаны с направлением физической защиты и учета и контроля ядерных материалов.

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 устройств и т.д.), перед их установкой в реакторы СМ и МИР.

# АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ХРАНИЛИЩЕ АО «ГНЦ НИИАР»

Е.С. Фрааз, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Обеспечение ядерной безопасности (ЯБ) при обращении с делящимися материалами в нормальных и аварийных режимах эксплуатации любого объекта ядерной энергетики – одна из ключевых задач при проектировании и эксплуатации такого объекта. Согласно нормативному документу НП-061-05 [1] ядерная безопасность при хранении и транспортировании ядерного топлива обеспечивается, если коэффициент размножения нейтронов не превышает 0,95 при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии. Целью анализа ядерной безопасности является доказательство выполнения этого критерия, как для режимов нормальной эксплуатации, так и для проектных аварий.

При анализе ЯБ необходимо учитывать такие количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды), которые в результате исходных событий проектных аварий приводят к максимальному значению  $K_{эфф}$  (п.3.2 [1]).

Существующие обоснования ядерной безопасности центрального хранилища отработавшего топлива АО «ГНЦ НИИАР» выполнены до ввода в действие НП-061-05 и не содержат результатов анализа при изменении плотности воды в хранилище. В связи с этим необходимо было выполнить уточняющий анализ и обоснование ядерной безопасности хранения и транспортирования отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в центральном хранилище для выполнения требований обозначенного пункта НП-061-05.

Для анализа ЯБ были использованы результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эфф}$ , полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A [2]. Анализ выполнен на современном уровне в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности исследовательских ядерных установок (ИЯУ).

В центральное хранилище АО «ГНЦ НИИАР» поступают отработавшие ТВС (ОТВС) со всех ИЯУ института, а также пены с ЯДМ, содержащие отходы от материаловедческих исследований облученного ядерного топлива и производства  $^{99}\text{Mo}$ . Хранение ОЯТ осуществляется в двух бассейнах выдержки центрального хранилища. Оба бассейна идентичны и разделены на секторы. Каждый сектор предназначен для хранения в нем определенного типа ОЯТ и является нейтронно-независимой системой. ОЯТ в бассейнах выдержки хранятся в чехлах. Для каждого типа ОЯТ предназначен свой чехол.

Сначала были проведены расчеты  $K_{эфф}$  при штатном размещении чехлов в бассейнах выдержки. Для обеспечения консервативного подхода в расчетах каждый сектор бассейнов выдержки был смоделирован отдельной системой, состоящей из бесконечного количества чехлов. Расчеты  $K_{эфф}$  проведены как для нормальных условий хранения, когда чехлы расположены в воде, так и для аварийных ситуаций, связанных с обезвоживанием бассейна выдержки и разгерметизацией герметичных чехлов и пеналов. Расчеты проведены для различной плотности воды в бассейне и внутри чехлов. В расчетах учитывали наличие бетонного пола и стен бассейна, которые играют роль отражателя нейтронов.

Затем были проведены расчеты систем, моделирующих смещение чехлов со штатных позиций в результате исходных событий. В расчетах предполагали, что все чехлы расположились в узлах треугольной решетки вплотную друг к другу.

Был проведен анализ ядерной безопасности операций при приеме на хранение отработавшего ядерного топлива в центральное хранилище.

После длительного хранения в бассейнах выдержки центрального хранилища ОЯТ подлежит вывозу в ПО «Маяк». Транспортирование производят в транспортных упаковочных комплектах (ТУК). Ядерная безопасность при транспортировании ОЯТ в этих ТУК подтверждается сертификатами-разрешениями на конструкцию и перевозку транспортных упаковочных комплектов. Необходимо было провести анализ ядерной безопасности операций по подготовке ОЯТ к отправке на переработку в ПО «Маяк», а именно обосновать процесс загрузки выемных чехлов. Для загрузки выемного чехла ОЯТ его устанавливают на дно бассейна выдержки, где рядом возможно расположение другого типа ОЯТ. В расчетах выемной чехол располагали вплотную к одному из чехлов с ОЯТ той части бассейна, в которой происходит его загрузка.

По результатам нейтронно-физических расчетов установлены и зафиксированы в документации ограничения по количеству и геометрии расположения пеналов с ОЯТ в чехле. Показано, что с учетом ограничений ядерная безопасность при хранении и транспортировании ОЯТ выполняется как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях вследствие изменения плотности воды внутри и вне чехлов, заполнения герметичных чехлов водой, смещения чехлов с ОЯТ со штатных позиций из-за ошибок персонала или внешних воздействий, обезвоживания бассейна выдержки.

### **Список литературы:**

1. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии (НП-061-05), М. 2005 г.;
2. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCU DAT-1.0. Аттестационный паспорт программного средства MCU-RFFI/A от 14.07.2016 г. № 400.

# ИНФОРМАТИЗАЦИЯ ИСПЫТАНИЙ НА КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДАХ АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»

М.А. Соснин, А.В. Белин, С.А. Бучин

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Экспериментальная база ОКБМ сосредоточена в научно-исследовательском испытательном комплексе (НИИК), в состав которого входит лаборатория критических систем (сборок) и теплофизики, обеспечивающая эксплуатацию двух критических стендов:

- **«холодных» испытаний (СТ-659)** обеспечивающий возможность оперативного изменения геометрии активной зоны, состава тепловыделяющихборок, рабочих органов систем управления и защиты, что позволяет проводить экспериментальные исследования по оптимизации состава активной зоны;
- **«горячих» испытаний (СТ-1125)** на котором проводятся исследования для получения нейтронно-физических характеристик активной зоны в процессе разогрева и при рабочих параметрах установки.

В оснащение комплекса критических стендов так же входят следующие измерительные системы:

- установка для измерения распределения энерговыделения по высоте отдельных ТВЭЛов и ТВС в сборе,
- установка для измерения интегральных энерговыделений ТВЭЛов и ТВС в сборе на основе цилиндрических ионизационных камер.

Модернизация на основе внедрения средств автоматизации позволяет перевести существующую испытательную базу на качественно новый уровень в сжатые сроки с минимальными временными и финансовыми затратами. Именно автоматизация процессов измерения, хранения и обработки информации стала главной задачей при модернизации критических стендов.

Работы по модернизации критических стендов идут с 2008 года и будет полностью завершены к 2021 году.

Основным требованием при разработке новых измерительных систем была автоматизация процесса обработки экспериментальной информации. Для решения этой задачи был разработан комплекс программных средств, позволяющий структурировать пакет экспериментальных данных, а также математические алгоритмы обработки массива данных.

К 2018 году выполнены следующие задачи:

- развернут файловый сервер и сервер баз данных с СУБД MS SQL Server;
- разработана структура базы данных, позволяющая надежно хранить исходные данные, а так же оперативно их обрабатывать;
- контроллеры и вторичная измерительная аппаратура объединены в промышленную сеть, унифицирован протокол обмена данными между нижним и верхним уровнем ИИС (ModBusTCP);
- модернизированы элементы ИИС стендов, внедрены современные измерительные средства;
- разработано и внедрено специализированное ПО поддержки оператора;

- полностью модернизирована установка для измерения распределения энерговыделения по высоте топливного элемента – процесс измерения максимально автоматизирован.

## **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 комплекс с двумя ядерными критическими стендами 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 2016 - 2018 г.г. АО «ОКБМ Африкантов» выполнило большой комплекс мероприятий, направленных на обеспечение безопасности при проведении испытаний активных зон на критических стендах.

Актуализированы перечни ядерно-опасных работ при эксплуатации КС СТ-659 и СТ-1125. Обеспечена полнота включения в данные перечни работ, связанных с воздействием на органы регулирования и изменения реактивности, дополнены и расширены меры безопасности при проведении ядерно-опасных работ. Организована корректировка стандартов предприятия, должностных инструкций и другой организационно-распорядительной документации с целью введения детализированных требований и ответственности при организации и проведении ядерно-опасных работ. Изменена организационная структура предприятия. Начала свою работу комиссия по ядерной безопасности в очном порядке. Закуплены индивидуальные дозиметры нейтронного излучения. Разработана РКД и изготовлены комплекты загрузочных устройств и устройств (сцепления) расцепления ТСУ с ПС СУЗ, используемые при проведении работ на КС СТ-1125 при испытаниях штатных активных зон 14-15. Проведена замена первичных измерительных преобразователей на СИ утвержденного типа и модернизирована ИИС стенда СТ-1125.

# ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ РБТ-6 И РБТ-10 В ПРОЦЕССЕ ПЕРЕВОДА НА НОВОЕ ТОПЛИВО

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

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

Реакторы РБТ-6 и РБТ-10 работают на отработавших тепловыделяющих сборках (ОТВС) реактора СМ-3 (СМ-2) – ТВС черт. 184.03.000 и черт. 184.05.000. В 2005г реактор СМ-3 переведен на новый тип топлива – ТВС черт. 184.08.000, черт. 184.09.000, черт. 184.10.000 [1]. ТВС нового типа 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 его топливом на перспективу.

В процессе выполнения работ по переводу реактора РБТ-6 на новое топливо в начале 2015 г. была собрана и проанализирована информация по количеству и состоянию ОТВС реактора СМ старого и нового типов для оценки перспектив его использования в реакторах РБТ.

В рамках утвержденной программы работ для реактора РБТ-6 была проведена серия экспериментов на реакторе по исследованию эффектов реактивности и эффективности РО СУЗ при замене штатных ТВС на ТВС с увеличенной загрузкой по  $^{235}\text{U}$ ; для реактора РБТ-10 было проведено экспериментальное определение эффектов реактивности при загрузке ТВС с повышенным содержанием  $^{235}\text{U}$  в активную зону (а.з.). Полученные результаты использованы для уточнения расчетных оценок воздействия загрузки ТВС нового типа (184.08.000) на размножающие свойства а.з. 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.

Перевод реактора РБТ-6 на новое топливо начат 09.07.2015 путем загрузки двух ТВС типа 184.08.000 в периферийные ячейки активной с невысокой мощностью. При этом ТВС типа 184.03.000 в ячейках с выгоранием топлива 30,5% и 35,7% были заменены на ТВС типа 184.08.000 с выгоранием топлива 38,2% и 38,8%, соответственно. Перевод реактора РБТ-10 на новое топливо начат 02.06.2017 путем загрузки двух ТВС типа 184.08.000. также в периферийные ячейки активной зоны. При этом две ТВС типа 184.03.000 с выгоранием топлива 39,1% и 44,3% были заменены на две ТВС типа 184.08.000

с выгоранием топлива 42,2%, соответственно. Результаты выполненных расчетов в обоснование безопасности показали, что после выполненных операций, все характеристики реактора, важные для безопасности в пределах погрешности расчета не изменились.

В процессе работы реакторов с новыми типами ТВС признаков их разгерметизации зафиксировано не было. С учетом полученного опыта было принято решение о продолжении работ с ведением поэтапной замены ТВС типа 184.03.000 на ТВС типа 184.08.000 в активной зоне реакторов РБТ. Замену ТВС в реакторах в течение 2015-17гг производили партиями по 2÷6 штук, с выпуском расчетного обоснования безопасности для каждой загрузки. К завершению 2017г количество ТВС типа 184.08.000 в активной зоне реактора РБТ-6 доведено до 32 штук (57% от общего числа ТВС в а.з.), в активной зоне реактора РБТ-10 – до 16 штук (20% от общего числа ТВС в а.з.).

#### ЛИТЕРАТУРА

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.

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК МИР И РБТ-10/2**

С.В. Романовский, В.А. Свистунов, А.Ю. Халяпин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Исследовательский реактор МИР.М1 - реактор канального типа с водяным теплоносителем и бериллиевыми замедлителем и отражателем. Основное назначение реактора - петлевые испытания и специальные эксперименты с твэлами и тепловыделяющими сборками (ТВС), как действующих, так и перспективных реакторов различных типов. 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 программ 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.

## **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. После продления срока эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т эксплуатирующая организация приступила к выполнению программы управления ресурсом оборудования и систем важных для безопасной эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. Внесены изменения в системы важные для безопасной эксплуатации и улучшающие работу этих систем, а также повышающие устойчивость работы реакторной установки в целом.

# СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК АО «НИИП» В 2017 ГОДУ

А.С. Грязнов, Н.Н. Ненадышин, С.И. Герасимов

АО «НИИП», г. Лыткарино

АО «НИИП» является межведомственным центром радиационных испытаний изделий электронной техники и радиоэлектронной аппаратуры.

Количество ИЯУ в АО «НИИП»:

- исследовательский импульсный ядерный реактор «БАРС-4»;
- исследовательский статический ядерный реактор бассейнового типа ИРВ-М2 (в стадии сооружения).

**Исследовательская установка БАРС-4**, представляющая из себя быстрый импульсный двухзонный твёрдотопливный реактор, является одной из основных моделирующих установок предприятия.

Реактор БАРС-4 разработан и изготовлен в ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ» и введен в эксплуатацию в АО «НИИП» в 1984 году.

За все время эксплуатации на реакторе произведено свыше 4200 номинальных импульсов без нарушений условий нормальной эксплуатации.

В 2017 году ИЯУ БАРС-4 не эксплуатировался в связи с окончанием срока (12.12.2016г.) действия лицензии.

В марте 2017 года получено Решение о продлении сроков эксплуатации ИЯУ БАРС-4 до 31 декабря 2032 года.

9 декабря 2016 года в «Ростехнадзор» были направлены документы на получение новой лицензии на эксплуатацию реактора.

В 2017 году проведены следующие работы:

- произведена разборка активных зон (АЗ) ИЯУ БАРС-4;
- на элементы АЗ нанесено защитное покрытие «Армокот» А501 (цвет зеленый);
- активные элементы обеих АЗ упакованы в контейнеры, опломбированы и транспортированы в хранилище ЯМ;
- магниты блоков безопасности (ББ) и регулирующих блока (РБ) на обеих АЗ заменены на новые (магниты изготовлены на ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ»);
- проведен демонтаж пульта управления, кабельных линий, детекторных стоек.

В настоящее время заключен договор на разработку, изготовление и монтаж новой СУЗ реактора.

Прорабатывается проект модернизации санпропускника ИЯУ БАРС-4 (приведение в соответствии с требованиями ОСПОРБ 99/2010).

Установка укомплектована персоналом для эксплуатации.

Из Акта ежегодной проверки состояния ядерной безопасности комиссией АО «НИИП» следует:

- состояние безопасности ИЯУ БАРС-4 соответствует требованиям действующих и распространенных на ИЯУ БАРС-4 правовых и нормативных документов

по ядерной и радиационной безопасности и возможно дальнейшее осуществление разрешенной деятельности на ИЯУ БАРС-4.

### Сооружение реактора ИРВ-М2.

Сооружение ИЯУ ИРВ-М2 прекращена приказом по АО «НИИП» от 12.02.2016г. № 203/66-П в связи с окончанием срока действия лицензии.

На сегодняшний день дальнейшая судьба реактора не определена.

### Обеспечение ядерной и радиационной безопасности.

В настоящее время топливо ИЯУ БАРС-4 находится в хранилище. ТВС ИРВ-М1 – в «сухом» хранилище. Хранилища удовлетворяют всем требованиям нормативной документации.

Допустимые и фактические поступления радионуклидов в атмосферный воздух от всех установок и других объектов предприятия представлены в табл. 1.

Таблица 1

Радионуклид	Фактический выброс, Бк / год	Разрешённый предельно допустимый выброс (ПДВ), Бк / год	Отношение фактического выброса к ПДВ
Cs-137	1,3E+6	1.596E+6	0.81
Sr-90	1,5E+6	1.793E+6	0.84
Ar-41	2,6E+9	1.421E+14	1,8E-5

Расчёт фактических выбросов РВ в атмосферу на 2017 год проведён из расчёта  $1,1 \cdot 10^8$  м<sup>3</sup>/год воздуха, выброшенного через вентиляционную трубу.

Индивидуальная годовая эффективная доза внешнего облучения (термолюминесцентные детекторы ТЛД-500К) за отчётный год не превысила 2,71 мЗв, при этом среднегодовая эффективная доза внешнего облучения персонала группы «А» составила 0,9 мЗв. Эквивалентная годовая доза отдельных органов персонала группы «А» за отчётный период не превысила 2,49 мЗв.

Максимальная доза внутреннего облучения персонала составила 0,87 мЗв, среднегодовая 0,34 мЗв.

Сведения о коллективных и индивидуальных эффективных дозах облучения персонала и прикомандированных лиц ИЯУ БАРС-4 за 2017г. представлены в таблице 2.

Таблица 2

№ п/п	Персонал	Коллективные дозы, чел./мЗв	Индивидуальные дозы, мЗв						Отношение дозы отчётного года к дозе предыдущ. года
			0-1	1-5	5-20	20-50	>50	Средняя	
1	Эксплуатационный, чел.	15/30,0	0	15	0	0	0	2,0	0,83
2*	Экспериментаторы и др. персонал института, чел.	137/126,98	66	71	0	0	0	0,93	1,04

### Примечания к таблице 2:

В строке 2\* приведены данные по экспериментаторам, ремонтному и другому обслуживающему персоналу и по всем установкам института. Другой учет не ведется.

Дозы облучения персонала не превышали установленные контрольные уровни – 10 мЗв.

Радиационная обстановка на территории организации, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения обусловлена только естественным радиационным фоном.

#### **Планируемые мероприятия по повышению ЯРБ ИЯУ АО «НИИП».**

- Модернизация СУЗ ИЯР БАРС-4.
- Обновление парка приборов радиационного контроля.
- Модернизация санпропускника ИЯР БАРС-4.
- Повышение квалификации сотрудников предприятия обеспечивающих радиационный контроль.
- Модернизация системы АСКРО

#### **Заключение.**

К настоящему времени:

- нарушений условий или пределов безопасной эксплуатации и происшествий в отчетный период не было;
- дозовые нагрузки персонала в 2017 году не превысили установленные в институте контрольные уровни;
- радиоактивные выбросы в атмосферу не превышали разрешённые.
- Состояние ЯРБ АО «НИИП» удовлетворительное.

## **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.

РУ БОР-60 надёжно и эффективно эксплуатируется 48 года 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 2017 г.

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 РУ 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.

## **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 г. 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 г. прошла торжественная церемония заливки «первого бетона», дан официальный старт работам по бетонированию фундаментной плиты главного здания.

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.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Жемков И.Ю., Ижutow А.Л., Новоселов А.Е., Погляд Н.С., Святкин М.Н. Экспериментальные исследования в БОР-60 и анализ возможности их продолжения в МБИР // Атомная энергия, 2014. Т. 116, вып. 5. С. 280–283.

2. Драгунов Ю.Г., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В., Лукасевич И.Б. Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) – инновационный инструмент для развития ядерных энерготехнологий // Атомная энергия, 2012. Т. 113, вып. 1. С. 25–28.

## **ВОЗМОЖНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА У-3 ЛАБОРАТОРИИ 48 — КОМПЛЕКСА С ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ**

В.Г. Хорошев, Ю.В. Киселёв, К.Б. Кондратьев, Д.П. Будков

ФГУП «Крыловский государственный научный центр», г. Санкт-Петербург

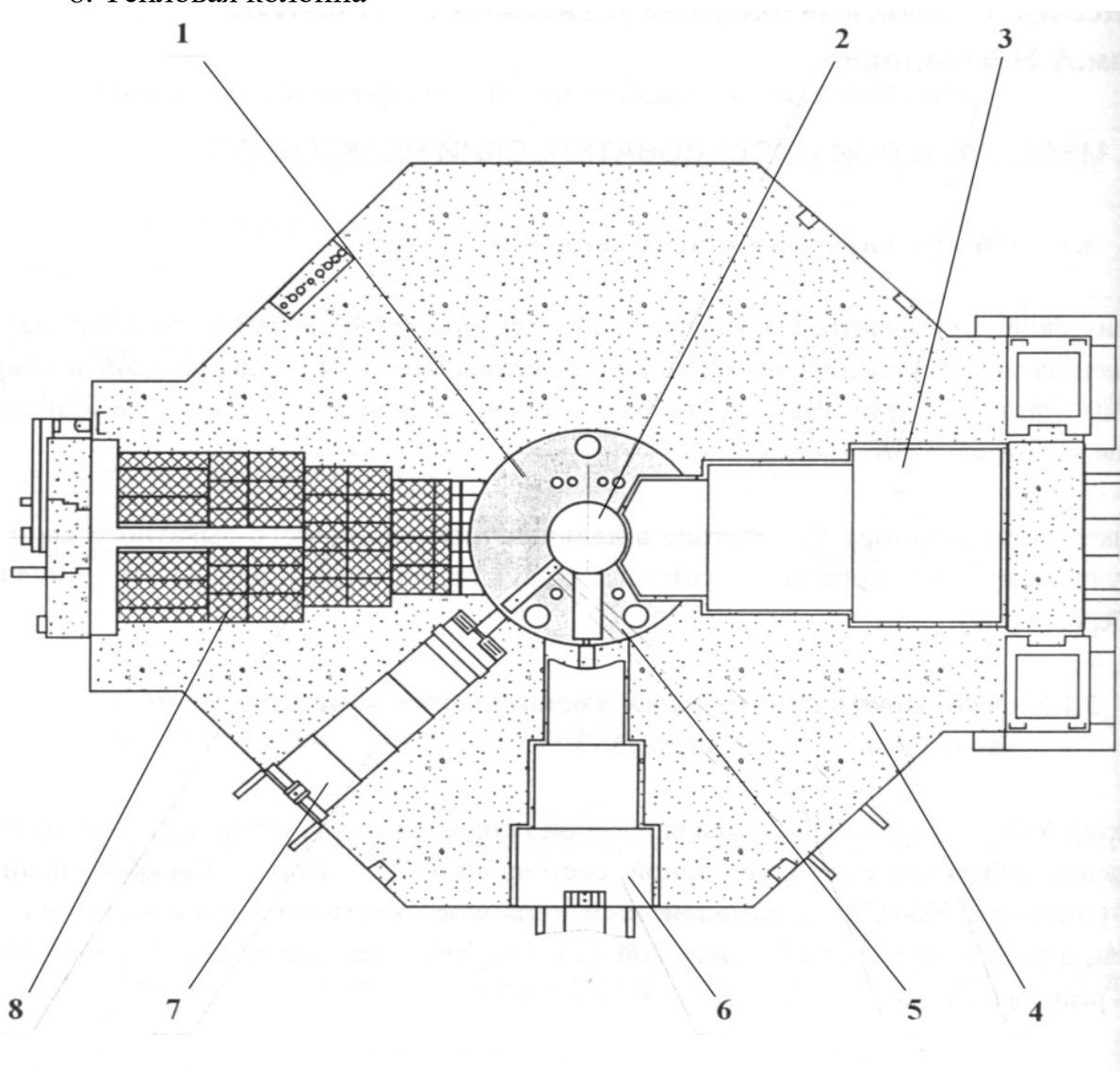
#### *1. Общие сведения о ИЯР У-3:*

Исследовательский ядерный реактор У-3 ФГУП «Крыловский государственный научный центр» (бывшее ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова») был введен в строй в 1964 году как экспериментальное средство для изучения биологической защиты корабельных атомных энергетических установок, радиационной

стойкости элементов систем управления, процессов развития и ликвидации радиационных аварий на кораблях с АЭУ.

*II. Компановка ИЯР У-3 с ускорителем УЭЛ-10 ДМ.*

1. Графитовый отражатель
2. Активная зона
3. Выкатной короб
4. Биологическая защита
5. Отражатель
6. Радиальный шиббер
7. Радиальный канал
8. Тепловая колонна



*III. Техническое перевооружение:*

За время эксплуатации было проведено 3 модернизации реактора У-3 – в 1979, 1988-90 гг. и 2009-2014 гг.

Монтаж ускорителя УЭЛ-10 ДМ.

Работы, связанные с продлением ресурса ИЯР У-3. Их состав и проведенные объемы.

*IV. Состояние установки на текущий момент:*

В данный момент реактор находится в режиме эксплуатации. Продлен срок эксплуатации на 10 лет до 2025 г.

Получена лицензия Ростехнадзора ГН-03-108-3494 сроком действия до 31 декабря 2024 г.

*V. Возможности экспериментальных устройств.*

**Характеристики нейтронного и гамма полей в экспериментальных каналах ИЯР У-3 (N = 50 кВт)**

Экспериментальное устройство	Тепловые нейтроны	Промежуточные нейтроны	Быстрые нейтроны			Мощность дозы гамма - излучения	Примечание
	$\frac{N}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$	$\frac{N}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$	$\frac{N}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$				
	E < 1,0 эВ	1,0 эВ < E < 0,1 МэВ	E > 0,1 МэВ	E > 0,5 МэВ	E > 1 МэВ	Рентген / с	
Центральный экспериментальный канал Ø 52x1 мм; L=6280 мм	1·10 <sup>12</sup>	-	1,25·10 <sup>12</sup>	8,5·10 <sup>11</sup>	5·10 <sup>11</sup>	5·10 <sup>3</sup>	Носик выкатного короба пустой
Носик выкатного короба 800x800x500 мм	2,5·10 <sup>11</sup>	3,5·10 <sup>11</sup>	1,55·10 <sup>11</sup>	1,1·10 <sup>11</sup>	6,5·10 <sup>10</sup>	5·10 <sup>2</sup>	
Шиббер тангенциальный №1 Ø 100 мм	4·10 <sup>7</sup>	5·10 <sup>7</sup>	E > 1 МэВ			3·10 <sup>-2</sup>	На выходе шиббера
Шиббер радиальный откатной №2 Ø 100 мм	1·10 <sup>8</sup>	2,5·10 <sup>8</sup>	3,5·10 <sup>6</sup>				
Шиббер радиальный №3 Ø 100 мм	7,5·10 <sup>7</sup>	1,5·10 <sup>8</sup>	6·10 <sup>7</sup>			4·10 <sup>-1</sup>	
Носик малого короба на тележке шибера №2 500x500x700	4·10 <sup>10</sup>	6·10 <sup>10</sup>	5·10 <sup>7</sup>			3·10 <sup>-1</sup>	На уровне центра активной зоны
Тепловая колонна на расстоянии 1145 мм от выхода ТК (55мм от конца 2-ой пробки)	5·10 <sup>7</sup>	-	7,5·10 <sup>9</sup>			5·10 <sup>1</sup>	

*VI. Выполненные работы и перспективы использования ИЯР У-3.*

*VII. Изменение УДЛ, лицензирование:*

В связи с заменой в рамках работ по техническому перевооружению комплекса с многоцелевым исследовательским реактором У-3 приборов ИТЛ-02-2, работавших совместно с системой управления и защиты «Комета-2», на блоки измерительно-вычислительные «Мираж МБ» были внесены изменения в конструкторскую и эксплуатационную документацию для изменения условий действия лицензии ИЯР У-3 в 2016.

Получение новой лицензии предприятия на вид деятельности «Эксплуатация ядерной установки» в 2017-2018 гг.

# ПОДКРИТИЧЕСКИЙ СТЕНД ПКС ФС-2. ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ

С.И. Александров, А.А. Большов, В.А. Ямпольский,  
А.И. Яшников, В.Н. Аваев

АО «НИКИЭТ», г. Москва

Подкритический стенд ПКС ФС-2 эксплуатируется АО «НИКИЭТ» на территории МГТУ им. Н.Э. Баумана в составе Отраслевой лаборатории атомных реакторов. С 2017 года обеспечена эксплуатация ПКС ФС-2 в течение дополнительного срока в режиме пуска. Активная зона ПКС ФС-2 на основе уранполиэтиленового топлива окружена графитовым отражателем. В активной зоне и в отражателе предусмотрены экспериментальные каналы: центральный экспериментальный канал (ЦК) и вертикальный экспериментальный канал (ВЭК-1) соответственно.

ПКС ФС-2 предназначен для выполнения активационных измерений, испытаний приборов и оборудования для ЯЭУ, обучения студентов и специалистов атомной отрасли. Эксплуатирующая организация решает задачу метрологической аттестации экспериментальных каналов ПКС ФС-2 по плотности потока нейтронов, что позволит обеспечить высокую точность измерений для проводимых на ПКС ФС-2 работ и расширить класс решаемых задач за счёт прецизионных измерений.

В 2017 году специалисты АО «НИКИЭТ» выполнили измерения плотностей потоков нейтронов в экспериментальных каналах ПКС ФС-2. Для этой цели измерены скорости реакций активационных детекторов из индия и меди, облученных в каналах ЦК и ВЭК-1. Для каждого канала измерения были выполнены в пяти точках по высоте. Медные детекторы облучались в чехлах из кадмия и без них. Мощность источника нейтронов при проведении измерений была равна  $3 \cdot 10^7 \text{ с}^{-1}$ .

Активность детекторов измерялась на низкофоновой спектрометрической установке, позволяющей измерять активность исследуемых образцов от 1 Бк. В установке используется полупроводниковый спектрометр гамма-излучения производства фирмы ORTEC (США). По измеренной скорости реакции  $^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$  определялась плотность потока нейтронов с энергией больше 1,15 МэВ. По измеренным скоростям реакций  $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)^{64}\text{Cu}$  для образцов в кадмиевом чехле и без него определялась плотность потока тепловых нейтронов.

Максимальная по высоте плотность потока тепловых нейтронов составила  $3,0 \cdot 10^5 \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$  для ЦК,  $6,7 \cdot 10^4 \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$  для ВЭК-1. Максимальная по высоте плотность потока быстрых нейтронов составила  $9,8 \cdot 10^4 \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$  для ЦК,  $2,3 \cdot 10^4 \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$  для ВЭК-1. При увеличении мощности источника до проектного значения ( $10^8 \text{ с}^{-1}$ ), плотности потоков нейтронов увеличатся пропорционально. Результаты измерений находятся в удовлетворительном соответствии с результатами расчётов, выполненных с использованием программы, основанной на методе Монте-Карло.

# **ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО ОПТИМИЗАЦИИ КАМПАНИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ИБР-2**

В.Е. Попов, В.Д. Ананьев, И.Б. Лукасевич, Н.В. Романова

АО «НИКИЭТ», г. Москва

Доклад посвящён предложениям по оптимизации топливной кампании исследовательского реактора ИБР-2М. Реактор импульсного действия ИБР-2М является действующей и активно эксплуатирующейся исследовательской ядерной установкой, введенной в строй после выполненной модернизации в 2000-2011 годах и планирующейся к использованию на десятилетия вперед. В настоящее время кампания реактора ИБР-2М формируется за счет догрузки свежих ТВС в активную зону без их последующих перестановок. Такой подход, несмотря на его технологическую простоту, приводит к не оптимальному использованию топлива вследствие высокой неравномерности выгорания топливных кассет по активной зоне. В работе предлагается алгоритм по оптимизации топливной кампании реактора путём нескольких перестановок кассет в течение кампании. Такой алгоритм позволяет обеспечить более равномерное выгорание топлива и, вследствие этого, в рамках заданных эксплуатационных ограничений по предельному локальному выгоранию в топливе на данном комплекте топливных кассет, достичь длительности кампании почти на четверть выше, чем может быть достигнуто на основе ныне принятого подхода к формированию кампании, без перестановок кассет.

## **СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК**

А.А. Агапов

ООО «Акку-Фертриб», г. Москва

1. Инжиниринговые услуги ООО «Акку-Фертриб»:
  - Аккумуляторные батареи.
  - Системы аварийного электроснабжения.
  - Системы переменного тока.
  - Системы постоянного тока.
  - Щиты распределения постоянного и переменного тока.
2. Осторожное «импортозамещение» поставляемого оборудования.
  - Закупка оборудования, комплектующих и материалов у отечественных изготовителей. Плюсы и минусы.
3. Номенклатурный ряд производимых аккумуляторных батарей.

4. Надежность, особенности функционирования систем аварийного электро-снабжения.
  - Конструктивные преимущества, особенности работы, эргономика и система управления.
  - Качество формирования синусоиды переменного тока на выходе устройства.
  - Синхронизация с внешней резервной сетью.
  - Перегрузочные способности устройств при пуске двигателей.
  - Частотное регулирование при пуске ГЦН.
5. Проектные решения. Инжиниринговая деятельность.
6. Опыт реализации САЭ на примерах действующих ОИАЭ.

## 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 «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. 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).

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

**АО «РАОС»** — акционерное общество «Русатом Оверсиз Инк» (г. Москва).

**АО «РХК»** — акционерное общество «Русатом Хэлскеа» (г. Москва).

**АО «СХК» (АО «ТВЭЛ»)** — акционерное общество «Сибирский химический комбинат» (г. Северск).

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

**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).

**ОИЯИ** — Объединённый институт ядерных исследований (г. Дубна).

**ООО «Акку-Фертриб»** — общество с ограниченной ответственностью «Акку-Фертриб» (г. Москва).

**ПАО «НЗХК»** — публичное акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов» (г. Новосибирск).

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

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

**ФГУП «Крыловский государственный научный центр»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Крыловский государственный научный центр» (г. Санкт-Петербург).

**ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова» (г. Сосновый Бор).

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

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

# СОДЕРЖАНИЕ

Стандарты Госкорпорации «Росатом» по ядерной безопасности. С.А. Адамчик, С.С. Кречетов, М.О. Шведов (Госкорпорация «Росатом», г. Москва).....	3
Совершенствование системы нормативных правовых актов по безопасности исследовательских ядерных установок. А.И. Сапожников <sup>1</sup> , Д.Н. Поляков <sup>1</sup> , А.В. Курындин <sup>2</sup> , А.М. Киркин <sup>2</sup> , М.Ю. Карякин <sup>2</sup> ( <sup>1</sup> Ростехнадзор, г. Москва; <sup>2</sup> ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва).....	3
Результаты работ по переводу исследовательских реакторов на низкообогащённое топливо. С.Ю. Булкин, О.А. Кравцова, А.И. Радаев, С.А. Соколов, Ю.С. Черепнин (АО «НИКИЭТ», г. Москва).....	4
К вопросу о введении понятия «учебная ядерная установка» в рамках дифференцированного подхода при регулировании безопасности исследовательских ядерных установок. М.С. Алхутов (ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"», г. Москва).....	5
Состояние нормативной базы по управлению ресурсом исследовательских ядерных установок. А.И. Сапожников <sup>1</sup> , Д.Н. Поляков <sup>1</sup> , Г.А. Молчанова <sup>1</sup> , А.В. Курындин <sup>2</sup> , А.М. Киркин <sup>2</sup> , М.Ю. Карякин <sup>2</sup> ( <sup>1</sup> Ростехнадзор, г. Москва; <sup>2</sup> ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва).....	8
Модернизация исследовательских ядерных установок НИЦ «Курчатовский институт». А.С. Курский (НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва).....	9
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).....	10
Состояние и перспективы использования критических стенов МИР и СМ. Д.В. Фомин, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, А.М. Шараев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	11
Анализ ядерной безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом в центральном хранилище АО «ГНЦ НИИАР». Е.С. Фрааз, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	12
Информатизация испытаний на критических стендах АО «ОКБМ Африкантов». М.А. Соснин, А.В. Белин, С.А. Бучин (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород).....	14
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).....	15
Обеспечение ядерной безопасности реакторов РБТ-6 и РБТ-10 в процессе перевода на новое топливо. А.М. Шараев <sup>1,2</sup> , А.П. Малков <sup>1,2</sup> , А.В. Пайдулов <sup>1,2</sup> , В.В. Пименов <sup>1</sup> , С.А. Сазонтов <sup>1</sup> ( <sup>1</sup> АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; <sup>2</sup> ДИТИ НИЯУ «МИФИ», г. Димитровград).....	16

Опыт эксплуатации и экспериментальные возможности реакторных установок МИР и РБТ-10/2. С.В. Романовский, В.А. Свистунов, А.Ю. Халяпин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград) .....	17
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) .....	18
Состояние ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок АО «НИИП» в 2017 году. А.С. Грязнов, Н.Н. Ненадышин, С.И. Герасимов (АО «НИИП», г. Лыткарино) .....	19
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) .....	21
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) .....	22
Возможности экспериментальных устройств исследовательского ядерного реактора У-3 лаборатории 48 — комплекса с исследовательским ядерным реактором. В.Г. Хорошев, Ю.В. Киселёв, К.Б. Кондратьев, Д.П. Будков (ФГУП «Крыловский государственный научный центр», г. Санкт-Петербург) .....	23
Подкритический стенд ПКС ФС-2. Определение распределения плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах. С.И. Александров, А.А. Большов, В.А. Ямпольский, А.И. Яшников, В.Н. Аваев (АО «НИКИЭТ», г. Москва) .....	26
Предложения по оптимизации кампании исследовательской ядерной установки ИБР-2. В.Е. Попов, В.Д. Ананьев, И.Б. Лукасевич, Н.В. Романова (АО «НИКИЭТ», г. Москва) .....	27
Системы аварийного электроснабжения исследовательских реакторных установок. А.А. Агапов (ООО «Акку-Фертриб», г. Москва).....	27
Названия организаций.....	28
Содержание.....	30

Научное издание

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

(г. Дмитровград, 28–31 мая 2018 г.)

Тезисы докладов

Ответственный за выпуск М.А. Соловьёв

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

Подписано в печать 10.05.2018. Формат 60×84/16.  
Уч.-изд. л. ~ 1,65. Усл. печ. л. 1,68. Ризография.  
Гарнитура Times New Roman, Arial, Arial Narrow.  
Тираж 125 экз. Заказ № 365.

Оригинал-макет подготовлен специалистами редакционно-издательской группы  
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»  
433510, Ульяновская область, г. Дмитровград, Западное шоссе, 9

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

ISBN 978-5-94831-170-8



9 785948 311708