

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Центр сбора и анализа информации
по безопасности исследовательских ядерных установок

**XIII Российское совещание
«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»**

(Димитровград, 23–27 мая 2011 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2011

УДК 621.039.58

ХIII Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок»: тезисы докладов. Димитровград, 23–27 мая 2011 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 62 с.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

ISBN 978-5-94831-111-1

© Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский
институт атомных реакторов»
(ОАО «ГНЦ НИИАР»), 2011
© Авторы, 2011

О РАЗРАБОТКЕ ПРОГРАММЫ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ И БЕЗОПАСНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОТРАСЛЕВОГО ПАРКА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Н.В. Архангельский, О.О. Патаракин
Дирекция по научно-техническому комплексу
Госкорпорации «Росатом», г. Москва

Несмотря на то, что потенциальные последствия аварий на исследовательских ядерных установках (ИЯУ) существенно меньше, чем на АЭС, негативное влияние этих аварий на имидж атомной отрасли может быть значительным;

Проблема повышения безопасности ИЯУ постоянно находится в сфере внимания Госкорпорации «Росатом». Особая роль Госкорпорации «Росатом» в решении проблем безопасности всех российских ИЯУ связана с тем, что наиболее важные ИЯУ, в частности мощные исследовательские реакторы (ИР) практически полностью находятся на предприятиях Госкорпорации, главным образом на предприятиях, находящихся в ведении ДНТК.

Обозначены проблемы безопасности ИЯУ, в частности старение оборудования; отсутствие правильной системы ценообразования на услуги, предоставляемые ИЯУ; опережающий рост топливных расходов; кадровые проблемы. Отсутствие системного подхода к решению этих проблем может привести к снижению уровня безопасности установок и потере лицензий на их эксплуатацию.

Для решения новых задач практически все ИЯУ нуждаются в реализации комплекса мероприятий по их модернизации.

Представлены решения, относящиеся к безопасности ИЯУ, принятые в начале 2011 года на уровне руководства Госкорпорации «Росатом». Основным из этих решений является разработка программы повышения безопасности и эффективности отраслевого парка ИЯУ. Разработка программы находится сейчас в активной фазе. Представлена структура программы.

На заседании Бюджетного комитета Госкорпорации было принято решение о резервировании финансовых ресурсов на реализацию в 2011 г. первоочередных мероприятий по обеспечению безопасности и повышению эффективности экспериментальной базы в рамках двух проектов: «Безопасность экспериментальной базы» и «Модернизация экспериментальной базы». Значительную часть ресурсов предполагается направить на работы, связанные с обеспечением безопасности ИР.

О ПОРЯДКЕ ПРИЗНАНИЯ ЭКСПЛУАТИРУЮЩИХ ОРГАНИЗАЦИЙ

М.О. Шведов, С.В. Дьяков, С.С. Кречетов
Департамент ядерной и радиационной безопасности,
организации лицензионной и разрешительной деятельности
Госкорпорации «Росатом», г. Москва

Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (далее – Закон) устанавливает систему государственного управления использованием атомной энергии и предусматривает деятельность специально уполномоченных органов государственного управления использованием атомной энергии (далее – органы управления) по обеспечению государственных гарантий безопасности при использовании атомной энергии.

Состав органов управления определен постановлением Правительства Российской Федерации от 03.07.2006 № 412 «О федеральных органах исполнительной власти и уполномоченных организациях, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии». Этими органами являются Минобороны России, Минздравсоцразвития России, Минпромторг России, Минрегион России, Минэнерго России, Минобрнауки России, Федеральное агентство по недропользованию, Федеральное агентство по техническому регулированию и метрологии, Федеральное агентство морского и речного транспорта, Федеральное медико-биологическое агентство и Госкорпорация «Росатом».

Закон к одной из ключевых функций органов управления относит признание в порядке и на условиях, установленных Правительством Российской Федерации, организаций пригодными эксплуатировать ядерную установку, радиационный источник или пункт хранения (далее - объекты) и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами (далее соответственно - материалы и вещества, организация, пригодная осуществлять эксплуатацию и обращение).

Для осуществления указанных видов деятельности эксплуатирующая организация должна иметь разрешения (лицензии), выданные соответствующими органами государственного регулирования безопасности, на право ведения работ в области использования атомной энергии. Признание организации эксплуатирующей предшествует и является необходимым условием для ее лицензирования.

Законом установлено, что эксплуатирующая организация несет всю полноту ответственности за безопасность эксплуатируемого объекта, определены требования к эксплуатирующей организации исходя из этого краеугольного принципа обеспечения безопасности.

Постановлением Правительства Российской Федерации от 17.02.2011 № 88 утверждено Положение о признании организации пригодной эксплуатировать ядерную установку, радиационный источник или пункт хранения и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами (далее – Положение).

Положение устанавливает порядок и условия признания органами управления организации независимо от организационно-правовой формы пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение.

В соответствии с пунктом 3 Положения признание организации пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение осуществляют органы управления в отношении подведомственных им организаций, а также в отношении организаций, осуществляющих (планирующих осуществлять) деятельность в сфере, государственное регулирование в которой осуществляют соответствующие органы управления (далее - подведомственные организации).

Сферы государственного регулирования органов управления установлены в положениях о них, а для Госкорпорации «Росатом» - в Федеральном законе от 1 декабря 2007 г. № 317-ФЗ «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».

Любая организация независимо от организационно-правовой формы, осуществляющая основную деятельность в сфере государственного регулирования соответствующего органа управления, рассматривается в Положении как подведомственная организация этого органа управления.

Организации, подлежащие признанию Госкорпорацией «Росатом», определены в пункте 4 Положения. К ним относятся организации корпорации, их дочерние и зависимые общества и подведомственные предприятия, а также организации, подведомственность которых не определена.

Госкорпорация «Росатом» заключает с организациями, подведомственность которых не определена, соглашения о взаимодействии по вопросам признания организаций пригодными осуществлять эксплуатацию и обращение (далее - соглашение). Госкорпорация «Росатом» вправе заключать соглашения с иными органами управления в отношении подведомственных им организаций.

Организация для признания ее пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение представляет в орган управления заявление с указанием полных перечней объектов, материалов и веществ (в том числе планируе-

мых к эксплуатации или обращению), видов деятельности в области использования атомной энергии, осуществляемых организацией, планируемого срока эксплуатации и срока вывода из эксплуатации объекта, срока обращения материала и вещества, установленных проектной или технической документацией.

Документы должны содержать сведения о готовности выполнения организацией требований по обеспечению безопасности при эксплуатации объекта и обращении с материалами и веществами. Эти требования сформулированы в Положении на основании требований Закона.

Важным моментом является то, что организация должна выполнить расчет финансовых средств, необходимых для вывода из эксплуатации каждого из ее объектов и подтвердить источники финансирования работ по выводу из эксплуатации объектов.

Наличие у организации предусмотренного законодательством Российской Федерации финансового обеспечения гражданско-правовой ответственности за убытки и вред, причиненные радиационным воздействием, является необходимым условием для установления ей статуса эксплуатирующей организации.

Необходимо отметить, что за рассмотрение заявления и выдачу документа о признании плата с организации не взимается.

Процедура рассмотрения органом управления документов организаций включает проверку полноты и достоверности изложенной в документах информации и принятие решение о признании организации пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение или об отказе в таком признании.

Основанием для принятия решения об отказе в признании организации пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение является:

- а) наличие в документах недостоверной информации;
- б) несоблюдение требований по обеспечению безопасности;
- в) представление расчета финансовых средств, необходимых для вывода из эксплуатации каждого объекта, в котором выявлены недостаточные объемы финансирования, а также фактическое отсутствие источников финансирования работ по выводу из эксплуатации объектов.

Организация имеет право обжаловать в порядке, установленном законодательством Российской Федерации, решение органа управления об отказе в признании организации пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение.

На основании принятого решения о признании организации пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение орган управления выдает документ о признании.

Действие документа о признании распространяется на весь срок эксплуатации и срок вывода из эксплуатации объекта, установленные проектной и технической документацией, и на весь срок обращения с материалами и веществами.

Важная часть Положения посвящена взаимодействию органов управления и органов государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии (далее – органы регулирования) при осуществлении признания и лицензирования, соответственно.

Органы управления информируют органы регулирования безопасности о принятых решениях о признании организаций пригодными осуществлять эксплуатацию и обращение, о невыполнении организацией, пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение, установленных требований по обеспечению безопасности.

Положение устанавливает условия, при которых может быть принято решение о приостановлении (прекращении) действия документа о признании.

Это случаи нарушений эксплуатирующей организацией требований законодательства Российской Федерации в области использования атомной энергии, федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, получения от органа регулирования информации о приостановлении действия (аннулировании) лицензии, принятие судом решения о неправомерности принятия решения о признании организации, пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение и на основании обращения организации о прекращении о прекращении ею эксплуатации объектов, осуществления заявленных видов деятельности в области использования атомной энергии, в отношении которых было принято соответствующее решение.

Решение о приостановлении (прекращении) действия документа о признании организации пригодной осуществлять эксплуатацию и обращение может быть обжаловано в порядке, установленном законодательством Российской Федерации.

БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

М.И. Холопкин
Генеральная инспекция
Госкорпорации «Росатом», г. Москва

Общие сведения об ИЯУ

По состоянию на 01.01.2011 в организациях (предприятиях) Госкорпорации «Росатом» на различных этапах жизненного цикла находились 53 исследовательские ядерные установки (ИЯУ) в 13 эксплуатирующих организациях (ЭО), предназначенных для выполнения экспериментально-исследовательских программ. Основная экспериментальная база ИЯУ сосредоточена в 2-х исследовательских ядерных центрах - наукоградах: в г. Обнинске (ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» - 12 ИЯУ) и в г. Димитровграде (ОАО «ГНЦ НИИАР»)-10 ИЯУ).

Наличие лицензий и разрешений

Все эксплуатирующие организации Корпорации Согласно ФЗ от 21 ноября 1995 г. N 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» признаны организациями, пригодными эксплуатировать объекты использования атомной энергии, и имеют Лицензии и Разрешения на осуществление соответствующих видов деятельности в соответствии со спецификой и этапом жизненного цикла ИЯУ.

Нормативная база

Система нормативных документов (НД) Корпорации, устанавливающая требования к обеспечению безопасности при проектировании, сооружении, эксплуатации и выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок, состоит из Федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. По состоянию на 01.05.2011 система НД состоит из 39 обязательных нормативных документов.

Нарушения в работе ИЯУ

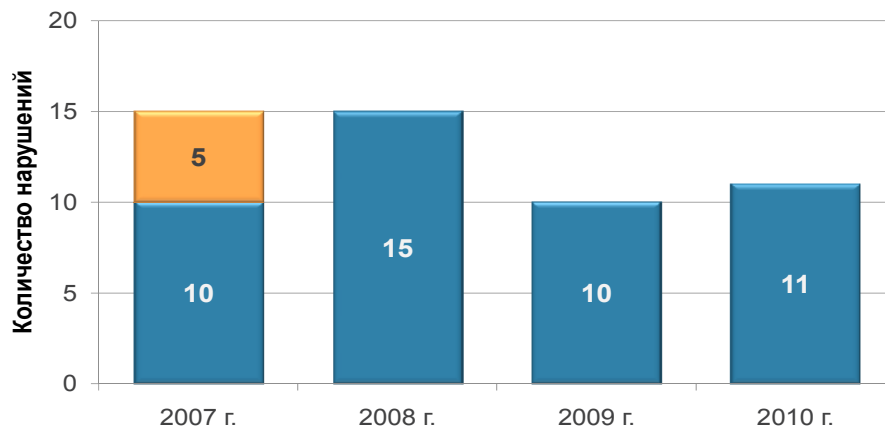
За 2010 год на ИЯУ организаций (предприятий) Корпорации произошло 11 нарушений в работе, что сравнимо с 2009 г. (10 нарушений).

Все нарушения на ИЯУ Корпорации ниже нулевого уровня международной шкалы ядерных событий INES (отклонение в работе).

Сравнительное распределение нарушений в работе ИЯУ по шкале INES за период 2007-2010 гг. приведено на рисунке 1.

Рисунок 1

Сравнительное распределение нарушений в работе ИЯУ
2007-2010 годы по шкале INES

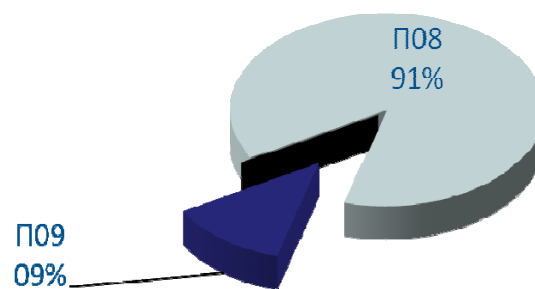


- За период 2007-2010 гг. было зафиксировано 5 нарушений уровня «1», все они произошли в 2007 г. Остальные нарушения классифицированы уровнем «0», что не существенно для безопасности

Распределение нарушений за 2010 год, которые были расследованы в соответствии с НП-027-01 «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе ИЯУ», показано на рисунке 2.

Рисунок 2

Распределение нарушений в работе ИЯУ по категориям
шкалы согласно НП 027-01



- **Категория нарушений:** Происшествие (нерадиационное)
- **П08** – остановка ИЯУ, вызванная отклонением в работе СУЗ, ТЗ и Б, при значениях не выходящих за установленные пределы (коренные причины – недостаточная надежность элементной базы).
- **П09** – остановка ИЯУ, вызванная колебаниями во внешних электрических сетях (внешние причины).

Персонал

Квалификация и ответственность персонала является одним из основных факторов в обеспечении безопасной эксплуатации ИЯУ.

Нормативные требования к обеспечению безопасной эксплуатации ИЯУ постоянно ужесточаются и, соответственно, повышаются требования к уровню квалификации эксплуатационного персонала. В тоже время, существующая практика подготовки персонала ИЯУ и постоянное проведение противоаварийных тренировок позволило снизить количество нарушений, связанных с ошибками персонала (в 2009 году до одного, в 2010 году до нуля).

Использование ИЯУ

Использование ИЯУ по прямому назначению ежегодно сокращается в связи с уменьшением заказов на выполнение научно-исследовательских и экспериментальных работ, что приводит к уменьшению Коэффициента использования.

Управление ресурсными характеристиками элементов систем ИЯУ

Большинство действующих ИЯУ находятся в эксплуатации более 30 лет. При таких сроках эксплуатации часть элементов выработала свой ресурс, часть элементов перестает удовлетворять все возрастающим требованиям безопасности и современным техническим требованиям, из-за чего требуется их замена или реконструкция и модернизация.

Для ИЯУ, наряду с заменой устаревшего, выработавшего ресурс оборудования, решается проблема дальнейшего использования технических средств, не подвергшихся обновлению, путем обоснованного продления ресурса.

Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами

Проблема хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является одной из ключевых проблем в деятельности эксплуатирующих организаций, где функционируют ИЯУ.

Проблема обостряется по мере накопления ОЯТ, физического старения инженерных сооружений, где оно хранится, ужесточения критериев радиационной безопасности и влияния общественного мнения на принятие тех или иных решений в области обращения с ОЯТ.

Радиационная безопасность. Радиоактивные выбросы и сбросы.

Анализ доз облучения персонала показал, что на ИЯУ состояние радиационной обстановки удовлетворительное.

На отраслевых ИЯУ в 2010 году выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду в количествах, превышающих установлен-

ные значения, не зафиксировано, радиационная обстановка не превышала естественного фона.

Техническая, пожарная безопасность и охрана труда

По итогам проведенных проверок, состояние технической, пожарной безопасности ИЯУ обеспечивается. Имеющие отклонения не препятствуют безопасной эксплуатации.

В 2010 году несчастных случаев и пожаров на ИЯУ допущено не было.

Общая оценка ядерной и радиационной безопасности ИЯУ

По результатам проведенных инспекций ИЯУ, результатам контроля за выполнением условий действия лицензий и реализацией компенсирующих мероприятий по имеющимся недостаткам, состояние ядерной, радиационной безопасности отраслевых ИЯУ, характеризуется как удовлетворительное.

Система нормативных документов по безопасности ИЯУ отвечает современным рекомендациям МАГАТЭ, программы инспекций ИЯУ соответствуют международной практике.

Проблемы эксплуатации ИЯУ

Финансирование по поддержанию эксплуатации ИЯУ остается проблемой эксплуатирующих организаций, хотя потребность в экспериментальных исследованиях, необходимых для обоснования безопасности действующих и разрабатываемых реакторов АЭС, сохраняется.

Перспективы повышения эффективности и безопасности ИЯУ

В Корпорации разработана и внедрена Программа модернизации и развития экспериментальной базы атомной энергетики и фундаментальной науки на 2010-2020 гг. рамках комплекса мероприятий по переходу на новую технологическую платформу на базе замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах, а также ускоренного инновационного развития научно-технического комплекса атомной отрасли Российской Федерации.

Также разработан и находится в стадии реализации План мероприятий по повышению эффективности и безопасности использования существующего отраслевого парка ИЯУ на 2012-2016 гг., предусматривающий:

разработку и внедрение Программы повышения эффективности и безопасного использования отраслевого парка ИЯУ, с учетом прогноза объемов планируемых экспериментальных исследований и в связи с необходимостью вывода установок из эксплуатации по техническим причинам;

разработку и реализацию Программы пересмотра и поддержания в актуальном состоянии отраслевой базы документов по безопасности ИЯУ, соответствующей законодательству Российской Федерации и федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии;

внедрение комплекса мер по повышению престижности профессии и мотивации труда эксплуатационного персонала ИЯУ.

Кроме наиболее подготовленного направления быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, необходимо продолжить исследования и разработку проектов по быстрым реакторам с тяжелыми жидкометаллическими и газовыми теплоносителями.

В рамках новой программы развития АЭ наибольший объем реакторных исследований на ИЯР приходится на период 2015-2020 гг.

Экспериментальную базу на основе ИЯУ предполагается сосредоточить в 2-3-х ядерных научно исследовательских центрах Корпорации.

Создание новых установок, и их экспериментальное использование должно проходить на основе широкого международного сотрудничества, которое проявляется, как в научной кооперации ученых, так и в коммерческом участии разных стран в работе ядерных исследовательских центров.

АНАЛИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ ЗА 2006–2010 ГОДЫ

М.Н. Святкин, В.Н. Федулин,
Н.Г. Гатауллин, М.К. Виноградов
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

По состоянию на 01.01.2011 г. на 20 предприятиях 5 Министерств и ведомств России насчитывалось 85 ИЯУ: 38 исследовательских реактора (ИР), 34 критических (КС) и 13 подкритических (ПКС) стендов. В течение рассматриваемого периода были сняты с учета в Ростехнадзоре четыре КС, один ПКС и один ИР (ИБР-30).

На исследовательских реакторах России в 2006–2010 годах проводились работы в области фундаментальной физики, радиационного материаловедения, безопасности реакторов, реакторных технологий, реализации реактора термоядерного синтеза, медико-биологических. Проводились испытания и калибровка детекторов, легирование кремния, получение изотопов, окрашивание минералов, выполнялись образовательные программы обучения студентов.

В 2006–2010 годы только чуть больше одной третьей действующих реакторов работала более половины календарного времени. Менее 10 % календарного времени работали на мощности 34 % ИР.

Большинство ИЯУ находятся в эксплуатации более 30 лет. Для обоснования технической возможности продолжения эксплуатации проводится обследование технического состояния элементов, систем и конструкций ИЯУ и ведется последующее управление ресурсными характеристиками их элементов. Наибольшее внимание уделяется системам управления и защиты ИЯУ, системам электроснабжения, системам контроля радиационной безопасности ИЯУ. При введении новых нормативных документов, содержащих новые требования безопасности, эксплуатирующими организациями проводится работа по приведению исследовательских реакторов в соответствие с новыми федеральными правилами.

Проведенная сравнительная оценка нарушений в работе ИЯУ России за последние пять лет (2006–2010 гг.) показала, что общее количество нарушений снизилось и два последних года удерживается на самом низком уровне этого показателя за все годы. Число отказов элементов ИЯУ также снизилось и удерживается на уровне 8–10 отказов в год. Во всех случаях отказы элементов каналов и подсистем управления и защиты не нарушили выполнение СУЗ ее защитных функций. Количество ошибок персонала в ходе нарушений в 2006–2010 годах находится на низком уровне, а в 2008 и 2010 годах ошибок персонала, приведших к нарушениям в работе ИР, не было. Количество нарушений, вызванных отклонениями в работе внешних электросетей, имеет устойчивую тенденцию к снижению.

Следует отметить, что в соответствии с уровнями международной шкалы ядерных событий (INES), в рассматриваемый период из 130 нарушений только 6 нарушений классифицировано уровнем 1 (отклонение от разрешенного режима эксплуатации), остальные классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

Во всех нарушениях загрязнения радиоактивными веществами площадки размещения и территории за пределами площадки размещения ИЯУ не было, как и не было отмечено радиационного воздействия на население и окружающую среду.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ В ОАО «ГНЦ НИИАР»

В.А. Гремячкин, В.П. Садулин, М.Н. Святкин,
В.В. Серебряков, Н.П. Туртаев
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

ОАО «ГНЦ НИИАР» расположен в лесном массиве на правобережной надпойменной террасе реки Большой Черемшан, на удалении 6-7 км от г. Димитровграда Ульяновской области. К северу и северо-востоку проходит автотрасса Димитровград – Ульяновск.

Институт является многопрофильным предприятием, которое включают в себя объекты использования атомной энергии, подразделения производственно-энергетического комплекса, транспортного хозяйства, цех по изготовлению экспериментального оборудования, объекты хозяйственного назначения.

На территории промплощадки №1 расположено:

- 8 исследовательских реакторных установок: СМ-3, РБТ-6, РБТ-10/2, МИР.М1, ВК-50, БОР-60, выводятся из эксплуатации – АСТ-1 (АР-БУС) и ИР РБТ-10/1;
- Химико-технологическое отделение;
- Комплекс материаловедческих камер и лабораторий;
- Радиохимическое отделение;
- Комплекс по обращению с ОЯТ и РАО;
- Отделы метрологии, технического контроля и ремонта.

Организаций системы обеспечения безопасности в НИИАР предусмотрена деятельность функциональных отделов по направлениям, обеспечивающих соответствующий контроль и методического руководства работой.

Важным вопросом при рассмотрении аспектов безопасности является задача устойчивого энергоснабжения ИЯУ. Реакторные установки НИИАР обеспечиваются внешней электроэнергией от двух независимых источников питания и имеют в составе системы аварийного электроснабжения аккумуляторные батареи или дизель-электрические станции.

Деятельность института по обеспечению ЯРБ осуществляется в соответствии с федеральными, отраслевыми и институтскими нормативными документами, 19 лицензиями Ростехнадзора и 2 лицензиями Росатома.

В табл. 1 приведены основные характеристики действующих ИЯУ института.

Таблица 1 – Основные показатели работы ИЯУ

Показатели	ВК-50	БОР-60	МИР.М1	РБТ-10/2	СМ-3	РБТ-6
Временной коэффициент использования реактора	0,83/	0,67/	0,62/	0,62/	0,70/	0,18/
	0,86/	0,65/	0,65/	0,65/	0,71/	0,29/
	0,74	0,60	0,62	0,70	0,69	0,07
Время простоя реактора из-за нарушений в работе по НП-027-10, час.	0,79/	1,21/	6,07/	0,20/	2,66/	0/
	0,50/	0/	3,08/	0/	0,05/	0/
	0	0,16	3,56	0	0	0
Отпуск электроэнергии, МВт•ч ×104	27/	3,2/				
	24/	2,7/	-	-	-	-
	24	2,2				
Отпуск тепла, Гкал ×104	5,4/	4,7/				
	5,6/	5,4/	-	-	-	-
	6,4	4,4				

В 2010 году временной коэффициент использования ИР, кроме РБТ-6, составил 0,6-0,74 (табл.1). ИР РБТ-6 практически не работал из-за недостатка заказов на облучение.

Количество технологических нарушений, учитываемых по НП-027-10, на всех 6-ти ИЯУ составило всего 4, что заметно ниже среднегодового уровня нарушений для ИР НИИАР. Все нарушения в работе ИЯУ произошли без выхода радиоактивных веществ за установленные границы.

Нарушений параметров ядерной безопасности на ЯОУ подразделений ядерного топливного цикла, учитываемых по НП-014-2000 и НП-047-03 в 2010 году и ранее не было.

Для сохранения достигнутого уровня ядерной безопасности в институте целенаправленно осуществляется работа по внедрению политики культуры безопасности.

Контроль доз облучения персонала института проводится в соответствии с НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 и осуществляется Центром радиационного контроля ОАО «ГНЦ НИИАР».

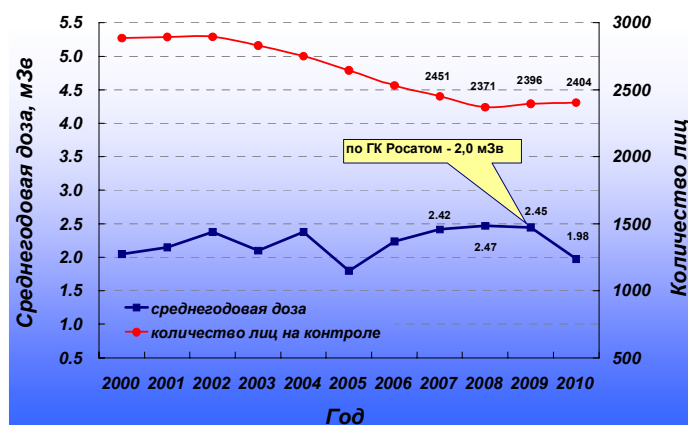


Рис. 1. Среднегодовые индивидуальные эффективные дозы по институту

Весь персонал группы А находится на индивидуальном дозиметрическом контроле (ИДК). На рис. 1 приведены средние эффективные дозы по институту.

Превышения предела доз, установленных НРБ-99/2009 по результатам ИДК в 2010 г. не зафиксировано. Минимизировано количество лиц с индивидуальной дозой более 20 мЗв/год – с 13 до

3 человек по отношению к 2009 году. Более 60% персонала имеют индивидуальную дозу <1 мЗв/год. Значения средних доз в подразделениях НИИАР обусловлены облучением ограниченной части персонала.

В таблице 2 приведены значения выбросов радиоактивных веществ ОАО «ГНЦ НИИАР» в атмосферу.

Таблица 2 – Обобщенные результаты контроля за поступлением радиоактивных веществ в атмосферу

Группа радионуклидов	Допустимый выброс радионуклидов в атмосферу за год, Бк	Фактический выброс радионуклидов в атмосферу за год, Бк	
		2009	2010
Сумма ИРГ	1,88E+15	9,59E+14	9,97E+14
Сумма бета-, гамма-излучающих аэрозолей с периодом полураспада более 24 часов	1,84E+10	2,70E+09	2,87E+09
Сумма альфа-излучающих аэрозолей	3,32E+08	9,26E+06	6,50E+06

Допустимые нормы выбросов (ДНВ) не были превышены ни по одному источнику выбросов.

Для контроля возможного воздействия НИИАР на окружающую природную среду и население в институте создана и введена в эксплуатацию система мониторинга радиационного воздействия предприятия и экологического состояния объектов окружающей среды. Система радиационно-экологического мониторинга института включает оперативный и стационарный контроль (см. рис.2).

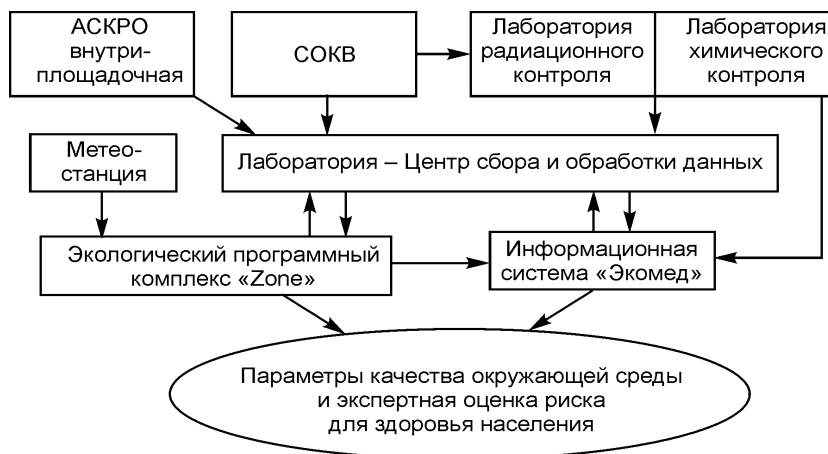


Рис.2 – Структурная схема экологического мониторинга

Результаты многолетних наблюдений позволяют сделать вывод о том, что проведение исследований и безаварийная эксплуатация реакторных и технологических установок оказывают минимальное влияние на радиационно-экологическое состояние объектов окружающей среды и не приводят к значимым дополнительным дозовым нагрузкам на население.

Таким образом:

1. Имеющаяся в институте система обеспечения безопасности ОИАЭ отвечает современным требованиям, установленным Федеральными законами, нормами и правилами.

2. Система обеспечивает принцип глубокоэшелонированной защиты персонала, населения и окружающей среды. Это подтверждается достигнутыми показателями ядерной и радиационной безопасности, соблюдением условий действия лицензий и отсутствием нарушений параметров ядерной и радиационной безопасности на ИЯУ и в подразделениях ядерного топливного цикла.

3. В институте сформирована и поддерживается на высоком уровне система подготовки кадров, сохранение и передача опыта в различных сферах деятельности, влияющих на безопасность, с реализацией принципов культуры безопасности и качества работ.

АНАЛИЗ НАРУШЕНИЙ В РАБОТЕ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ОАО «ГНЦ НИИАР» ЗА 2001–2010 ГОДЫ

П.В. Шорников, М.Н. Святкин, В.Н. Федупин
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В докладе рассматриваются нарушения в работе реакторных установок, приведены статистические данные и сравнительная оценка нарушений в работе реакторных установок ОАО «ГНЦ НИИАР» в период с 2001 года по 2010 год. Проведена сравнительная оценка удельного числа нарушений РУ ОАО «ГНЦ НИИАР» и ряда организаций Российской Федерации. Представлены данные распределения нарушений в работе РУ по категориям и уровням международной шкалы INES, а также непосредственным причинам. Рассмотрены результаты анализа нарушений в работе реакторных установок ОАО «ГНЦ НИИАР». Отмечается снижение количества нарушений в работе РУ ОАО «ГНЦ НИИАР» в наблюдаемый период. Показано, что ядерная и радиационная безопасность эксплуатации реакторных установок ОАО «ГНЦ НИИАР» обеспечивается.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЛАНЫ ДАЛЬНЕЙШЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РУ БОР-60

Ю.М. Крашенинников, Л.Б. Нечаев, А.С. Корольков
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

ИР БОР-60 надёжно и эффективно эксплуатируется более 40 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 2009-2010г.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, СВБР-100, БН-1200 и материалов ВКУ ВВЭР в обоснование срока службы 60 лет, а также наработка радиоизотопов.

Приведены результаты работ по обоснованию продления срока эксплуатации элементов и систем РУ. Срок эксплуатации РУ БОР-60 по результатам комплексного обследования разрешен до 31.12.2015г.

Для продления срока эксплуатации реактора на период после 2015 г. планируется провести 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.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА СМ

А.Л. Петелин, М.Н. Святкин, С.А. Сазонтов, А.И. Звир
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

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

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

До реконструкции 1991-1992 г.г. реактор имел обозначение СМ-2, после реконструкции – СМ-3. Проектный срок эксплуатации ИР СМ-3 – до 2017 года включительно.

Реактор оснащен широким набором экспериментальных устройств, которые могут размещаться в центральной ловушке, ячейках отражателя и специализированных ТВС.

Работа по расширению экспериментальных возможностей реактора продолжается. Разработана и реализуется концепция модернизации активной зоны реактора, основной целью которой является обеспечение возможности проведения длительных облучений образцов материалов ЯЭУ. В настоящее время первый этап модернизации завершен и начаты работы по реализации второго этапа, цель которого – создание нового слабопоглощающего твэла.

В докладе представлены работы, выполненные в рамках второго этапа модернизации активной зоны и их результаты, описаны основные экспериментальные преимущества реактора после реализации первого этапа. Приведены основные показатели работы реактора в период 2009÷2010 г.г., работы по повышению безопасности и расширению его экспериментальных возможностей, а также отражены результаты выполненных в данный период работ по контролю состояния металла корпуса реактора и трубопроводов основного контура.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА РБТ-6

С.А. Сазонтов, А.Л. Петелин, А.И. Звир
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Исследовательский реактор РБТ-6 номинальной мощностью 6 МВт 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 радио-нуклидной продукции.

По результатам проведенного в 2007÷2009 г.г. комплексного обследования технического состояния и оценки остаточного ресурса оборудования и систем, важных для безопасности, срок эксплуатации ИР РБТ-6 продлен до 31.12.2020 г.

В докладе приведены основные технические характеристики, конструкция основных элементов реактора и его экспериментальные возможности, основные показатели работы реактора в период 2000÷2010 г.г., показаны работы по повышению безопасности и расширению его экспериментальных возможностей, выполненные в последние годы. Описаны результаты выполненных работ по освоению реакторной технологии наработки молибдена-99.

ПЕРЕВОД РЕАКТОРА СМ НА НОВОЕ ТОПЛИВО В ПРОЦЕССЕ ТЕКУЩЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.И. Звир, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин,
М.Н. Святкин, С.И. Чекалкин
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Представлена процедура поэтапного перехода на новое топливо реактора СМ. Отражены вопросы текущего обоснования безопасности и согласования с Ростехнадзором переходных вариантов загрузки активной зоны. Описаны методические особенности выполнения экспериментов и представлены результаты экспериментальных исследований изменения физических характеристик активной зоны реактора СМ с новым топливом. Проведен анализ завершенных кампаний по технико-экономическим показателям работы реактора с новыми ТВС. Получены данные, необходимые для внесения изменений в проектную документацию реактора и выполнения уточняющего анализа безопасности. На основании полученных результатов новые ТВС переведены из категории опытных в категорию штатных сборок.

ПРОДЛЕНИЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПЕТЛЕВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР.М1

А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников, С.В. Романовский,
В.А. Свистунов, С.А. Киверов
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Петлевой исследовательский реактор МИР.М1 номинальной мощности 100 МВт пущен в эксплуатацию в 1967 году. Основное инструментальное оснащение реактора – петлевые установки с различными видами теплоносителя, предназначенные для испытаний макетов твэлов, ТВС и других элементов активных зон перспективных реакторов.

В докладе приведены основные характеристики и результаты эксплуатации реактора, а также этапы усовершенствования и продления срока эксплуатации. Представлены современные программы экспериментальных работ и перспективы использования реактора.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РЕАКТОРНОГО КОМПЛЕКСА РБТ-10

А.Л. Ижутов, С.В. Романовский,
В.А. Свистунов, С.А. Киверов
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящей работе приведены основные характеристики, опыт эксплуатации и перспективы использования реакторного комплекса РБТ-10. Реакторный комплекс РБТ-10 включает в себя два аналогичных по конструкции и параметрам бассейновых водо-водяных реактора на тепловых нейтронах РБТ-10/1 и РБТ-10/2, размещенных в одном бассейне.

В работе представлено краткое описание современных применений реактора РБТ-10/2, таких как: ядерное легирование кремния, радиационное окрашивание минералов, накопление радиоизотопов и перспективное направление развития реактора – наработка Мо-99.

В 2005 году было принято решение о выводе из эксплуатации реактора РБТ-10/1 с одновременной модернизацией реактора РБТ-10/2. Одним из направлений модернизации реактора РБТ-10/2 является усовершенствование системы охлаждения активной зоны с использованием теплообменного оборудования реактора РБТ-10/1, что в перспективе позволит увеличить мощность реактора РБТ-10/2 до 14 МВт.

О ВЛИЯНИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ НА ФИЗИКУ И БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

А.П. Малков
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Экспериментальные устройства оказывают существенное влияние на физические и эксплуатационные характеристики исследовательских реакторов, а также параметры, важные для безопасности. Ввод новых экспериментальных устройств в ряде случаев приводит к изменению проектных характеристик реакторов и необходимости внедрения специальных организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности реакторов. Представлены результаты расчетно-экспериментальных исследований влияния различных экспериментальных устройств на физические и эксплуатационные характеристики реакторов 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.

ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО ИЗМЕНЕНИЮ ПРАВИЛ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

В.А. Гремячкин, М.Н. Святкин, В.П. Садулин, А.Л. Петелин,
А.П. Малков, А.С. Курский
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

ГНЦ НИИАР предложены изменения Правил ядерной безопасности исследовательских реакторов, в которых устранены определенные недостатки действующих ПБЯ ИР редакции 2004 года (НП-009-04) и сохранены проверенные практикой принципиальные основы ядерной безопасности ИР, заложенные в ПБЯ-03-75 и ПБЯ ИР-98. Основные изменения состоят в следующем.

В предлагаемых Правилах предлагается устранить противоречия НП-009-04 по величине подкритичности реактора при взведенных РО АЗ путем возврата к соответствующим требованиям ПБЯ-03-75, ПБЯ ИР-98 и ПБЯ РУ АС. Подкритичность реактора в состоянии активной зоны с максимальным эффективным коэффициентом размножения при взведенных РО АЗ с введенными в активную зону остальными РО СУЗ должна быть не менее 1% ($K_{эфф} \leq 0,99$) и не менее 2% ($K_{эфф} \leq 0,98$) при введенных в активную зону всех РО СУЗ. Данные требования относятся как к режиму временного останова при проведении ядерно-опасных работ, так и к режиму пуска реактора после перегрузки топлива и в течение кампании, и являются приемлемыми для всех типов ИР.

Отсчет минимально необходимой подкритичности относительно состояния активной зоны с максимальным эффективным коэффициентом размножения, который достигается, как правило, на конец перегрузки топлива, предполагает не учет влияния поглотителей в случае применения дополнительных средств воздействия на реактивность, отгрузки части ТВС из активной зоны и определенного подогрева реактора относительно 20°C в период временного останова, что идет в запас безопасности.

Предлагается увеличить в управляющей системе нормальной эксплуатации число независимых между собой каналов контроля по плотности потока нейтронов и независимых между собой каналов контроля по скорости (периоду) увеличения плотности потока нейтронов с «не менее 2-х» до «не менее 3-х», как в ПБЯ РУ АС.

Соответственно, в составе управляющей системы безопасности должно быть не менее 3-х независимых между собой каналов защиты по плотности потока нейтронов и не менее 3-х независимых между собой каналов защиты по скорости (периоду) увеличения плотности потока нейтронов.

ПРОБЛЕМЫ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ЩЕЛОЧНЫХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИР БР-10

В.Б. Смыков, В.М. Мамаев
ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского», г. Обнинск

За 43 года эксплуатации реактора ИР БР-10 накоплено значительное количество (в масштабах ФЭИ) радиоактивных отходов жидкометаллических теплоносителей (натрия и натрия-калия с примесями): 4,5 м³ в БДХ-1 (Na 44%, K 48,5%, 7,5%Hg; Cs-137 7x10⁸ Бк/кг, T до 10⁸ Бк/кг), 4,5 м³ в БДХ-2 (Na 95%, 5%K, 0,02% Hg) и 2 м³ в отдельном баке Na 1-го контура (Cs-137 до 10⁸ Бк/кг, Cs-134 до 10⁶ Бк/кг, T до 10⁸ Бк/кг).

Кроме того, на реакторе в настоящее время хранится 15 отработавших холодных ловушек, вырезанных из первого контура в процессе его эксплуатации, с накопленной радиоактивностью 40-100 Кюри каждая (по Cs-137). Общий объём радиоактивного Na в этих ХЛО составляет около 3,0 м³. Во второй петле 2-го контура находится невырезанная ХЛО-2 с 200 литрами Na, загрязнённого тритием.

Для кондиционирования сдренированных РАО щелочных ЖМТ было выбрано твердофазное окисление щелочного металла шлаком медеплавильного производства (технология ТФО). Технология ТФО щелочных ЖМТ отработана на стендах МИНЕРАЛ-3,-30,-50 и запатентована в РФ (патент №2200991, 2003 г.).

Наличие в РАО щелочных металлов ИР БР-10 примеси Hg сильно осложняет решение проблемы кондиционирования этих отходов. Поэтому значительные усилия были направлены на поиск способов и методов предварительной очистки щелочного металла от Hg. Проведёнными лабораторными исследованиями удалось обнаружить эффект очистки щелочного металла от Hg при повышенной температуре при продавливании сплава Na-K через стружку металлического магния. Из полученных данных следует, что за один проход сплава NaK, загрязнённого Hg, через магниевый геттер степень очистки его от Hg достигает 95-98%.

В ГНЦ РФ-ФЭИ для выполнения работ по выводу из эксплуатации остановленного в 2002 году быстрого исследовательского реактора БР-10 разработан метод нейтрализации недренируемых остатков щелочных жидкометаллических теплоносителей (ЖМТ: Na, сплав NaK) газообразной азотистой кислотой (оксид азота). Метод характеризуется отсутствием образования H₂ при взаимодействии щелочного металла с N₂O, что повышает безопасность технологии. Были проведены испытания метода на примерах нейтрализации остатков сплава NaK в транспортной ёмкости и в горячей ловушке окислов (ГЛО), отработавшей ресурс в составе наземного стенда-прототипа космической ЯЭУ.

Для отработки новой технологии нейтрализации недренируемых остатков натрия и примесей в ХЛО-2 второго контура ИР БР-10 газообразной закисью азота, - разработан, изготовлен и пущен в опытную эксплуатацию стенд «ЛУИЗА-Т» применительно к задачам вывода из эксплуатации исследовательского реактора БР-10. Проведена экспериментальная отработка технологии нейтрализации остатков натрия в штатной ХЛО-2 (2-ой петли) 2-го контура ИР БР-10, которая была подсоединена к стенду «ЛУИЗА-Т».

Проведены исследования по разработке технологии кондиционирования продукта нейтрализации натрия закисью азота для его омоноличивания в корпусе самой отработанной ХЛО. Показано, что наиболее перспективным и технологичным способом омоноличивания является отверждение нейтрализованных остатков натрия в ХЛО в геоцементный компаунд. Данное предложение, после его испытания на ХЛО-1 2-го контура ИР БР-10 и подтверждения перспективных результатов, позволит значительно повысить безопасность при обращении с отработанными ХЛО быстрых реакторов.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР ДЛЯ ЦЕНТРОВ ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Р.П. Куатбеков, В.А. Лукичёв, С.В. Осипович,
С.А. Соколов, И.Т. Третьяков, В.И. Трушкин
ОАО «НИКИЭТ», г. Москва

ОАО "НИКИЭТ" разрабатывает конкурентоспособный на международном рынке исследовательский реактор (ИР) с топливом пониженного обогащения.

В качестве потенциальных заказчиков ИР и центров ядерных исследований (ЦЯИ) рассматриваются, прежде всего, страны Юго-Восточной Азии, Африки, Латинской Америки, СНГ, а также некоторые европейские страны. Для удовлетворения потребности государств, желающих развивать ядерные технологии, разрабатываются технические предложения типовых ИР в составе центров ядерных исследований. При разработке новых ИР для исследовательских центров в других странах в соответствии с международными нормами необходимо ориентироваться на такие концептуальные положения и принципы проектирования перспективного ИР для научно-исследовательских центров, как:

- использование НОУ-топлива;
- безопасность при эксплуатации;
- надёжность и простота апробированных конструктивных решений;
- гибкость в реализации различных компоновок активной зоны;
- высокие показатели потребительских характеристик.

Разрабатываемые ИР должны иметь конкурентоспособные потребительские параметры и обеспечивать широкий круг исследований по направлениям:

- ядерная физика,
- физика твёрдого тела,
- радиационное материаловедение,
- нейтронно-активационный анализ вещества,
- нейтронная радиография различных изделий,
- радиационное легирование кремния, производство изотопов для медицинских и промышленных целей (^{99}Mo , ^{131}I , ^{125}I , ^{35}S , ^{32}P , ^{90}Y , ^{166}Ho , ^{60}Co , ^{153}Sm , ^{192}Ir).

ИР могут быть использованы как учебные установки и источники нейтронов для каналов нейтронной терапии.

На первом этапе деятельности ОАО "НИКИЭТ" в этом направлении был определён востребованный на международном рынке мощностной ряд перспективных ИР, состоящий из трёх базовых конструктивных решений для уровней тепловой мощности 1, 10, 20 МВт и разработаны технические предложения вышеуказанных ИР. Выполненные разработки явились первым шагом на пути продвижения экспортных предложений ОАО "НИКИЭТ" по тематике ИР, основой для формирования базовых проектов ЦЯИ, и требуют продолжения и расширения проектно-конструкторских проработок.

Согласно планам работ на 2011г. на основе проведенных на первом этапе работ, анализа современных и перспективных направлений использования ИР и потребностей зарубежного рынка разрабатываются два варианта ИР бассейнового типа в составе ЦЯИ: с естественной циркуляцией теплоносителя через активную зону малой мощности (до 1 МВт) и с принудительной циркуляцией теплоносителя, масштабируемый по мощности (10-20 МВт). В ИР используется серийно производимое, подтвердившее высокую надёжность топливо на уране низкого обогащения. ТВС состоят из твэлов трубчатого типа.

Типовые ИР размещаются в бетонном защитном массиве и включает в себя бак, активную зону, бериллиевый отражатель, исполнительные органы системы управления и защиты (СУЗ), каналы ионизационных камер, верхнее защитное перекрытие, шиберы горизонтальных каналов и экспериментальные устройства. В пределах бассейна реактора также располагается временное хранилище облучённых ТВС. Использование бассейновой конструкции реактора позволяет значительно упростить перегрузочные операции с ТВС.

В таблице приведены основные потребительские характеристики активных зон рассматриваемых исследовательских реакторов.

Таблица. Характеристики активных зон исследовательских реакторов

Наименование параметра	Значение параметра для ИР	
Тип ТВС	Трубчатого типа, НОУ (UO ₂ + Al, 19,7 % по ²³⁵ U)	
Тепловая мощность, МВт	≤ 0,5	10
Высота активной зоны, мм	600	600
Отражатель	бериллий	
Замедлитель	деминерализованная вода	
Теплоноситель		
Циркуляция	естественная	принудительная, сверху вниз
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в активной зоне, ×10 ¹⁴ см ⁻² ·с ⁻¹ , не менее	0,2	3,2
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в отражателе, ×10 ¹⁴ см ⁻² ·с ⁻¹ , не менее	0,1	2
"Качество" ИР - приведённая на единицу мощности плотность потока тепловых нейтронов, ×10 ¹⁴ (1/(см ² ×с))/МВт	около 0,4	0,32
Количество горизонтальных экспериментальных каналов	4	4-5
Количество вертикальных экспериментальных каналов	4	≤ 24
Среднее выгорание топлива в выгружаемой ТВС, %	50	50

Перспективным направлением дальнейшей деятельности в этом направлении является создание проектов ир в составе центров ядерных исследований, ориентированных по комплексу решаемых задач на конкретные потребности потенциальных зарубежных заказчиков.

СОСТОЯНИЕ ЯРБ НА КОМПЛЕКСЕ КРИТСТЕНДОВ

С.Г. Антипин, А.В. Куприянов
ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

ВВЕДЕНИЕ

Эксплуатирующая организация (ЭО) имеет статус открытого акционерного общества. Право полного хозяйственного ведения подтверждено в Уставе предприятия.

В перечень объектов использования атомной энергии ОАО «ОКБМ Африкантов» входят: ядерная установка – критический ядерный стенд (КС) СТ-659 (введен в эксплуатацию в 1963г), ядерная установка – критический ядерный стенд СТ-1125 (введен в эксплуатацию в 1975г.), ядерные материалы (ЯМ) – твэлы и тепловыделяющие сборки (ТВС), находящиеся согласно действующему в настоящее время Договору с ГК (Государственной корпорацией) «Росатом» в пользовании ОАО «ОКБМ Африкантов».

КС предназначены для исследования нейтронно-физических характеристик модельных и штатных активных зон транспортных реакторных установок (РУ). Критический «горячий» стенд СТ-1125 является уникальным стендом позволяющим определять нейтронно-физические характеристики при разогреве активной зоны до рабочей температуры внешним источником тепла. В связи отказом ОАО «МСЗ» от эксплуатации своих критических стендов «холодный» критический стенд СТ-659 можно рассматривать в качестве единственного в стране, используемого для исследовательских проработок активных зон транспортных РУ.

ПРОДЛЕНИЕ НАЗНАЧЕННОГО СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ

В январе 2010 года, согласно требованиям п.4.2.14 "Правил ядерной безопасности критических стендов" (НП-008-04), приказом директора была продолжена эксплуатация критических ядерных стендов СТ-659 и СТ-1125 в течение дополнительного срока эксплуатации.

МОДЕРНИЗАЦИЯ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ

С 2009 года ОАО «ОКБМ Африкантов» участвует в федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». Выполняются работы по «Модернизации критических стендов СТ-659 и СТ-1125».

ВЫВОЗ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ С КРИТСТЕНДА СТ-1120

Получено Решение Федерального агентства по атомной энергии «О выводе из эксплуатации критического стенда СТ-1120 ФГУП «ОКБМ им. И.И. Африкантова».

В 2008-2010г. были осуществлены работы по полному удалению хранившихся на СТ-1120 ядерных материалов с вывозом их в ОАО «МСЗ» г.Электросталь.

В настоящее время ядерных материалов на стенде СТ-1120 нет.

Радиоактивных рабочих сред, РАО, пожаро- и взрывоопасных веществ на стенде нет.

Специальное инженерное обследование сооружений стенда, дезактивация не требуются.

Проведенное радиационное обследование в настоящее время подтвердило что превышения контрольных уровней нет, результаты измерений дают фоновые значения.

В первом квартале 2011г. ОАО «ОКБМ Африкантов» выслало пакет документов и обратилось с заявлением к руководителю ВМТО Ростехнадзора РФ с целью осуществления снятия с учета в Ростехнадзоре критического ядерного стенда СТ-1120.

ПОДДЕРЖАНИЕ КВАЛИФИКАЦИИ ПЕРСОНАЛА

В связи с окончанием срока действия разрешений и изменением должностей ряда сотрудников в конце 2010г. в соответствии с порядком выдачи разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам исследовательских реакторов, критических и подкритических стендов, утвержденного приказом Минприроды России от 17 мая 2010г. №165, 12 сотрудников физической лаборатории ОАО «ОКБМ Африкантов» получили разрешения на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам критических стендов.

АКТИВНАЯ ЗОНА ДЛЯ ПЕРВОГО В МИРЕ ПЛАВУЧЕГО ЭНЕРГБЛОКА

В первом квартале 2011г. были проведены экспериментальные исследования условий ядерной безопасности и нейтронно-физических характеристик головной штатной кассетной активной зоны 14-14 для первого в мире плавучего энергоблока с реакторной установкой КЛТ- 40С. На испытания была поставлена активная зона с усовершенствованной схемой профилирования выгорающим поглотителем, за счет чего увеличивается на $\approx 2\%$ кампания и снижается на $\approx 2,5\%$ максимальная плотность осколков деле-

ния. Испытания выполнялись на критических ядерных стендах "холодном" СТ-659 и "горячем" СТ-1125 персоналом физлаборатории ОАО "ОКБМ Африкантов" и сдаточной бригадой ОАО "МСЗ".

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Нарушений в работе КС не было.

Ошибок персонала КС не было.

Превышения установленных контрольных уровней радиационного контроля не было.

Сбросы и выбросы в окружающую среду отсутствовали.

ОАО «ОКБМ Африкантов», как эксплуатирующая организация, соблюдала требования правовых нормативных актов в области использования атомной энергии, требования федеральных норм и правил и других нормативных документов по обеспечению безопасности критических ядерных стендов, а также условий действия лицензий на виды деятельности в области использования атомной энергии, выданных Ростехнадзором.

Состояние ядерной и радиационной безопасности, учёта и контроля ядерных материалов на комплексе с критическими ядерными стендами ОАО «ОКБМ Африкантов» оценивается как удовлетворительное.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИМПУЛЬСНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА БАРС-4 В 2010 ГОДУ

Д.И. Маркитан, Б.И. Гридин, А.В. Васильев, В.М. Минин
ФГУП «НИИП», г. Лыткарино

В данном докладе приведены общие сведения об импульсном исследовательском ядерном реакторе БАРС-4. Рассмотрены основные проблемы, с которыми столкнулся персонал реактора в 2010 году при эксплуатации и во время проведения годового планово-предупредительного ремонта.

Представлены основные замечания комиссии по проверке технического состояния реактора и рассказано о мерах принятых для устранения этих замечаний.

Дана оценка состояния ядерно-радиационной безопасности на реакторе. Представлены коллективные и индивидуальные дозы облучения персонала и прикомандированных лиц.

**ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ
ФГУП «НИИП» ВВРЛ-02, ВВРЛ-03**

Д.И. Маркитан, Б.И. Гридин, А.В. Васильев, В.М. Минин
ФГУП «НИИП», г. Лыткарино

В докладе приведены результаты работы по выводу из эксплуатации исследовательских водо-водяных корпусных ядерных реакторов ВВРЛ-02, ВВРЛ-03. Рассмотрены проблемы, возникавшие при выполнении работ, и пути их решения с минимальными радиационными нагрузками на персонал и максимальным обеспечением ядерной и радиационной безопасности при минимальных физических затратах. Доклад также включает в себя краткое описание реакторов, последовательность выполнения работ при разборке, мероприятия по хранению отработанного ядерного топлива и отправки топлива на переработку.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР ИВВ-2М, 45 ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

**А.В. Мелешко, Е.М. Сулимов, В.И. Уваров
ОАО «ИРМ», г. Заречный**

В докладе представлены: краткая историческая справка о создании реактора, основные нейтронно-физические характеристики ИЯР ИВВ-2М.

Приведены результаты продления срока эксплуатации реактора до 2025 года, стоящие перед персоналом, в связи с этим задачи и пути их решения (реконструкция систем реактора, перечень и характеристики начатых работ, их финансирование).

Приводятся итоги получения лицензии на эксплуатацию комплекса с ИЯР ИВВ-2М в составе: ИЯР ИВВ -2М, корпус защитных камер, пункт хранения ЯМ.

Приведены итоги работы последних лет: коэффициент использования, анализ дозовых нагрузок на персонал, нарушения в работе реакторной установки.

О СОСТОЯНИИ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

Ю.А. Цибульников, И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров,
О.М. Худолева, П.Н. Худолев
ГОУ ВПО НИТПУ ФТИ, г. Томск

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию после реконструкции в 1984 году. Ядерный реактор эксплуатируется недельными циклами на мощности 6 МВт. В связи с заявленными мероприятиями по подготовке увеличения мощности ядерного реактора ИРТ-Т до 10МВт проведена полномасштабная реконструкция систем управления и защиты, контроля технологических параметров и радиационного контроля. В 2011 году планируется ввод в эксплуатацию системы контроля параметров теплоносителя первого контура охлаждения активной зоны на современной элементной базе с сохранением данных в рабочую станцию отображения. Начаты работы по реализации проекта «Система радиационного контроля комплекса зданий реактора ИРТ-Т». Опыт эксплуатации системы управления и защиты реактора ИРТ-Т.

СИСТЕМА РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИР ВВР-М

**В.Н. Шевель, Ю.Н. Лобач, В.Н. Макаровский,
Ю.Н. Нестерук, И.А. Хомич
ИЯИ НАНУ, г. Киев, Украина**

ИР ВВР-М - гетерогенный, водо-водяной реактор бассейнового типа мощностью 10 МВт находится в эксплуатации более 50 лет. Сегодняшнее техническое состояние реактора позволяет его дальнейшую безопасную эксплуатацию в ближайшие 8-10 лет при условии модернизации отдельных систем и элементов. Система радиационного контроля (СРК) также является существенным компонентом работ по модернизации реактора. По сравнению с проектом оборудование системы было уже дважды заменено новым. Представлен комплекс реализованных технических решений по модернизации системы. Дано описание структуры и опыт многолетней эксплуатации системы радиационного контроля ИР ВВР-М. Определены основные задачи системы по обеспечению радиационной безопасности. Приведена статистическая информация о контроле облучения персонала и выбросах радиоактивных аэрозолей, а также данные внешнего радиационного мониторинга в зоне воздействия реактора на объекты окружающей среды.

Показано, что для эффективного выполнения задач радиационной защиты персонала, населения и окружающей среды ИР ВВР-М имеет систему радиационного контроля. Эксплуатация реактора осуществляется в строгом соответствии с нормами действующего законодательства. Радиационные параметры, характеризующие работу реактора, не превышают нормативных значений, а радиационная защита персонала и населения обеспечивается на необходимом уровне.

О РЕСУРСЕ ОСНОВНОГО ОБОРУДОВАНИЯ ВВР-ц

Н.Д. Лукин, О.Ю. Кочнов, В.Д. Мильцов
ФГУП НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск

В целях обоснования безопасности эксплуатации реактора ВВР-ц на период сверх назначенного срока проведены исследования состояния металла основного (незаменимого) оборудования ИЯР ВВР-ц.

Проведено исследование механических свойств материала вытеснителя реактора ВВР-ц до и после облучения в активной зоне (АЗ) реактора ВВР-ц до флюенса $1,45 \cdot 10^{22}$ н/см² ($E > 0,8$ МэВ). Полученные данные об изменении механических свойств алюминиевого сплава САВ1Т под облучением отражают состояние металла опорной решётки сепаратора активной зоны, изготовленной из того же материала, что и вытеснитель, и облученной приблизительно в тех же условиях.

Вытеснитель был установлен в центре активной зоны реактора. Рабочая среда (дистиллированная вода) при работе реактора на мощности находилась под атмосферным давлением при температуре 55°С. За время облучения флюенс нейтронов в центральной плоскости АЗ составил $1,45 \cdot 10^{22}$ н/см² с $E > 0,8$ МэВ.

Для сравнения свойств облученного и необлученного материалов из необлученного вытеснителя готовились аналогичные образцы для определения кратковременных механических свойств при растяжении и для определения ударной вязкости.

Материал вытеснителя в нижней части АЗ после облучения до флюенса нейтронов $9 \cdot 10^{21}$ н/см² с $E > 0,8$ МэВ при температуре 55°С имеет высокие прочностные свойства (при комнатной температуре испытания: предел прочности равен 406 МПа, предел текучести – 339 МПа) и достаточный запас пластичности (13,5 – 14,5%) при ударной вязкости материала на уровне 30,5 – 33,5 Дж/см². Сравнение полученных результатов с данными по необлученному материалу показывает, что в результате облучения произошло увеличение прочностных характеристик сплава приблизительно в 2,5 раза с незначительным уменьшением пластичности.

Дальнейшее увеличение флюенса нейтронов до $1,45 \cdot 10^{22}$ н/см² с $E > 0,8$ МэВ (центральное сечение вытеснителя) привели лишь к незначительному изменению механических характеристик сплава.

Заключение: работоспособность конструкций, изготовленных из сплава САВ1Т в условиях, соответствующих условиям работы нижней части вытеснителя, будет обеспечена, по крайней мере, с двукратным запасом.

СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ИЯУ ПИЯФ РАН В 2010 ГОДУ

С.Л. Смольский, К.А. Коноплев, А.В. Коротынский, В.П. Мащетов,
И.А. Окулов, А.И. Алехин, В.А. Илатовский
ПИЯФ РАН, г. Гатчина

Приведены сведения о техническом состоянии ядерных установок ПИЯФ РАН, разрешительных документах на осуществление деятельности по эксплуатации реактора ВВР-М, реактора ПИК и критического стенда ФМ ПИК, а также о наиболее значимых работах по повышению ядерной и радиационной безопасности (ЯРБ), выполненных в 2010 г.

В докладе также приведены сведения:

- об экспериментальных установках реакторной базы ПИЯФ РАН;
- о дозах облучения персонала;
- об обращении с ОЯТ и РАО.

Приведена оценка состояния ЯРБ на ИЯУ ПИЯФ РАН, определены задачи по повышению уровня ядерной и радиационной безопасности на 2011 год.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ПРОГРАММЕ ФИЗИЧЕСКОГО ПУСКА РЕАКТОРА ПИК

К.А. Коноплев, С.Л. Смольский,
В.П. Мащетов, Е.С. Брейдо, А.А. Ланкович,
Г.Т. Потапенко, А.С. Захаров, П.А. Сушков,
А.Н. Ерыкалов, М.С. Онегин, А.С. Полтавский,
И.М. Косолапов, В.В. Гостев, В.П. Стулов,
И.А. Окулов, М.В. Румянцев
ПИЯФ РАН, г. Гатчина

А.В. Лопаткин, И.Т. Третьяков,
С.А. Соколов, И.Б. Лукаевич
ОАО «НИКИЭТ», г. Москва

Приведены результаты, полученные в ходе выполнения экспериментов по программе физического пуска реактора ПИК.

Наряду с измеренными или оцененными нейтронно-физическими параметрами кратко приведены сведения о работе СУЗ реактора ПИК, технологии выполнения работ, мерах по обеспечению ядерной и радиационной безопасности. В ходе экспериментов определены критические положения рабочих органов СУЗ (РО СУЗ) для первой рабочей топливной загрузки и топливной загрузки на момент выполнения экспериментов по определению нейтронных потоков, нормированных на нейтронную мощность.

Рабочая картограмма для исследования эффективности рабочих органов СУЗ состояла из 12 шестигранных ТВС и 6 алюминиевых вытеснителей, установленных вместо ТВС квадратного сечения. По программе физического пуска определена эффективность наиболее эффективных РО СУЗ – шторок, расположенных в нейтронной ловушке в центре активной зоны, и эффективность каждого из 8 стержней, расположенных в тяжеловодном отражателе. При построении интегральных характеристик РО СУЗ определен запас реактивности.

Была выполнена серия измерений с помощью гамма-спектрометрической аппаратуры. При облучении нейтронно-активационных детекторов одна из штатных наиболее энергонапряженных ТВС была заменена на аналогичную разборную ТВС. С помощью гамма-спектрометрических измерений активности продуктов деления в топливе извлеченных твэлов получены коэффициенты неравномерности

энерговыведения в активной зоне. Измерение мощности реактора было выполнено с помощью измерения активности ^{140}La . Определены нормированные на мощность нейтронные потоки в некоторых экспериментальных каналах.

Приводится сравнение полученных нейтронно-физических характеристик реактора с характеристиками полномасштабного критического стенда «Физическая модель реактора ПИК», на котором были выполнены аналогичные эксперименты с идентичной компоновкой активной зоны и сравнение с расчетами, учитывающими некоторые конструкционные различия между критстендом и реактором на этапе физического пуска.

Эксперименты были построены так, чтобы полученные распределения активности нейтронно-активационных детекторов и активности облученного топлива использовать для диагностики положения поглощающих шторок после монтажа. Шторки изготовлены в форме кольцевых поглотителей большого диаметра и оказывают заметное влияние на распределение энерговыведения. При эксплуатации они перемещаются вверх и вниз от центра активной зоны симметрично с целью снижения неравномерности энерговыведения и выгорания топлива. Симметричность их положения была также проверена с помощью построения интегральных характеристик независимо перемещаемых верхней и нижней шторки.

Подтверждена необходимая эффективность рабочих органов СУЗ. Выявленные отклонения эффективности рабочих органов СУЗ (стержней и шторок) по сравнению с их расчетными значениями и экспериментальными значениями, полученными на критстенде, не являются значимыми для эксплуатации реактора.

Программа физического пуска и методики выполнения экспериментов были разработаны на основе экспериментов, ранее выполненных на полномасштабном критстенде. Безопасность и удобство выполнения экспериментов во время физического пуска во многом обеспечены снижением запаса реактивности за счет замены ТВС квадратного типа на вытеснители.

Экспериментами на критстенде и расчетами показано, что вытеснители не оказывают существенного влияния на эффективность стержней и распределение мощности в рядом расположенных ТВС. Последовательная замена вытеснителей на ТВС обеспечивает быстрый и контролируемый переход к пусковой зоне для энергопуска с тремя вытеснителями, а в дальнейшем, по мере выгорания топлива, – переход к полностью загруженной активной зоне для эксплуатации реактора в режиме частичных перегрузок топлива.

При подготовке к проведению физического пуска реактора использованы подробные расчеты по расчетным моделям, разработанным независимо эксплуатирующей организацией (ПИЯФ РАН) и главным конструктором реактора (ОАО НИКИЭТ) на базе аттестованных программных средств (ПС) MCNP и MCU.

Полученные данные позволяют при необходимости корректировать расчетные модели за счет последовательного усложнения и более детального описания конструкции реактора, учета изменений в составе топлива при его поставке.

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИЯУ НИЯУ МИФИ

А.А. Портнов
Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ», г. Москва

Успешная эксплуатация и освоение реактора ИРТ МИФИ, как мощного источника излучения, позволили на его базе создать вузовский центр подготовки высококвалифицированных специалистов для атомной энергетики и экспериментальной физики, успешно развивать исследования по актуальным направлениям науки и техники.

Являясь сравнительно мощным источником нейтронов и в то же время близким к предельно безопасному, исследовательский реактор позволяет проводить исследования по широкому диапазону проблем от макрокосмоса до микромира, решать прикладные задачи в области реакторной техники, экологии и медицины. Такая многогранность подкрепляется широким диапазоном направлений подготовки специалистов в МИФИ. В настоящее время в атомном центре представлены следующие научные направления: нейтронные исследования вещества, ядерная физика, радиационная физика полупроводников и диэлектриков, физика и техника реакторов, радиационное материаловедение, прикладная спектрометрия, медицинская физика.

В настоящее время завершается подготовка комплекта документов для получения лицензии Ростехнадзора на его эксплуатацию

В НИЯУ МИФИ для решения научных задач и базовой подготовки специалистов используется пять подкритических стендов.

Подкритический уран-водный стенд ВВЭР (ПКС ВВЭР) установлен в физическом зале исследовательского реактора ИРТ МИФИ. Физический пуск ПКС ВВЭР произведен 06.04.1974 г.

В физическом зале учебной лаборатории кафедры “Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов” размещены:

ПКС УВ1, Физический пуск произведен 25.10.1983 г.

ПКС УВ-2. Физический пуск произведен 04.11.1972 г.

ПКС УВПШ. Физический пуск произведен 18.03.1964 г.

ПКС УГ Физический пуск произведен 20.04.1955 г. Стенд был модернизирован в 1973г.

Подкритические сборки предназначены для:

– изучения физики действующих и перспективных легководных реакторов;

– проведения экспериментов по определению реперных параметров решеток с топливом UO_2 , ThO_2 , (UO_2-ThO_2) , $(UO_2-Gd_2O_3)$ Полученные экспе-

риментальные данные используются для обоснования методов нейтронно-физического расчета, ядерных констант и ядерной безопасности реакторов;

- выполнения лабораторных практикумов по физике ядерных реакторов, проведение которых включает изучение однородных решеток и решеток с неоднородностями, экспериментальное определение изменения $K_{эфф}$, зависимости материального параметра от шага уран-водной решетки, пространственного распределения нейтронов в уран-графитовой сборке и др.;

- моделирования и экспериментального изучения нестационарных нейтронно-физических процессов в уран-водных решетках и в уран-графитовых решетках;

- моделирования и экспериментального изучения нейтронно-физических процессов в уран-водных решетках;

- учебно-исследовательской работы и дипломного проектирования, в течение которых студенты выполняют работу по программе научно-исследовательских экспериментов.

ОПЫТ РЕАГИРОВАНИЯ ТКЦ ИБРАЭ РАН НА ЧРЕЗВЫЧАЙНЫЕ СИТУАЦИИ С РАДИАЦИОННЫМ ФАКТОРОМ

С.Н. Краснопёров, Д.А. Припачкин, И.А. Осипьянц
ИБРАЭ РАН, г. Москва

В настоящее время в Техническом кризисном центре ИБРАЭ РАН реализованы все основные компоненты, необходимые для оперативной поддержки принятия решений по защите населения и окружающей среды при радиационных авариях.

Основные задачи ТКЦ включают:

- оценка и прогноз основных характеристик источника радиоактивного выброса;
- прогноз загрязнения окружающей среды с учетом данных радиационного мониторинга;
- оценка и прогноз доз облучения населения;
- выработка рекомендаций по защите населения и объектов окружающей среды;
- оценка эффективности защитных мероприятий и их оптимизация для конкретных условий с учетом радиологических, экономических и социальных условий.

Произошедшее 11 марта 2011 года землетрясение в Японии с эпицентров в Тихом океане привело к образованию цунами с высотой волны на восточном побережье о. Хонсю около 15 метров. Это стало причиной возникновения аварийной ситуации на целом ряде АЭС расположенных на восточном побережье Японии. При этом на одной из них (АЭС Фукусима-1 Даичи) были зафиксированы выбросы радиоактивных веществ в атмосферу, масштабы которых достаточно значимы. Из-за аварии на АЭС в Японии возникла угроза загрязнения радиоактивными веществами территории Дальнего Востока РФ. Поэтому по поручению Правительства РФ ТКЦ ИБРАЭ РАН оказывал научно-техническую поддержку органов исполнительной власти Российской Федерации (в первую очередь, МЧС России) по всем вопросам, связанным с аварией на АЭС в Японии, в круглосуточном режиме в течение месяца. В острой фазе аварии (с 11 по 17 марта) приходилось работать в условиях крайнего дефицита информации. При этом необходимо было давать оперативные прогнозы развития ситуации. За это время в режиме ЧС в ТКЦ ИБРАЭ РАН было собрано, обработано и проанализировано огромное количество информации следующих направлений:

- состояние энергоблоков на аварийной АЭС;
- данные мониторинга радиационной обстановки на территории Японии как на промплощадке АЭС, так и за её пределами;

- информация о загрязнении почвы, морской воды и продуктов питания.

В процессе работы устанавливались достоверность, актуальность и значимость информации, обнаруженной экспертами ТКЦ ИБРАЭ РАН. Работа всех групп экспертов ТКЦ ИБРАЭ РАН во время развития острой фазы аварии на АЭС Фукусима-1 (Даичи) позволила решить следующие задачи:

- определить риск загрязнения территории Дальнего Востока РФ. По оценкам экспертов ТКЦ ИБРАЭ РАН даже при самом неблагоприятном сценарии развития ситуации на АЭС радиационная обстановка на территории Дальнего Востока РФ не потребует принятия мер по защите населения;
- дать прогноз развития аварийных процессов на энергоблоках АЭС. По оценкам экспертов ТКЦ ИБРАЭ РАН подтвердилось частичное плавление топлива в реакторах на блоках 1-3 и возможности взрыва водорода в бассейне ОЯТ на блоке №4;
- оценить источники выброса радиоактивных веществ в окружающую среду.
- довести до СМИ и общественности достоверную, актуальную и научно-обоснованную информацию об аварии на АЭС в Японии и её последствиях для населения и окружающей среды.
- обеспечить круглосуточную научно-техническую поддержку функционирования НЦУКС МЧС России и СКЦ Росатома по аварии на АЭС Фукусима-1.

В данной ситуации выстроенная в России в предыдущие годы система научно-технической поддержки на радиационно опасные ситуации на АЭС показала свою эффективность. Считаем целесообразным расширить данную систему и на ИЯУ. Для этого на первом этапе необходимо сформировать в центрах научно-технической поддержки информационные ресурсы и базы данных о технологических параметрах ИЯУ, мониторинге вокруг расположения ИЯУ, данными о населении, территориях и окружающей среде в окрестности ИЯУ.

ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ СРЕДСТВ ДИСТАНЦИОННОГО ВИЗУАЛЬНОГО КОНТРОЛЯ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ ИЯУ

А.В. Лопацкий, М.Н. Лысый
ЗАО «Диаконт», г. Санкт-Петербург

Безопасность эксплуатации РУ связана с необходимостью получения достоверной информации о техническом состоянии активной зоны, ВКУ, конструктивных элементов и арматуры РУ, состояния ОТВС и бассейна выдержки.

Стандартное ТВ оборудование не обеспечивает возможности проведения эффективного визуального контроля в условиях воздействия сильного ионизирующего излучения в стесненных условиях ИЯУ.

На сегодняшний день накоплен значительный положительный опыт применения специализированного радиационно-стойкого ТВ оборудования для проведения визуального контроля состояния оборудования реакторных установок, контроля и идентификации ОТВС и наблюдения за работами в горячих камерах.

В докладе приведены:

- сравнительный анализ ТВ оборудования построенного на базе различных технологий (технические характеристики, особенности, преимущества);
- опыт применения телевизионного оборудования на ИЯУ, АЭС и объектах ЯТЦ;
- предложения по решению задач обеспечения эффективного регламентного контроля в ходе ППР, обоснования продления сроков эксплуатации РУ и проведения первичных исследований на ИЯУ и в горячих камерах при помощи радиационно-стойкой телевизионной и осветительной аппаратуры.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИЯР У-3 ФГУП «ЦНИИ ИМ. АКАД. А.Н. КРЫЛОВА»

В.А. Бобров, Ю.В. Киселёв, И.А. Озерова
ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова», г. Санкт-Петербург

1 Общие сведения об ИЯР У-3

Многоцелевой исследовательский ядерный реактор У-3 (ИЯР У-3) ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова» предназначен для исследования широкого круга вопросов, связанных с взаимодействием ионизирующих излучений с веществами, материалами, изделиями и формированием радиационной обстановки в экспериментальных объемах.

ИЯР У-3 бассейнового типа с охлаждением активной зоны посредством естественной циркуляции теплоносителя первого контура с дальнейшей передачей тепла технической воде второго контура в теплообменниках «первого – второго» контуров. Активная зона реактора гетерогенного типа. Ядерное топливо – уран с 10 % обогащением по урану-235. Конструктивно ядерное топливо выполнено в виде 426 цилиндрических ТВЭЛов (ЭК-10/У-3). Деление урана осуществляется на тепловых нейтронах. Проектная тепловая мощность реактора 50 кВт.

2 Состояние ИЯР У-3 на конец 2010 года

В активную зону загружено 426 ТВЭЛов ЭК-10/У-3 в соответствии с картограммой № ИФЛ.07.177Сх. Вместо штатных исполнительных органов СУЗ (АР1, АР2, АР3, РР, АЗ1, АЗ2) установлены нештатные поглотители (НП). В бериллиевую втулку установлен НП. Короб вкачен. «Носик» коробка пустой. В «носике» коробка установлены два датчика (блока детектирования) системы «Карпаты» БДЛН-09Р-02 с нейтронными счетчиками СНМ-18-1. Во второй и третьей секциях коробка установлены полиэтиленовые защитные пробки размером 800×800×320 мм и 1000×1000×400 мм. Подкритичность реактора составляет -0,0535 единиц реактивности ($K_{эф} = 0,9465$).

3 Информация об имеющихся лицензиях

В декабре 2010г. институтом была получена лицензия № ГН-03-108-2465 от 24.12.2010г., выданная Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору, дающая право на эксплуатацию исследовательского ядерного реактора У-3, срок действия лицензии до 24 декабря 2017г.

В соответствии с УДЛ эксплуатация ИЯР У-3 разрешается до истечения прогнозного срока службы бака реактора до достижения флюенса - 10^{19} н/см² для наиболее облученной обечайки бака реактора.

4 Организация подготовки и поддержание уровня квалификации персонала ИЯР У-3

Подготовка персонала определяется требованиями государственных нормативных и ведомственных документов и ведется в соответствии с документами института (программы подготовки персонала по рабочим местам, должностные инструкции, инструкции по эксплуатации и технике безопасности).

В сентябре – октябре 2009г. в соответствии со статьей 27 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» были получены разрешения на право ведения работ в области использования атомной энергии главным инженером ИЯР У-3 и сменным персоналом реактора У-3.

Комиссия института в апреле 2011г. провела проверку знаний сменного персонала реактора У-3. По результатам проверки к самостоятельной работе в качестве сменного персонала на ИЯР У-3 было допущено 6 человек.

В 2010 году произошли изменения в кадровом составе ИЯР У-3. Приняты на должность: начальник стенда – начальник ИЯР У-3, ведущий инженер – контролирующий физик, электромонтёр, слесарь механосборочных работ с последующей аттестацией на дежурного механика.

В 2011 году 5 специалистов прошли обучение в Санкт-Петербургском филиале НОУ ДПО «ЦИПК» по курсу «Современные требования по обеспечению безопасности при ведении работ в области атомной энергии».

5 Оценка состояния ЯРБ ИЯР У-3 за прошедший год

Как показали проведенная в декабре 2010 года проверка состояния ядерной безопасности в 48 лаборатории – комплексе с ИЯР, а также плановые проверки, проведенные на реакторе в 2010 году в соответствии с «Графиком ППО и ППР систем ИР У-3 на 2010 год», системы безопасности реактора соответствуют техническим условиям и паспортным характеристикам.

Сравнение показателей работы систем безопасности с показателями предыдущего отчетного года показывает, что они не изменились.

В 2010 году на ИЯР У-3 не было случаев нарушения ядерной и радиационной безопасности.

Ядерная и радиационная безопасность на ИЯР У-3 обеспечивается в соответствии с требованиями НТД по ЯРБ и действующей на реакторе эксплуатационной документацией.

В целях повышения ЯРБ ИЯР У-3 в 2010-2011 годах разработаны и реализуются ряд документов и мероприятий, в том числе мероприятия, обеспечивающие ЯРБ ИЯР У-3 в режиме длительного останова, график ППО и ППР оборудования и систем, график противоаварийных тренировок на ИЯР У-3, инструкция по действиям персонала при возникновении аварии на ИЯР У-3, план мероприятий по защите персонала в случае ра-

диационной аварии на объекте «Правый берег» ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова» и др.

6 нерешенные вопросы обеспечения безопасности ИЯУ У-3

К проблемным вопросам, требующим решения, необходимо отнести проведение анализа на сейсмостойкость оборудования ИЯР У-3.

7 Предполагаемые варианты последующего использования ИЯР У-3

ИЯР У-3 предполагается использовать для исследования и решения следующих вопросов:

Диагностики и ресурса оборудования методами радиационной техники;

Дозиметрии излучений и радиационной метрологии;

Радиационного ресурса радиоэлектронных приборов и изделий;

Создание на базе ИЯР У-3 центра нейтронной терапии для лечения больных с раковыми заболеваниями.

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРЕРАБОТКА УРАН-ПОЛИЭТИЛЕНОВОЙ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ ПОДКРИТИЧЕСКОГО СТЕНДА СО-2М ОАО «ВНИИХТ»

Г.А. Сарычев, В.В. Кудрявцев, А.П. Матюшин,
В.П. Скопин, Р.М. Щепелев
ОАО «ВНИИХТ», г. Москва

С.В. Алексеев, В.П. Денискин, А.А. Звонков,
А.А. Пирогов, С.И. Мозжерин
ФГУП «НИИ НПО "ЛУЧ"», г. Подольск

Опытно-промышленная исследовательская ядерная установка (ИЯУ) СО-2М с подкритическим стендом (ПКС) представляет собой технологический комплекс для нейтронно-активационных аналитических работ и обогащения полезных компонентов (рис.1). Физический пуск ПКС был осуществлён 24.06.1975г., а 18.08.1976 г. ИЯУ СО-2М сдана в эксплуатацию.

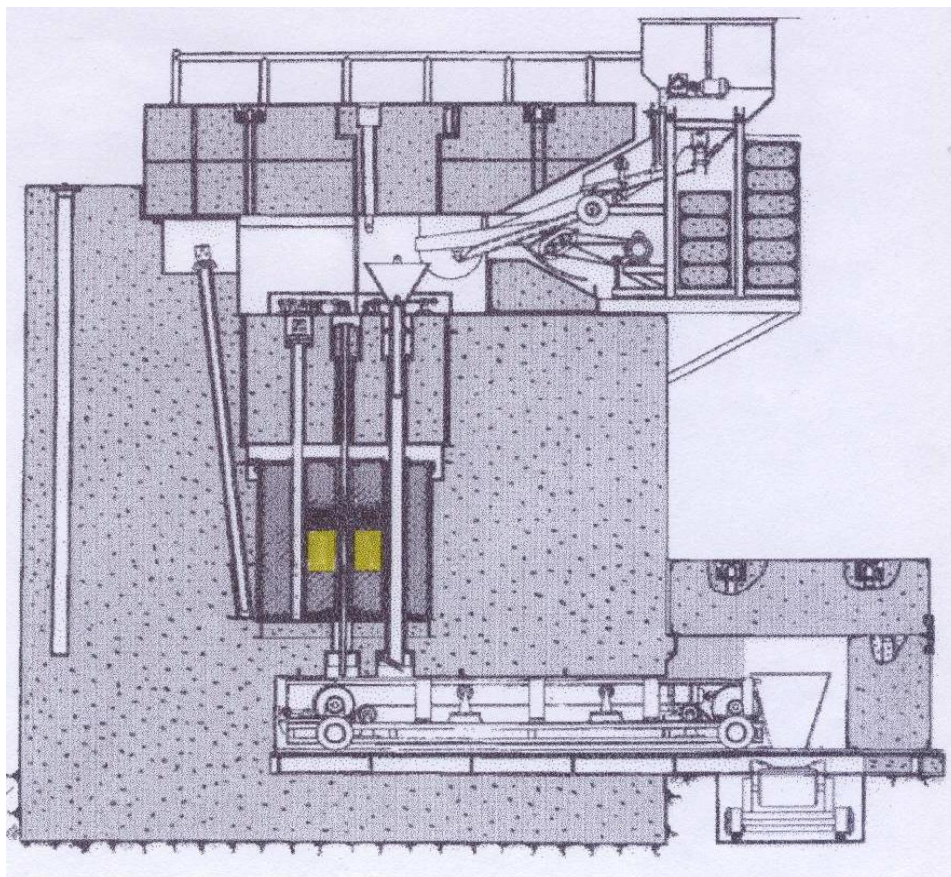


Рис. 1. Технологическая схема ИЯУ СО-2М

Исследовательские работы на ИЯУ СО-2М продолжались до февраля 1995 г. В связи со свертыванием работ по данной тематике и отсутствием

финансирования на модернизацию, установка по 2005 год находилась в режиме длительного останова. С 30.06.2005г. по 30.06.2010г. установка эксплуатировалась в режиме «окончательного останова» на основании Лицензии № ЦО-03-110-2745 от 30.06.2005г. и Лицензии № ЦО-03-110-4494 от 09.12.2008г.

Основанием для вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М ОАО «ВНИИХТ», как объекта использования атомной энергии (ОИАЭ), является:

- изменение требований к надежности и безопасности эксплуатации системы управления и защиты (СУЗ), контрольно-измерительных приборов, систем сигнализации и связи, приборов дозиметрического контроля, технологического оборудования и систем инженерно-технического обеспечения, выполнение которых в текущий момент не предоставляется возможным;
- истечение назначенного срока службы объекта.

Демонтаж активной зоны ПКС СО-2М проводился на основе комплексного инженерного и радиационного обследования производственных помещений, строительных конструкций, систем обеспечения и безопасности, а также на основе проекта производства работ.

После окончания работ по демонтажу и вывозу ЯМ на переработку проведено комплексное инженерное и радиационное обследование. На данный момент имеются следующие результаты:

- ❖ Инженерное обследование показало, что:
 - строительные конструкции здания находятся в работоспособном состоянии и возможна их дальнейшая эксплуатация сроком на 5 лет при условии устранения отмеченных повреждений;
 - инженерные сети здания находятся в удовлетворительном состоянии и требуют частичной замены в соответствии с требованиями нормативно-технической документации.

- ❖ Комплексное радиационное обследование показало полную картину радиационной обстановки в помещениях ИЯУ СО-2М. Радиоактивное загрязнение площадей альфа- и бета-излучающими нуклидами не обнаружено. Максимальная мощность дозы составила 176,0 мкЗв/час. Максимальный уровень поверхностного радиоактивного загрязнения оборудования, расположенного на ИЯУ СО-2М, составил по бета-загрязнению до 90 ч-ц/см²мин, по бета-потокам до 3600 ч-ц/см²мин, по плотности потока быстрых нейтронов в каналах нейтронных источников до 400 б.н./см²сек. Были отобраны пробы грунта на прилегающей к корпусу № 13 территории и строительных конструкциях ПКС СО-2М. По результатам проведенного анализа превышений не обнаружено.

01 декабря 2009г. с территории ОАО «ВНИИХТ» были вывезены активная зона и запасные ТВЭЛы (гомогенная смесь диоксида урана с полиэтиленом 36 % обогащения по изотопу уран-235) на переработку.

Переработка ЯМ была выполнена организацией ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» Госкорпорации «Росатом», привлеченной к выводу из эксплуатации ИЯУ СО-2М с учетом следующих решающих обстоятельств:

- ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» – один из разработчиков топливной композиции «диоксид урана - полиэтилен»;
- к моменту начала работ по выводу из эксплуатации ИЯУ СО-2М ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» располагало успешным практическим опытом работ по демонтажу и утилизации активной зоны аналогичного аппарата - подкритического нейтронного размножителя СО-1 ОАО «Белгородгеология», выполненных в 2007-2008 г.г.;
- ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» - отраслевое технологическое предприятие, на котором успешно осуществляется консолидация и конверсия невостребованных ядерных материалов с возвратом извлеченного из них урана в ЯТЦ.

Совокупный объем и последовательность выполненных в ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» работ по утилизации активной зоны:

1. Организация транспортировки и транспортировка активной зоны из ОАО «ВНИИХТ» во ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ»;

2. Демонтаж, препарирование и разборка активной зоны (с одновременным формированием ядерно-безопасных навесок ядерного материала);

3. Переработка твэлов, включающая:

- эксперименты по апробации и отработке технологических режимов переработки уран-полиэтиленовой топливной композиции последовательным применением пиро- и гидрометаллургических технологий;
- пирометаллургическую переработку твэлов ПКС СО-2М методом термоокислительной деструкции полиэтилена с получением чернового полуфабриката закиси-окиси урана 36%-го обогащения с фактическим содержанием примесей;
- рафинировочный и конверсионный гидрометаллургический передел черновой закиси-окиси с получением в качестве конечного продукта товарной закиси-окиси урана 17%-го обогащения, предназначенной для возврата в ЯТЦ;

4. Захоронение радиоактивных отходов, образовавшихся в процессе переработки активной зоны.

По результатам работ можно сделать вывод об успешной практической реализации в ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» полномасштабного процесса

утилизации активных зон аппаратов типа ПКС СО-2М, СО-1 - от демонтажа и разборки активной зоны до переработки твэлов в товарную продукцию с возвратом извлечённого из них урана в ЯТЦ и захоронения радиоактивных отходов.

Кроме того, важно отметить, что в результате использования в технологии утилизации активных зон этих аппаратов инструмента консолидации и конверсии ядерных материалов реализован практически полный цикл обеспечения ядерной безопасности – от ликвидации ядерно-опасных устройств, как таковых, до конверсии высокообогащенного топлива в строго учтённый и физически защищённый полуфабрикат с малопривлекательной степенью обогащения (17 %).

По мнению авторов, разработанный и внедрённый технологический инструментарий будет оставаться востребованным как для аппаратов указанного класса, ещё не выведенных из эксплуатации (например, ФС-2, ПС-1), так и для утилизации невостребованных уран-полиэтиленовых твэлов из комплектов ЗИП к ним.

СОДЕРЖАНИЕ

О разработке Программы повышения эффективности и безопасного использования отраслевого парка исследовательских ядерных установок. Н.В. Архангельский, О.О. Патаракин (Дирекция по научно-техническому комплексу Госкорпорации «Росатом», г. Москва)	3
О порядке признания эксплуатирующих организаций. М.О. Шведов, С.В. Дьяков, С.С. Кречетов (Департамент ядерной и радиационной безопасности, организации лицензионной и разрешительной деятельности Госкорпорации «Росатом», г. Москва).....	4
Безопасность исследовательских ядерных установок. М.И. Холопкин (Генеральная инспекция Госкорпорации «Росатом», г. Москва).....	8
Анализ эксплуатации исследовательских ядерных установок России за 2006–2010 годы. М.Н. Святкин, В.Н. Федулин, Н.Г. Гатауллин, М.К. Виноградов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	13
Обеспечение безопасности в ОАО «ГНЦ НИИАР». В.А. Гремячкин, В.П. Садулин, М.Н. Святкин, В.В. Серебряков, Н.П. Туртаев (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	15
Анализ нарушений в работе реакторных установок ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2001–2010 годы. П.В. Шорников, М.Н. Святкин, В.Н. Федулин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	19
Опыт эксплуатации и планы дальнейшего использования РУ БОР-60. Ю.М. Крашенинников, Л.Б. Нечаев, А.С. Корольков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	20
Опыт эксплуатации высокопоточного исследовательского реактора СМ. А.Л. Петелин, М.Н. Святкин, С.А. Сазонтов, А.И. Звир (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	21
Опыт эксплуатации реактора РБТ-6. С.А. Сазонтов, А.Л. Петелин, А.И. Звир (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	22

Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации. А.И. Звир, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин, М.Н. Святкин, С.И. Чекалкин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	23
Продление срока эксплуатации и перспективы использования петлевого исследовательского реактора МИР.М1. А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников, С.В. Романовский, В.А. Свистунов, С.А. Киверов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	24
Опыт эксплуатации и перспективы использования реакторного комплекса РБТ-10. А.Л. Ижутов, С.В. Романовский, В.А. Свистунов, С.А. Киверов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	25
О влиянии экспериментальных устройств на физику и безопасность исследовательских реакторов. А.П. Малков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	26
Предложения по изменению Правил ядерной безопасности исследовательских реакторов. В.А. Гремячкин, М.Н. Святкин, В.П. Садулин, А.Л. Петелин, А.П. Малков, А.С. Курский (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	27
Проблемы кондиционирования радиоактивных отходов щелочных теплоносителей при выводе из эксплуатации исследовательского реактора ИР БР-10. В.Б. Смыков, В.М. Мамаев (ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск)	28
Исследовательский реактор для центров ядерных исследований. Р.П. Куатбеков, В.А. Лукичѳв, С.В. Осипович, С.А. Соколов, И.Т. Третьяков, В.И. Трушкин (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва).....	30
Состояние ЯРБ на комплексе критстендов С.Г. Антипин, А.В. Куприянов (ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород).....	33
Опыт эксплуатации и состояние ядерной и радиационной безопасности импульсного исследовательского реактора БАРС-4 в 2010 году. Д.И. Маркитан, Б.И. Гридин, А.В. Васильев, В.М. Минин (ФГУП «НИИП», г. Лыткарино).....	36
Вывод из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов ФГУП «НИИП» ВВРЛ-02, ВВРЛ-03. Д.И. Маркитан, Б.И. Гридин, А.В. Васильев, В.М. Минин (ФГУП «НИИП», г. Лыткарино).....	37

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М, 45 лет эксплуатации. А.В. Мелешко, Е.М. Сулимов, В.И. Уваров (ОАО «ИРМ», г. Заречный).....	38
О состоянии ядерной и радиационной безопасности ядерного реактора ИРТ-Т. Ю.А. Цибульников, И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, О.М. Худолеева, П.Н. Худолеев (ГОУ ВПО НИТПУ ФТИ, г. Томск).....	39
Система радиационной безопасности ИР ВВР-М. В.Н. Шевель, Ю.Н. Лобач, В.Н. Макаровский, Ю.Н. Нестерук, И.А. Хомич (ИЯИ НАНУ, г. Киев, Украина).....	40
О ресурсе основного оборудования ВВР-ц. Н.Д. Лукин, О.Ю. Кочнов, В.Д. Мильцов (ФГУП НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск)	41
Состояние ядерной и радиационной безопасности на ИЯУ ПИЯФ РАН в 2010 году. С.Л. Смольский, К.А. Коноплев, А.В. Коротынский, В.П. Мащетов, И.А. Окулов, А.И. Алехин, В.А. Илатовский (ПИЯФ РАН, г. Гатчина)	42
Результаты экспериментов по программе физического пуска реактора ПИК. К.А. Коноплев, С.Л. Смольский, В.П. Мащетов, Е.С. Брейдо, А.А. Ланкович, Г.Т. Потапенко, А.С. Захаров, П.А. Сушков, А.Н. Ерыкалов, М.С. Онегин, А.С. Полтавский, И.М. Косолапов, В.В. Гостев, В.П. Стулов, И.А. Окулов, М.В. Румянцев (ПИЯФ РАН, г. Гатчина); А.В. Лопаткин, И.Т. Третьяков, С.А. Соколов, И.Б. Лукасевич (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва).....	43
Состояние и перспективы ИЯУ НИЯУ МИФИ. А.А. Портнов (НИЯУ «МИФИ», г. Москва).....	46
Опыт реагирования ТКЦ ИБРАЭ РАН на чрезвычайные ситуации с радиационным фактором. С.Н. Краснопёров, Д.А. Припачкин, И.А. Осипьянц (ИБРАЭ РАН, г. Москва).....	48
Опыт применения средств дистанционного визуального контроля технического состояния элементов ИЯУ. А.В. Лопацкий, М.Н. Лысый (ЗАО «Диаконт», г. Санкт-Петербург).....	50

Обеспечение безопасной эксплуатации ИЯР У-3
ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова».
В.А. Бобров, Ю.В. Киселёв, И.А. Озерова
(ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова»),
г. Санкт-Петербург) 51

Вывод из эксплуатации и переработка
уран-полиэтиленовой топливной композиции
подкритического стенда СО-2М ОАО «ВНИИХТ».
Г.А. Сарычев, В.В. Кудрявцев, А.П. Матюшин,
В.П. Скопин, Р.М. Щепелев
(ОАО «ВНИИХТ», г. Москва);
С.В. Алексеев, В.П. Денискин, А.А. Звонков,
А.А. Пирогов, С.И. Мозжерин
(ФГУП «НИИ НПО "ЛУЧ"», г. Подольск) 54

Научное издание

**XIII Российское совещание
«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»**

Тезисы докладов

Ответственный за выпуск В.Н. Федулин

Издательская подготовка Н.И. Крайновой, Н.В. Чертухиной
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 18.05.2011. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. 2,4. Тираж 90 экз.

Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
433510, Дмитровград-10 Ульяновской обл.