



МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ «БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

Димитровград, 26–30 мая 2014 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ



ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

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

МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

(Димитровград, 26–30 мая 2014 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2014

УДК 621.039.58(082)

ГРНТИ 58.01.93

Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок»: тезисы докладов. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. – 104 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 26–30 мая 2014 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). В сборнике, предназначенном для специалистов по эксплуатации исследовательских ядерных установок, представлены тезисы докладов следующей тематики:

- ◆ опыт эксплуатации и вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок;
- ◆ анализ состояния безопасности исследовательских ядерных установок и мероприятия по повышению её уровня;
- ◆ модернизация и реконструкция, а также сооружение новых исследовательских ядерных установок;
- ◆ экспериментальные возможности использования исследовательских ядерных установок;
- ◆ обращение с отработавшим ядерным топливом исследовательских реакторов;
- ◆ подготовка персонала (состояние, проблемы, предложения);
- ◆ культура безопасности на исследовательских ядерных установках.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

ISBN 978-5-94831-136-4

© Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский
институт атомных реакторов»
(ОАО «ГНЦ НИИАР»), 2014

© Авторы, 2014

О НАРУШЕНИЯХ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ ЗА 2009–2013 ГОДЫ

В.Н. Федулин, Н.Г. Гатауллин, М.К. Виноградов

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В настоящее время парк исследовательских ядерных установок (ИЯУ) в мире на территории 71 государства, включая Россию, составляет 772 ИЯУ, из которых 246 – действующие.

По состоянию на 01.01.2014 г. на 17 предприятиях 4 министерств и ведомств России насчитывалось 72 ИЯУ: 32 исследовательских реактора (ИР), 30 критических (КС) и 10 подкритических (ПКС) стендов, из них 51 действующая установка (20 ИР, 25 КС и 6 ПКС), 1 реконструируемая, 7 находящихся на консервации, 12 выводящихся из эксплуатации, 1 строящаяся. В течение рассматриваемого периода (2009–2013 гг.) были сняты с учёта в Ростехнадзоре два ИР, пять КС и три ПКС.

В 2009-2013 годы более 50 % действующих реакторов работали свыше половины календарного времени, а 23 % – работали на мощности менее 10 % календарного времени. Сравнительная оценка нарушений в работе ИЯУ России за пять лет (2009 - 2013 гг.) показывает, что количество нарушений незначительно отклоняется от среднего значения за рассматриваемый период (7,2 нарушения в год). Число отказов элементов ИЯУ стабилизировалось на минимальном уровне за пять лет – 5 отказов в год. Количество ошибок персонала в ходе нарушений в 2009-2013 годах находится на низком уровне, а в 2009, 2010 и 2011 годах ошибок персонала, приведших к нарушениям в работе ИР, не было. Нарушения, вызванные отклонениями в работе внешних электросетей в пределах эксплуатационной ответственности организации, в 2009, 2010 и в 2012 годах отсутствовали, и в 2013 году их число и доля в общем количестве нарушений были незначительными. Это свидетельствует о результативности постоянно проводимой работы по повышению надёжности электросетей, находящихся в ведении эксплуатирующих ИЯУ организаций.

Отмечается появление в 2013 году событий, оцениваемых как существенные для безопасности, и событий со значительными последствиями. В соответствии с уровнями международной шкалы ядерных событий (INES) за рассматриваемый период три нарушения классифицированы уровнем 1 (отклонение от разрешённого режима эксплуатации), причём два из них произошли в 2013 году. Остальные нарушения классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

Нарушения в 2009–2013 годах проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни.

О ПОРЯДКЕ ПРИЗНАНИЯ ЭКСПЛУАТИРУЮЩИХ ОРГАНИЗАЦИЙ

Е.А. Равлина¹, М.О. Шведов², С.С. Кречетов²

¹ФГУП «СКЦ Росатома», г. Москва, Россия

²Госкорпорация «Росатом», г. Москва, Россия

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 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 государственного регулирования 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 планируемых 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, в котором указывается:

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 осуществ-

лять 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 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.

О СОСТОЯНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК И ПРОИЗВОДСТВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ОАО «ГНЦ НИИАР» В 2013 ГОДУ

А.Л. Петелин, В.П. Садулин, В.В. Серебряков, Н.П. Туртаев

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

1. Общие вопросы безопасности и ядерная безопасность ГНЦ НИИАР

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 автодорога Димитровград – Ульяновск.

Институт является многопрофильным предприятием, которое включает 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 (АРБУС) 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 ОАО «ГНЦ 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 до-

кументами, 24 лицензиями Ростехнадзора и 2 лицензиями Госкорпорации «Росатом».

В табл. 1 приведены основные показатели работы в 2010-2013г.г. действующих ИЯУ института.

Таблица 1 – Основные показатели работы ИЯУ в 2010/2011/2012/2013г.г.

| Показатели | ВК-50 | БОР-60 | МИР.М1 | РБТ-10/2 | СМ-3 | РБТ-6 |
|--|--------|--------|--------|----------|-------|-------|
| Временной коэффициент использования реактора | 0,74/ | 0,60/ | 0,62/ | 0,70/ | 0,69/ | 0,07/ |
| | 0,66/ | 0,65/ | 0,66/ | 0,69/ | 0,70/ | 0,52/ |
| | 0,61/ | 0,61/ | 0,69 | 0,73/ | 0,66/ | 0,61/ |
| | 073 | 0,58 | 0,67 | 0,78 | 0,71 | 0,59 |
| Время простоя реактора из-за нарушений в работе по НП-027-10, час. | 0/ | 0,16/ | 3,56/ | 0/ | 0/ | 0/ |
| | 11,9/ | 70,9/ | 93,40/ | 1,1/ | 61,0/ | 19,9/ |
| | 16,66/ | 0/ | 0/ | 0/ | 0/ | 0/ |
| | 0 | 16,3 | 0 | 0 | 31,1 | 0 |
| Отпуск электроэнергии, МВт•ч × 10 ⁴ | 24/ | 2,2/ | - | - | - | - |
| | 20/ | 2,0/ | - | - | - | - |
| | 18,8/ | 1,6/ | - | - | - | - |
| | 22,9 | 2,05 | - | - | - | - |
| Отпуск тепла, Гкал × 10 ⁴ | 6,4/ | 4,4/ | - | - | - | - |
| | 4,0/ | 5,5/ | - | - | - | - |
| | 2,7/ | 4,6/ | - | - | - | - |
| | 4,3 | 4,1 | - | - | - | - |

В 2013 году временной коэффициент использования ИР составил 0,58-0,78 (табл.1).

Количество технологических нарушений, учитываемых по НП-027-10, на всех 6-ти ИЯУ составило всего 2 (в 2012г. было 1), что заметно ниже среднегодового уровня нарушений для ИР НИИАР, равного 6.8 (за предыдущие 5 лет).

Остановок, которые по НП-027-10 не классифицируются как нарушения, не было.

Нарушения в работе ИЯУ СМ-3 (П09) и БОР-60 (П08) 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 2013 году не было.

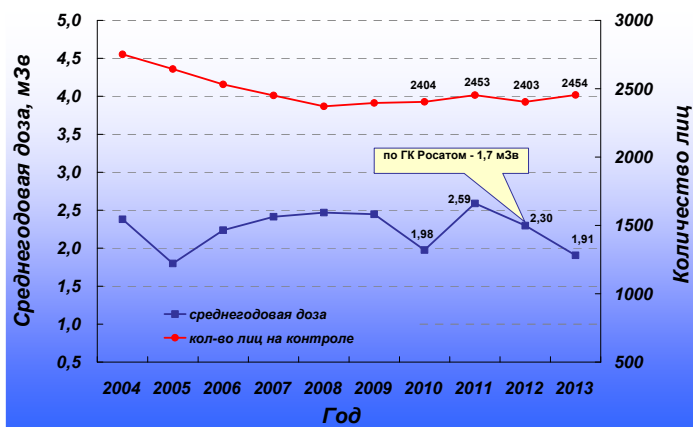
В 2013г., в соответствии с актами проверок подразделений общепрофессиональной комиссией по ЯБ и комиссиями Ростехнадзора, УГН ЯРБ МО РФ и Генеральной инспекции ГК «Росатом», состояние ядерной безопасности в институте признано удовлетворительным, соответствующим требованиям нормативных документов по ЯБ.

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

2. Радиационная безопасность

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

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



Среднегодовые индивидуальные эффективные дозы по институту

Превышения предела доз, установленных НРБ-99/2009 по результатам ИДК в 2013 г. не зафиксировано. Минимизировано количество лиц с индивидуальной дозой более 20 мЗв/год – с 8 до 0 человек по отношению к 2012 году. Более 65 % 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 | |
|---|--|---|----------|
| | | 2012 | 2013 |
| Сумма ИРГ | 1,88E+15 | 1,23E+15 | 1,41E+15 |
| Сумма бета-, гамма-излучающих аэрозолей с периодом полураспада более 24 часов | 1,84E+10 | 4,45E+09 | 1,33E+10 |
| Сумма альфа-излучающих аэрозолей | 3,32E+08 | 2,46E+07 | 2,02E+07 |

Допустимые нормы выбросов (ДНВ) не были превышены ни по одному источнику выбросов. Для контроля возможного воздействия НИИАР на окру-

жающую природную среду и население в институте создана и введена в эксплуатацию система мониторинга радиационного воздействия предприятия и экологического состояния объектов окружающей среды. 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.

Заключение

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.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗАВАРИЙНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК В НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

А.С. Курский, С.Н. Червоноокий, А.С. Соболев

НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия

В докладе рассмотрены основные организационные вопросы обеспечения безаварийной эксплуатации исследовательских ядерных установок (ИЯУ) в НИЦ «Курчатовский институт».

В НИЦ «Курчатовский институт» расположены 7 исследовательских ядерных реакторов (один реактор выводится из эксплуатации), 14 критических ядерных стендов, а также более 70 других объектов использования атомной энергии (ОИАЭ). Обеспечение безаварийной эксплуатации ОИАЭ в НИЦ «Курчатовский институт», который расположен в черте города Москва, является приоритетной задачей.

Безаварийная эксплуатация ИЯУ основывается на системе организационных и технических мероприятий. В докладе описаны её основные элементы, функционирующие в НИЦ «Курчатовский институт»:

- ◆ Организационно-распорядительная и нормативная документация.
- ◆ Разрешительная документация надзорных органов.
- ◆ Система радиационного контроля персонала, территории и установок.
- ◆ Контроль выполнения требований ядерной безопасности.
- ◆ Обучение персонала. Аварийные тренировки.
- ◆ Физическая защита объектов.
- ◆ Учет и контроль ядерных материалов, радиоактивных веществ.
- ◆ Проведение планово-предупредительных ремонтов.
- ◆ Оценка остаточного ресурса.
- ◆ Центр технической поддержки ОИАЭ.

В 2014 году завершается выполнение «Программы обеспечения ядерной и радиационной безопасности и контроля за радиационноопасными и ядерноопасными объектами НИЦ «Курчатовский институт на период 2012-2014 годы». Основные показатели Программы по важнейшим мероприятиям выполняются

ASSURANCE OF ACCIDENT-FREE OPERATION OF NUCLEAR RESEARCH FACILITIES AT NRC “KURCHATOV INSTITUTE”

A.S. Kursky, S.N. Chervonookiy, A.S. Sobolev
NRC “Kurchatov Institute”, Moscow, Russia

The paper presents main arrangements provided to ensure accident-free operation of nuclear research facilities (NRF) at NRC “Kurchatov Institute”.

NRC “Kurchatov Institute” has 7 nuclear research reactors (one of them is being decommissioned), 14 critical nuclear facilities, and more than 70 other nuclear facilities. Assurance of accident-free operation of nuclear facilities at NRC “Kurchatov Institute” located within the Moscow city is a top-priority task.

Accident-free operation of NRF is ensured by a system of administrative and technical measures. The paper describes the following main components of this system used at NRC “Kurchatov Institute”:

- ◆ Organizational, administrative and regulatory documents;
- ◆ Regulator’s approvals/licenses;
- ◆ Personnel, site and facilities radiation monitoring system;
- ◆ Control of compliance with nuclear safety requirements;
- ◆ Personnel training. Emergency drills;
- ◆ Physical protection of facilities;
- ◆ Control and accounting of nuclear materials and radioactive substances;
- ◆ Scheduled preventive maintenance;
- ◆ Assessment of remaining life;
- ◆ Nuclear Facilities Technical Support Center.

The “Program for assurance of nuclear and radiation safety and monitoring of radiation and nuclear hazardous facilities of NRC “Kurchatov Institute” in 2012–2014” will be completed in 2014. Main targets of the Program for its key measures are achieved.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА СМ И МЕРОПРИЯТИЯ ПО ПОВЫШЕНИЮ УРОВНЯ БЕЗОПАСНОСТИ

С.В. Романовский, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

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. Продолжаются важные работы по повышению безопасности.

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.

В 2013 году проведен ряд работ по повышению безопасности ИЯУ, такие как продление срока службы центральной зоны реактора СМ-3 до 01.01.2018 года, покрытие электрических кабельных кабелей огнезащитным составом, монтаж автоматической пожарной сигнализации и системы оповещения и управления эвакуацией людей при пожаре.

Приведены основные показатели работы реактора в период 2009÷2013 г.г., и важные работы по повышению безопасности выполненные на ИЯУ в 2013 году.

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

Ю.М. Крашенинников, Л.Б. Нечаев, В.Б. Харлов

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

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

ИР БОР-60 надёжно и эффективно эксплуатируется 44 года и в настоящее время остается практически единственным на ближайшее время исследовательским реактором на быстрых нейтронах, имеющим уникальные экспериментальные возможности для проведения комплексных исследовательских работ по различным направлениям.

В докладе представлены основные показатели работы реактора в 2013 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.

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

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.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКАЯ ЯДЕРНАЯ УСТАНОВКА ИБР-2: ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И ОСНОВНЫЕ ЗАДАЧИ

А.В. Виноградов

ОИЯИ, г. Дубна, Россия

Доклад состоит из двух частей: в первой части представлен отчет о работах выполненных на исследовательской ядерной установке (ИЯУ) ИБР-2 в течение 2013 ÷ 2014 г.г. и во второй части сформулированы основные задачи по дальнейшему развитию установки и обеспечению ее безопасной эксплуатации.

В первой части доклада представлена информация о работе ИЯУ ИБР-2, о работах по созданию комплекса криогенных замедлителей и других систем, важных для обеспечения безопасной эксплуатации реактора.

Во второй части доклада сформулированы предложения по дальнейшему развитию установки и обеспечению ее безопасной эксплуатации на период 2014 ÷ 2016 г.г. в рамках тематического планирования.

Указано на необходимость проведения большого объема научно-технических работ и экспериментальных исследований, связанных с внедрением комплекса криогенных замедлителей, созданием резервного подвижного отражателя, продолжением работ по анализу состояния и обновлению оборудования, важного для безопасности ИБР-2.

В докладе указываются основные задачи по теме на период 2014 ÷ 2016 г.г.:

1. Эксплуатация реактора в штатном режиме со средней мощностью 2 МВт и частотой повторения импульсов мощности 5 Гц для обеспечения физической программы исследований на выведенных пучках нейтронов.

2. Реализация проекта «Создание комплекса криогенных замедлителей реактора ИБР-2».

3. Разработка и изготовление резервного подвижного отражателя ПО-3Р.

4. Проведение работ по замене и обновлению основного технологического и электрического оборудования, важного для безопасности в соответствии с условиями действия лицензии Ростехнадзора на эксплуатацию исследовательской ядерной установки ИБР-2.

Для обеспечения работ по теме «Развитие реактора ИБР-2М с комплексом криогенных замедлителей нейтронов» в течение 2014 – 2016 г.г. подготовлено обоснованное предложение по финансовым расходам.

ИТОГИ РАБОТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М ЗА 2013 ГОД

А.В. Мелешко, А.М. Роговский, И.М. Русских,
Е.Н. Селезнев, Е.М. Сулимов, В.И. Уваров
ОАО «ИРМ», г. Заречный, Россия

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

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

В докладе представлены:

- краткое описание реактора ИВВ-2М, его эксплуатационные характеристики и экспериментальные возможности;
- основные показатели в работе ИЯР ИВВ-2М, достигнутые в 2013 году;
- состояние безопасности на ИЯР;
- план мероприятий по реконструкции систем и оборудования ИЯР ИВВ-2М, утвержденный в 2010 году, и ход его выполнения по состоянию на сегодняшний день;
- перспективы использования ИЯР ИВВ-2М до 2020 года.

В 2013 году коэффициент использования реактора составил 84,4%, а энерговыработка – 109,2 ГВт·час. За прошедший год не зафиксировано нарушений в работе ИЯР ИВВ-2М, попадающих под определение НП-027-10 «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок», что свидетельствует о своевременных мероприятиях, направленных на обслуживание систем и оборудования реактора и надлежащем уровне культуре безопасности на предприятии.

В 2010 году разработан «План мероприятий ОАО «ИРМ» по обеспечению безопасной эксплуатации комплекса ИВВ-2М на период до 2025 года», утвержденный руководством ГК «Росатом» и за последующие три года выполнен примерно на 35%.

Разработана комплексная программа реконструкции и развития научно-производственной базы ОАО «ИРМ» на период 2014 – 2020 года. Целью данной программы является следование стратегии ГК «Росатом», т.е. трансформации в глобального лидера отрасли за счет развития новых сегментов на базе традиционных рынков, а также кардинальное изменение социально-экономического положения предприятия за счет выполнения мероприятий по увеличению объемов выручки за счет повышения производительности труда и качества результатов исследований при выполнении НИОКР, созданию производственных мощностей для предоставления новых видов услуг и вы-

пуска новой продукции и улучшению условий и безопасности производства работ в соответствии с требованиями современных норм и правил.

SUMMARY OF OPERATION OF NUCLEAR RESEARCH REACTOR IVV-2M IN 2013

A.V. Meleshko, A.M. Rogovskiy, I.M. Russkikh,
E.N. Seleznev, E.M. Sulimov, V.I. Uvarov

JSC «Institute of Nuclear Materials», Zarechny, Russia

The nuclear research reactor IVV -2M is a part of the nuclear research installations complex JSC «Institute of Nuclear Materials», that comprises the reactor facility itself, a hot - cell laboratory and a nuclear- material storage station.

The start up of IVV-2M was in April, 1966. Since the commissioning of IVV-2M, in the period from 1975 to 1988 the activities to modernize the reactor facility were performed. At present the operation lifetime for IVV -2M was extended to 2025.

This summary presents:

- a short description of the IVV-2M reactor, its operational factors and experimental capabilities;
- main achievements in the IVV -2M operation in 2013;
- a safety status at the nuclear research reactor;
- the Plan of Updating the reactor systems and equipment, that was approved in 2010, and a progress in its implementation at present time;
- prospects of exploiting the nuclear research reactor IVV-2M up to the year 2020.

In 2013 a plant factor was 84.4%, and an electricity production was 109.2 GWh. In 2013 there were no violations in the IVV-2M operation with respect to the rules in “NP-027-10” «Statement on the order of investigation and accounting of violations in operation of nuclear research installations», this fact testifies to the measures undertaken timely to maintain the systems and equipment of the reactor and the appropriate safety culture at the enterprise.

In 2010 «Plan of measures to ensure a safety operation of the IVV-2M complex at JSC «INM» for the period up to 2025», was developed by JSC «INM» and approved by the state corporation «Rosatom». In the recent three years it was implemented approx. 35%.

The Complex Program of reconstruction and development of research and production base of JSC «INM» for the period of 2014 to 2020 was developed. The objective of the Program is to adhere to the strategy of the state corporation «Rosatom», i.e. to transform JSC «INM» into a global leader of the industry due to new segments based on the traditional markets, and also radical changes in social and economical positions of the enterprise due to the measures increasing a revenue amount through an increase of productivity of labor and a quality of research results of R&D performance, creating production capacities for providing new services and output of novel products as well as the improvement of safety of working conditions meeting the requirements of safety rules and standards in force.

МОДЕРНИЗАЦИЯ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ ОАО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»

А.М. Бахметьев, К.Н. Ильин, А.Г. Васяткин

ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия

Введение

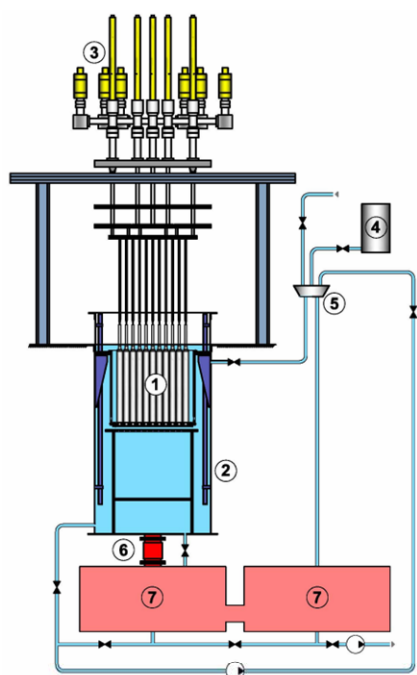
Все активные зоны для транспортных реакторных установок разработки ОАО «ОКБМ Африкантов» проходят нейтронно – физические испытания на критических стендах. В ходе испытаний определяются важнейшие характеристики активных зон:

- контролируемость загрузки ядерного топлива в реакторную установку;
- критические положения рабочих органов компенсации реактивности;
- запас реактивности на начало кампании;
- эффективность рабочих органов аварийной защиты;
- условия ядерной безопасности при «зависании» рабочих органов компенсации реактивности;
- эффективность средств перекомпоновки активной зоны.

Начиная с 2009 г., после вывода их эксплуатации и снятия с учета критических стендов ОАО «МСЗ» все испытания активных зон транспортных реакторных установок разработки ОАО «ОКБМ Африкантов» проводятся на критических стендах СТ-659 и СТ-1125.

Критические стенды СТ-659 и СТ-1125

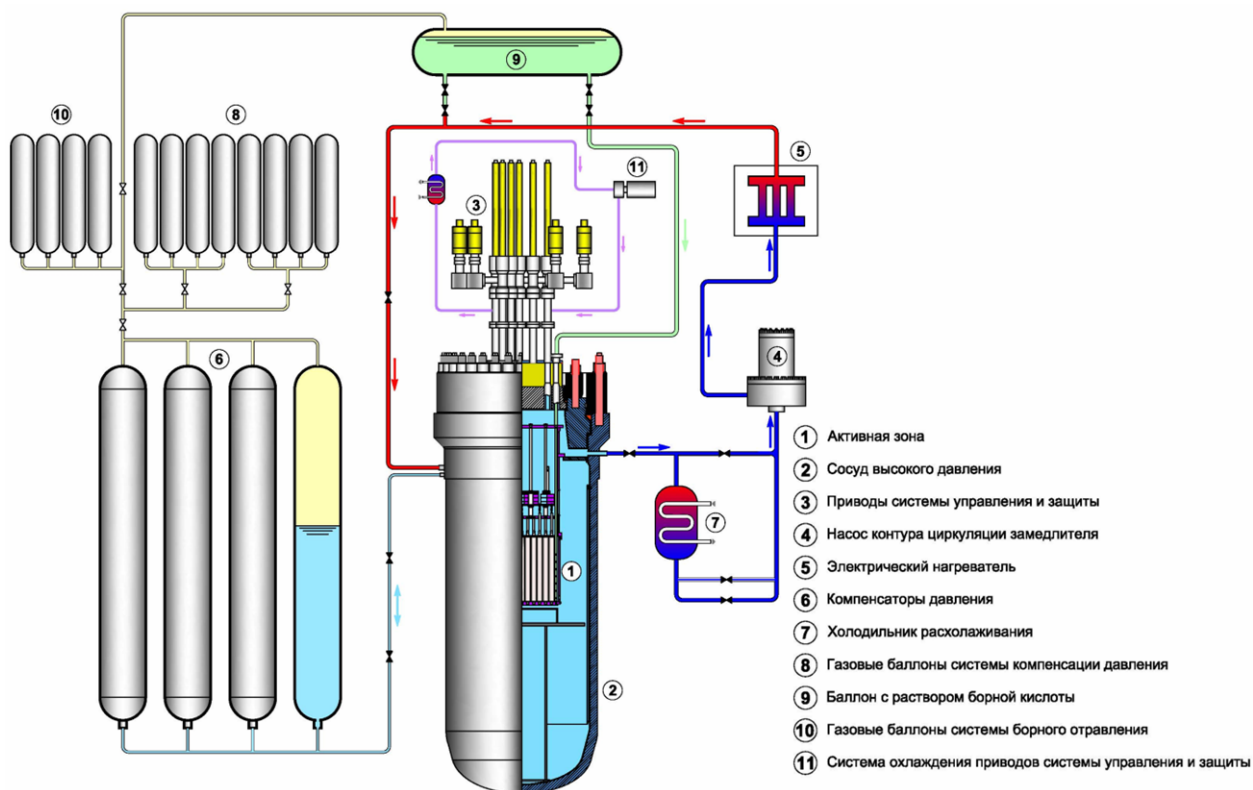
Критический стенд СТ-659 предназначен для исследования нейтронно-физических характеристик активных зон водо-водяных ядерных реакторов



- ① Активная зона
- ② Основной бак стенда
- ③ Приводы системы управления и защиты
- ④ Бак приготовления растворов
- ⑤ Устройство разрыва струи
- ⑥ Клапан аварийного слива замедлителя
- ⑦ Бак аварийного слива замедлителя

при атмосферном давлении и температуре окружающей среды. Схема стенда представлена на рисунке 1. На стенде СТ-659 проводятся испытания, как головных активных зон, так и серийных.

Критический стенд СТ-1125 предназначен для испытаний активных зон при разогреве замедлителя до рабочей температуры внешним источником тепла. Схема стенда представлена на рисунке 2. На стенде СТ-1125 проводятся испытания головных активных зон.



Кроме испытаний активных зон на критических стендах СТ-659 и СТ-1125 проводятся нейтронно-физические исследования физических моделей перспективных активных зон.

Модернизация критических стендов

Зная о намерении ОАО «МСЗ» отказаться от испытаний активных зон, ОАО «ОКБМ Африкантов» начало планомерно модернизировать критические стенды.

В 2007 – 2009 гг. были проведены работы по продлению сроков эксплуатации критических стендов в соответствии с НП-024-2000. Было проведено комплексное обследование систем и элементов критических стендов, откорректирована эксплуатационная документация, устранены дефициты безопасности. По результатам работ Директор Департамента атомного энергопромышленного комплекса ГК Росатом утвердил решения о возможности и условиях дальнейшей эксплуатации критических стендов СТ-659 и СТ-1125. Сроки эксплуатации стендов были продлены до конца 2022 г. При этом в указанные сроки ресурс корпусных конструкций выработан не будет

С 2009 г. по 2014 г. на критических стендах были проведены работы по модернизации, направленные на повышение уровня безопасности при эксплуатации КС:

- модернизированы системы контроля и защиты в части аппаратуры контроля нейтронно-физических параметров стендов СТ-1125 и СТ-659;
- модернизирована система радиационного контроля;
- модернизированы системы контроля состояния активной зоны при загрузке на обоих КС;
- установлена система видеонаблюдения за помещениями бокса стендов СТ-1125 и СТ-659.

С 2012 года начались работы по глубокой модернизации критического стенда СТ-1125 для проведения испытаний активных зон реакторной установки РИТМ-200 для универсального атомного ледокола. Модернизация стенда СТ-1125 позволит проводить на нем весь комплекс испытаний кассетных активных зон большого размера без использования критического стенда СТ-659. При этом последний способен обеспечить приемо-сдаточные испытания до 12 активных зон в год для транспортных установок.

В дополнение к указанным мероприятиям осуществляется подготовка к модернизации критических стендов СТ-659 и СТ-1125 в части замены следующих систем и элементов:

- пульта управления критическими стендами;
- системы управления и защиты;
- регулирующая и запорная арматура;
- система аварийной сигнализации в хранилищах ядерных материалов.

Таким образом, в ближайшей перспективе, на критических стендах будет заменено все оборудование с ресурсом, близким к исчерпанию, что обеспечит выполнение в полном объеме существующих программ создания и модернизации транспортных реакторных установок.

Совершенствование организационно технических мероприятий

Кроме совершенствования технического состояния критических стендов администрация ОАО «ОКБМ Африкантов» большое внимание уделяет и совершенствованию организационно технических мероприятий.

Ежегодно составляются и выполняются планы мероприятий по повышению безопасности критических стендов.

В связи с увеличением работ по испытаниям серийных активных зон, в соответствии с НП-061-05 и НП-053-04, в 2012 г. был разработан проектный документ, устанавливающий места временного размещения ядерного топлива в транспортных упаковочных комплектах на территории критических стендов. Места временного размещения позволяют одновременно разместить на территории критических стендов не менее двух активных зон.

В 2013 году в ОАО «ОКБМ Африкантов» были систематизированы и объединены в одном документе все процедуры, формы и требования к подготовке персонала комплекса критических стендов, включая обучение в центре подготовки специалистов, имеющем лицензию на оказание образовательных услуг, и повышение квалификации в отраслевых учебных центрах. Критические стенды эксплуатируются квалифицированными специалистами, имеющими разрешения Ростехнадзора, в количестве, достаточном для организации круглосуточных испытаний активных зон.

Принятые организационно-технические мероприятия позволяют одновременно эксплуатировать критические стенды СТ-659 и СТ-1125 в режиме пуска и работы на мощности.

Заключение

Понимая важность и необходимость нейтронно – физических испытаний активных зон, ОАО «ОКБМ Африкантов» планомерно ведет работы по модернизации и повышению безопасности критических стендов. Оценивая текущее состояние критических стендов СТ-659 и СТ-1125, их предстоящую модернизацию и организацию работ в ОАО «ОКБМ Африкантов» можно с уверенностью сказать, что все поставленные задачи по испытаниям активных зон для строящихся и модернизируемых транспортных реакторных установок будут выполнены в установленные сроки.

КРИТИЧЕСКИЕ СТЕНДЫ ОАО «ГНЦ НИИАР»: СОСТОЯНИЕ, ИСПОЛЬЗОВАНИЕ, ПЕРСПЕКТИВЫ

А.Л. Ижутов, С.В. Романовский, А.П. Малков, Д.В. Фомин

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В докладе представлена информация об особенностях эксплуатации и опыте использования критических стендов реакторов СМ-2 и МИР.М1. Приведены основные физические и конструкционные особенности критических сборок – физических моделей реакторов, направления проводимых исследований, применение получаемых результатов.

На критических сборках реакторов СМ-2 и МИР.М1 выполняют исследования по следующим направлениям:

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

Для обеспечения выполнения программы экспериментальных работ выполняются работы по поддержанию оборудования, систем, и элементов критстендов СМ-2 и МИР.М1 в работоспособном состоянии (проверки, ремонт, техническое обслуживание, ревизии, поверки), а также работы по техническому освидетельствованию и продлению ресурса. Основные улучшения технических систем критстендов в последние годы эксплуатации связаны с направлением физической защиты и учета и контроля ядерных материалов.

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

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

ИСТОРИЯ, ТЕРМИНЫ И КОНЦЕПЦИЯ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

В.Л. Русаков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

После Чернобыльской аварии Международная консультативная группа по ядерной безопасности (INSAG) выпустила ряд важных документов, в которых появился термин «культура безопасности» (КБ) и был сделан вывод о необходимости ее формирования и поддержки как важнейшего условия безопасности АЭС [1,2].

В 1991 году в докладе INSAG [3] была впервые достаточно полно очерчена **концепция культуры безопасности**, определяющая безусловный приоритет КБ для эксплуатирующей организации. Это подразумевало требование осведомленности и приверженности всего персонала организации принципам безопасности, необходимость выделения ресурсов на безопасность, обеспечение гласности и т.д. При этом содержание концепции КБ выходит за рамки чисто эксплуатационной деятельности и охватывает все виды деятельности, на всех стадиях жизненного цикла АЭС, которые могут оказать влияние на безопасную эксплуатацию станции. Оно охватывает и высшие сферы управления, в том числе законодательную и нравственную, которые, согласно концепции, должны формировать национальный климат, при котором безопасность является делом ежедневного внимания. В 2002 году группа выпустила документ, содержащий дополнения в вопросах КБ [4].

В настоящее время терминологию и концептуальные вопросы КБ, изначально сформулированные для АЭС, начали применять и для других объектов атомной отрасли. Важным событием в области КБ стал VIII Международный ядерный форум «Безопасность ядерных технологий: культура безопасности на объектах использования атомной энергии», прошедший в Санкт-Петербурге с 9 по 13 сентября 2013 года.

Поскольку термин КБ появился на стыке двух широко трактуемых терминов «культура» и «безопасность», то и само понятие КБ не имеет однозначного определения. При этом целесообразно исходить из общего понимания культуры как специфического способа организации и развития человеческой жизнедеятельности.

Для практического раскрытия понятия КБ используется и термин «организационная культура», который можно трактовать как «широко разделяемые ценности и допущения, формирующие конкретные модели поведения в организации» [5]. Она формирует общее культурное пространство и способствует повышению вклада работника в достижение наивысшей эффективности деятельности организации.

Аналогом организационной культуры является корпоративная культура, внимание к которой становится все более пристальным в ГК «Росатом». В этой

связи можно рассматривать и предложения по разработке кодекса корпоративной культуры, определения миссий организаций и т.п.

Под «безопасностью» часто понимают состояние, при котором возможность причинения вреда персоналу, оборудованию и окружающей среде снижена до приемлемого уровня и поддерживается на этом или более низком, разумно достижимом уровне посредством постоянного процесса выявления факторов опасности и управления рисками, а также минимизации ошибок человека в процессе его деятельности. Также отмечается, что это «состояние, при котором отсутствует недопустимый риск» [6].

В [7] отмечаются такие важные моменты указанной терминологии:

1. Для оценки опасности используется понятие «риск» – как возможность выхода какого-либо процесса (системы) из-под контроля и причинения вреда субъекту безопасности.

2. Вводится мера безопасности – величина недопустимого риска.

3. Признается относительность, а не абсолютность безопасности – риск существует и для состояния, признаваемого безопасным, но он допустим действующими нормами.

4. Безопасность является историческим понятием и зависит от готовности общества обеспечить (экономически, технически, социально-психологически) тот или иной уровень допустимого риска.

Имеется несколько определений «ядерной безопасности». Например, нормативное: «Ядерная безопасность – свойство реакторной установки и атомной станции с определённой вероятностью предотвращать возникновение ядерной аварии» [8].

В настоящее время принято считать, что именно вероятностное определение безопасности в большей степени подходит для изложения концепции КБ.

КБ – такой набор характеристик и особенностей деятельности организаций и поведения отдельных лиц, который устанавливает, что проблемам безопасности АЭС, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, определяемое их значимостью [3].

Помимо «классического» определения можно встретить и другие. Например [9]:

КБ – квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности ... АЭС является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность.

При этом КБ является аналогом термина «культура ядерной безопасности» (КЯБ).

Основные черты КБ:

- Ответственность – должностные обязанности и их понимание;
- Приверженность – демонстрация приоритета безопасности руководителями и признание отдельными лицами;
- Мотивация – постановка целей, система поощрений и наказаний;
- Надзор (контроль) – практика ревизий и экспертиз, реакции;

- Личное осознание – определяет понимание важности обеспечения безопасности;
- Знания и компетентность (профессионализм).

КБ подразумевает, что оператор не отступит от принципов безопасного управления ядерным объектом, что бы ни случилось во внешней среде.

В документе [3] рассматриваются три уровня КБ или КЯБ (рис.):

1) **Политический, законодательный уровень** обеспечивает национальную основу для КБ. На нем происходит выработка определенной политики, создания структур управления, предоставления ресурсов.

2) **Уровень руководителей** – это контроль, подготовка и оценка компетентности персонала. Распределение ответственности за введение и поддержание практики.

3) На **уровне индивидуума** условием формирования высокой КБ является создание на двух первых уровнях соответствующей обстановки, атмосферы и поощрение позиций, ведущих к повышению безопасности.

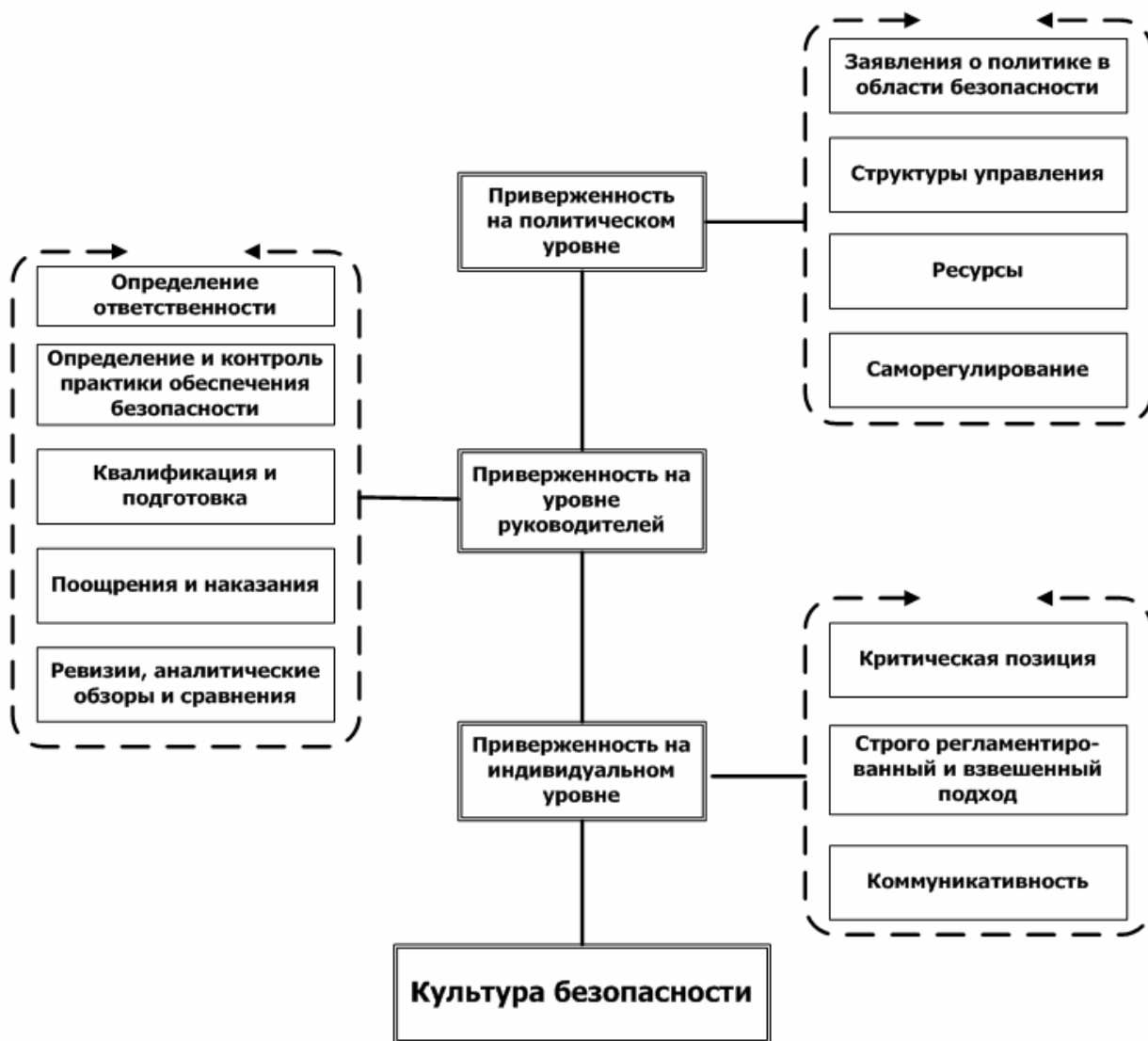


Рис. Пример составляющих культуры безопасности [3]

В последнее время наблюдается тенденция к смещению акцента применения концепции КБ на индивидуальный уровень. При этом КБ во многом зависит от человеческого фактора, который играет решающую роль во многих авариях, и предполагает высокую квалификационную и психологическую подготовленность всех лиц, участвующих в обеспечении безопасности.

СПИСОК ИСТОЧНИКОВ

1. №75-INSAG-1, 1986: «Итоговый доклад INSAG о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле»
2. №75-INSAG-3, 1988: «Основные принципы безопасности атомных электростанций»
3. №75-INSAG-4, 1991: «Культура безопасности»
4. №75-INSAG-15, 2002: «Основные вопросы повышения культуры безопасности»
5. Э. В. Волков «Культура безопасности как фактор обеспечения надежности персонала». Материалы VIII Международного ядерного форума. СПб.:2013
6. Федеральный закон от 27.12.2002 № 184-ФЗ (ред. от 23.07.2013) «О техническом регулировании».
7. А. М. Агапов, Г. А. Новиков «Атомная отрасль, атомное право и культура безопасности». Журнал «Ядерная и радиационная безопасность России», № 1, 2005.
8. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89.
9. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ – 88/97.

ОПЫТ ВНЕДРЕНИЯ И ОЦЕНКИ СОСТОЯНИЯ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

В.Л. Русаков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Приверженность культуре безопасности (КБ) была заявлена концерном «Росэнергоатом» [1]. На всех АЭС работают Лаборатории психофизиологического обеспечения (ЛПФО). Опыт формирования КБ на ряде АЭС (Курская, Белоярская, Ровенская, Ленинградская, Нововоронежская) показал эффективность проведения следующих мероприятий [2]:

- Разработка инструкций и учебных материалов.
- Совершенствование подготовки оперативного и ремонтного персонала.
- Улучшение эксплуатационных и ремонтных процедур.
- Организация распространения положительных практик и опыта эксплуатации.
- Использование показателей безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС.
- Подготовка методических материалов.
- Проведение самооценки эксплуатационной безопасности.

В то же время следует признать, что в организациях, эксплуатирующих ИЯУ, положение дел с КБ трудно признать удовлетворительным. В характеристике состояния КБ в ИРМ отмечено [3]:

«отсутствуют нормативные документы для комплексов ИЯУ, содержащие:

- критерии культуры безопасности,
- программы и методики оценки уровня культуры безопасности
- программы развития культуры безопасности».

Для ИЯУ не предусмотрено создание ЛПФО, что, вероятно, отрицательно сказывается на работе оперативного персонала.

Указывается ряд признаков **ухудшения** КБ [4]:

- Инциденты глубоко не анализируются, а уроки не идут впрок; недостаточное внимание уделяется тревожным сигналам.
- Происходит увеличение времени на проведение корректирующих мер.
- Имеются простои в ремонте отказавшего оборудования.
- Наблюдается изоляционизм – нежелание сотрудничества и отказ иметь дело с независимыми наблюдателями.
- Отсутствие процессов самооценки.

Как отмечают многие эксперты, сложность понятия КБ касается не только определения, но и выбора инструментов для измерения (оценки) уровня или состояния.

В России в 2009 году вышел документ [5], который «содержит рекомендации по оценке уровня КБ» для ОЯТЦ и «не является нормативным правовым

актом». В качестве показателей КБ рекомендуется устанавливать количество нарушений, произошедших за рассматриваемый период времени в работе ОЯТЦ и подлежащих расследованию и учёту в соответствии с порядком, который установлен федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии. К индикаторам КБ предложено относить факторы, учитывающие все многообразие элементов деятельности, связанной с эксплуатацией и выводом из эксплуатации ОЯТЦ. Индикаторы КБ следует устанавливать с учетом состояния конкретных ОЯТЦ, структуры управления, условий эксплуатации, специфики выполняемых работ, результатов анализа причин нарушений. Рабочая группа экспертов должна оценить каждый из N индикаторов в пределах от 0 до 1 (чем больше выявлено недостатков, тем ближе оцениваемая величина индикатора к единице).

Для ИЯУ имеется похожий документ [6], но он рассматривает вопросы безопасности, а не КБ.

Если на предприятии не организована работа по обеспечению КБ, необходимо в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ [3, 5] предпринять ряд шагов – от формирования рабочих групп и первичной самооценки текущего состояния КБ до внедрения программы мероприятий по улучшению КБ.

В документе [7] различаются три этапа развития и улучшения КБ.

На первом этапе организация смотрит на безопасность как на внешнее требование и рассматривает ее в виде набора технических вопросов. Люди, допустившие ошибку, просто наказываются в соответствии с правилами.

На втором этапе в организации формулируются задачи, связанные с безопасностью, и устанавливаются четкие процессы и процедуры достижения ее целей. Менеджмент представляет выполнение безопасности как важное событие даже при отсутствии нормативного пресса. На индивидуальном уровне нет приверженности и отождествления себя с безопасностью.

Третий этап – безопасность «в крови» у организации. События и инциденты рассматриваются не как часть нормального рабочего процесса, а как исключительные происшествия.

Ключевым фактором при внедрении КБ является приверженность безопасности и повышению КБ **на верхнем уровне организации.**

Кроме того, важными элементами КБ считаются:

- Консервативное принятие решений.
- Коммуникативная культура.
- Критическое отношение к небезопасным действиям и условиям. Ошибки и отказы, в то числе «едва не происшедшие», должны рассматриваться организацией как уроки.

Сама категория «безопасность» является одной из характеристик качества, а КБ близка к менеджменту качества по идеологии и используемым методам.

В 2008 году МАГАТЭ предложило вместо термина «обеспечение качества» использовать термин «система управления» – комплекс взаимосвязанных и взаимодействующих элементов, устанавливающий политику и цели и позво-

ляющий достичь эти цели безопасным, эффективным и результативным образом [8,9]. Эти элементы включают структуру, ресурсы и процессы.

Персонал, оборудование и организационная культура, а также документально зафиксированные политика и процессы являются частями системы управления. Фактически речь идет о системе управления (менеджмента) безопасности, которую иногда называют «Системой управления культурой безопасности».

Поэтому представляется важным привлечь к деятельности в области КБ те подразделения организации, которые занимаются качеством и системной инженерией.

КБ не может быть установлена раз и навсегда. Нет единого пути развития КБ для всех. Она – результат истории, рабочей среды, рабочей силы, практик и управления.

СПИСОК ИСТОЧНИКОВ

1. Корнюшкина О. В. «Опыт совершенствования культуры безопасности в ОАО «Концерн Росэнергоатом»». Материалы VIII Международного ядерного форума. СПб.:2013
2. Киреев М.Г. «Некоторые аспекты реализации принципов культуры безопасности на Белоярской АЭС». Материалы VIII Международного ядерного форума. СПб.:2013
3. Т. В. Богорятских «Культура безопасности – состояние, проблемы». Материалы VIII Международного ядерного форума. СПб.:2013
4. №75-INSAG-13, 1999: «Management of operational safety in nuclear power plants»
5. «Методика оценки уровня культуры безопасности на предприятиях ядерного топливного цикла. РБ-047-08». М.:2009
6. «Анализ результатов контроля и оценка состояния ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок. РБ-037-06». М.:2007
7. №75-INSAG-15, 2002: «Основные вопросы повышения культуры безопасности»
8. «Система управления для установок и деятельности. Требования безопасности №GS-R-3». Серия норм МАГАТЭ по безопасности. 2008.
9. Г.А.Новиков «О менеджменте качества, культуре безопасности, организационной культуре и стратегическом управлении организацией, осуществляющей деятельность по использованию ядерной энергии». Материалы VIII Международного ядерного форума. СПб.:2013

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

А.П. Малков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Мощность исследовательских реакторов (ИР) и, соответственно, количество радиоактивных веществ (РВ) в них меньше, чем у энергетических реакторов, тем не менее, потенциальная опасность ИР для персонала, населения и окружающей среды все же достаточно велика в силу таких особенностей, как:

- значительное влияние экспериментальных устройств (ЭУ) на физические характеристики и безопасность ИР;
- частые перегрузки ИР и высокая частота переходных режимов;
- высокая плотность нейтронного потока, что приводит к быстрому набору флюенса нейтронов и повышению вероятности отказов элементов ИР вследствие этого;
- использование в наиболее мощных ИР, как правило, высокообогащенного топлива, критические параметры которого минимальны;
- эксплуатация большинства ИР в режимах с частичной перегрузкой топлива, что приводит к непостоянству профиля энерговыделения в активной зоне, эффективности органов СУЗ и переменному значению запаса реактивности от кампании к кампании;
- меньшее, чем у энергетических реакторов количество физических барьеров, препятствующих распространению РВ, особенно у бассейновых ИР;
- частые модернизации ИР и внедрение новых устройств с целью расширения экспериментальных возможностей, при которых меняются физические характеристики реакторов и условия безопасной эксплуатации.

Названные особенности ИР обуславливают менее стандартизованный подход к анализу безопасности этих реакторов по сравнению с реакторами других типов. Базовый международный документ по безопасности исследовательских реакторов [1] декларирует необходимость дифференцированного подхода к анализу и достижению безопасности ИР. При этом, в отличие от других типов реакторов, проектное обоснование безопасности ИР не является исчерпывающим, поскольку частые модернизации ИР, ввод новых ЭУ, реализация различных режимов испытаний приводят к тому, что характеристики ИР меняются в процессе эксплуатации.

Несмотря на разнообразие ИР существует логичное стремление сформулировать возможно общие требования к анализу их безопасности. На это направлены и международные, и национальные документы [1,2]. Нормативные документы (НД) по безопасности содержат перечень рекомендуемых постулируемых исходных событий, для которых должен быть выполнен анализ и обоснование безопасности ИР. Очевидно, что из-за разнообразия ИР этот перечень должен

быть обоснованно уточнен и конкретизирован с учетом физических, конструктивных, технологических, географических и других особенностей конкретной установки. В НД [2] приведены также самые общие рекомендации к процедуре анализа безопасности и представлению результатов последствий развития нештатных ситуаций при реализации исходного события, которые должны быть также обоснованно конкретизированы для данной установки.

При анализе безопасности ИР необходимо учитывать то, что одно и то же исходное событие в зависимости от состояния реактора может привести к различным последствиям. К анализируемым состояниям ИР следует отнести:

- состояние перегрузки (в этом состоянии велика вероятность ошибок персонала, первый контур реактора разуплотнен, минимальна или отсутствует принудительная циркуляция теплоносителя, возможно отсутствие взведенной аварийной защиты, персонал находится в непосредственной близости к реактору);

- «холодное, неотравленное» состояние перед пуском (в этом состоянии минимальна подкритичность реактора, максимален запас реактивности, минимальна эффективность средств воздействия на реактивность, вводимая по аварийному сигналу);

- «горячее, неотравленное» состояние (в этом состоянии уже достигнута номинальная мощность и максимальные нагрузки на ТВЭлах, запас реактивности еще достаточно велик, для реакторов на тепловых нейтронах активно проявляется «отравление» топлива ^{135}Xe , вследствие которого идет активное перемещение компенсаторов реактивности с изменением профиля энерговыделения);

- «горячее, отравленное» состояние (наиболее стабильный режим работы реактора, при этом максимальное количество продуктов деления в активной зоне к концу кампании и максимальное значение отрицательной реактивности, вводимой компенсаторами реактивности по аварийному сигналу).

Для качественного анализа безопасности необходимы достоверные исходные данные по нейтронно-физическим характеристикам (НФХ), важным для безопасности: эффективности РО СУЗ; коэффициентам неравномерности энерговыделения; временным характеристикам ввода положительной и отрицательной реактивности средствами воздействия на реактивность; значениям и характеристикам обратных связей по реактивности при изменении температуры и мощности ИР. Для ИР эти характеристики могут меняться в широких пределах в зависимости от состояния реактора, загрузки активной зоны, типа экспериментальных устройств, режимов проводимых испытаний. Необходимо знать зависимости изменения от различных факторов и диапазоны изменения названных характеристик для корректного и консервативного использования в исходных данных при анализе безопасности ИР. Крайне желательно иметь экспериментальное подтверждение исходных данных.

Перед расчетным анализом безопасности ИР необходимо детально продумать возможные сценарии развития нештатных ситуаций с учетом возможных отказов, ошибок и наложений. На этом этапе путем качественного анализа можно и нужно определить сценарий с наиболее тяжелыми последствиями, для которого должен быть выполнен детальный расчетный анализ последствий.

В соответствии с требованиями НД анализ безопасности должен быть выполнен с использованием аттестованных расчетных кодов. Результаты анализа безопасности должны быть проверены и подтверждены независимыми экспертами.

Экспериментальные устройства оказывают значительное влияние на физические характеристики и безопасность ИР. При планировании и подготовке испытаний необходимо выполнить уточняющий анализ безопасности и реализовать необходимые технические и организационные действия для обеспечения безопасности реактора в процессе экспериментов. Объем и характер подготовительных работ зависит от класса ЭУ [3].

К проблемам анализа безопасности ИР следует отнести:

- отсутствие, как правило, типовых расчетных моделей из-за уникальности ИР;
- необходимость адаптировать под условия ИР расчетных кодов для энергетических реакторов (создавать подобные коды для конкретного ИР экономически нереально);
- недостаток, как правило, достоверных исходных данных по НФХ из-за их изменения в широком диапазоне в зависимости от эксплуатационных факторов;
- дефицит квалифицированного персонала для выполнения расчетного анализа и его независимой экспертизы;
- проблемы с финансированием для выполнения исследований в обоснование безопасности при текущей эксплуатации ИР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № NS-R-4, Безопасность исследовательских реакторов. МАГАТЭ, Вена, 2010.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок. НП-049-03, М., 2003.
3. Малков А.П. Классификация экспериментальных устройств по влиянию на ядерную безопасность исследовательских реакторов // Ядерная и радиационная безопасность. 2010., № 3(57), с. 24-32.

СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ФГУП «НИИП» В 2013 ГОДУ

Д.И. Маркитан, А.С. Грязнов, А.В. Васильев, В.М. Минин
ФГУП «НИИП», г. Лыткарино, Россия

В докладе приведены общие сведения о ФГУП «НИИП», о действующем импульсном реакторе БАРС-4 и сооружаемом реакторе ИРВ-М2. Рассмотрены основные проблемы, с которыми столкнулся персонал ИЯУ БАРС-4 в 2013 году при эксплуатации и во время проведения годового планово-предупредительного ремонта.

Дана оценка состояния ядерной и радиационной безопасности на предприятии. Представлены коллективные и индивидуальные дозы облучения персонала в 2013 году и мероприятия по повышению ЯРБ ИЯУ ФГУП «НИИП».

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ПОВЫШЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРА МБИР

В.А. Черный, И.В. Деменева, В.Ю. Стогов
ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия

Исследовательские реакторы необходимы как для разработки новых реакторов IV поколения, так и для повышения эффективности действующих. Нужны новые материалы и технологии, нужно повышение параметров, выгорания топлива, продление ресурса и т.д. Отрабатывать и обосновывать топливные и конструкционные материалы, а также конструкторские решения, возможно только в исследовательских реакторах. В настоящее время таким исследовательским реактором является БОР-60, однако его ресурс близится к завершению. Поэтому необходима новая исследовательская установка - МБИР (Многофункциональный Быстрый Исследовательский Реактор).

МБИР предназначен для решения широкого комплекса задач – от чисто научных до практических, например медицинских. Облучение в нем возможно как в инструментованных сборках, так и в петлевых каналах с собственными рабочими температурами и теплоносителями, которые расположены как в центре активной зоны, так и за ее пределами.

Самая длительная и потому затратная составляющая экспериментов - облучение, которое может длиться несколько лет, необходимых для набора требуемого флюенса и повреждающей дозы. Для ускорения этого процесса необходим высокий нейтронный поток. Поэтому основной характеристикой исследовательских реакторов является отношение плотности нейтронного потока к мощности реактора.

В исследовательском реакторе поток является самой важной характеристикой, которая определяет эффективность экспериментальных работ. Отсюда следует необходимость поиска технических решений для кардинального (~ в 2 раза) повышения плотности потока нейтронов до $\sim 1 \times 10^{16}$ н/см²с и их адаптация к активной зоне проектируемого МБИР.

Предложения заключаются в следующем. Исходная активная зона строится из 96 ТВС, в которых содержится по 91 твэлу (шесть рядов) диаметром 6.0×0.3 мм. Предлагается увеличить число твэл на два ряда (до 169 твэл в ТВС), а для их размещения в том же чехле ТВС уменьшить диаметр твэл. Конструктивные проработки показали, что для реализации такого решения потребуются твэлы с размером твэльной трубки 4.1×0.25 мм. В итоге количество твэл в ТВС увеличено в 1.86 раза. Соответственно должен быть увеличен расход теплоносителя через ТВС, а тепловая мощность реактора должна быть увеличена до 280 МВт.

В целях сравнения рассмотрено увеличение потока нейтронов за счет такого же подъема тепловой мощности реактора (до 280 МВт) без уменьше-

ния диаметра твэл. В этом случае количество твэл в ТВС увеличить нельзя, поэтому для неперевышения допустимой тепловой нагрузки придется увеличивать число ТВС до 176 штук. Иллюстрация результатов таких модификаций активной зоны представлена в таблице 1.

Таблица 1

Основные характеристики рассматриваемых компоновок активной зоны

| Компоновка активной зоны | Исходная | Основная | Сравнительная |
|---|----------|-----------|---------------|
| Тепловая мощность реактора, МВт | 150 | 280 | 280 |
| Размер оболочки твэл, мм | 6,0x0,3 | 4,1x0,25 | 6,0x0,3 |
| Количество твэл в ТВС | 91 | 169 | 91 |
| Количество ТВС в активной зоне, шт. | 96 | 96 | 176 |
| Обогащение топлива по плутонию, % | 41.2 | 50.4 | 32.9 |
| Максимальный поток, $\times 10^{15}$ н/см ² с (начало /конец цикла) | 5.0/5.2 | 8.9 / 9.5 | 6.1 / 6.5 |
| Эффективность стержней АЗ, %Δk/k | 3.11 | 3.26 | 3.38 |
| Потеря реактивности от выгорания, %Δk/k | 3.00 | 4.55 | 2.96 |

Представленные результаты подтверждают возможность увеличения максимального потока нейтронов до 1×10^{16} н/см²с за счет предложенного технического решения. В этом случае максимальная тепловая нагрузка твэл составит 48.6 кВт/м (в исходной компоновке было 49.5 кВт/м), что дает дополнительный резерв подъема мощности (и потока) ~на 5%.

Однако для реализации предложенного технического решения необходимо преодолеть ряд проблем:

- физических – увеличить эффективность стержней СУЗ из-за выросшей потери реактивности реактора от выгорания топлива, и значительно уменьшить нейтронные потоки на несменяемые конструкции, в первую очередь - на корпус реактора.
- теплотехнических – обеспечить приемлемые теплогидравлические и прочностные параметры элементов активной зоны из тонких твэл, обеспечить необходимый напор теплоносителя, что, возможно, потребует нестандартных конструкторских решений.

Что касается сравнительной компоновки активной зоны (без увеличения диаметра твэл 6.0 мм), в ней максимальный поток возрастет не столь существенно - всего лишь ~ на 25%.

Заметное (5÷15%) повышение максимальной плотности потока нейтронов можно обеспечить без кардинальной переделки активной зоны путем более простых технических решений или их комбинации:

- переход на две зоны разного обогащения топлива (что способствует улучшению поля тепловыделения),
- использование других видов топлива вместо МОКС;
- использование в боковом экране более эффективных отражающих материалов вместо стали.

STUDIES FOR FLUX INCREASING SUBSTANTIATION IN MBIR

V.A. Cherni, I.V. Demeneva, V.Yu. Stogov

FSUE "SSC IPPE", Obninsk, Russia

Research reactors are needed both for developing new G4 reactors and for improving efficiency of operating reactors. New materials and technologies are required; so are improved parameters including fuel burn-up, life extension and so on. Only research reactors make it possible to prove fuel elements, structural materials and design solutions. At present, BOR-60 is such a research reactor, however, its life time is coming to a close. That's why a new research reactor - MBIR (Multifunctional Research Fast Reactor) – is necessary.

MBIR is designed for solving a large variety of tasks – from purely scientific problems to those of practical importance like medical ones. It allows irradiation both in instrumented experimental assemblies and in loop channels having their own operational temperatures and coolants located at the centre of the core and outside it.

Irradiation is the part of experiments which takes the longest and, therefore, costs the most. It may last a few years attain required fluence and damaging dose. To speed up the process, it is essential to have high neutron flux. Thus, the ratio of neutron flux density to reactor power is a fundamental parameter in research reactors.

Neutron flux in a research reactor is the most important parameter determining the effectiveness of experimental work. This implies the necessity to seek engineering solutions for a considerable (~ twofold) increase of neutron flux density up to $\sim 1 \times 10^{16}$ n/sm²s and their adjustment to the core of the designed MBIR reactor.

The authors are bringing forward the following proposals. The initial core is made up of 96 fuel assemblies, each containing 91 pins (six rows) of diameter 6.0×0.3 mm. It is suggested that the number of pins should be increased by two rows (to 169 pins in a fuel assembly) and that their diameter should be reduced in order to place them in the same fuel assembly hexagon. Design studies showed that pins measuring 4.1×0.25 mm are necessary to implement this. In the end, the number of pins in a fuel assembly is increased by 1.86 times. Accordingly, the coolant flow through fuel assemblies should be increased and the reactor thermal power should be raised to 280 MW (th).

For the purposes of comparison, the authors have considered increase of the neutron flux due to the same increase of the reactor thermal power (to 280 MW) without reducing the pin diameter. The number of pins in fuel assemblies can't be increased in this case, so, in order not to exceed specific power, the number of FAs has to be increased to 176. Results of these core modifications are illustrated in Table 1.

Table 1

Key parameters of the considered core configurations

| Core configuration | Initial | Reference | For comparison |
|--|---------|-----------|----------------|
| Reactor thermal power, MW (th) | 150 | 280 | 280 |
| Cladding size, mm | 6,0x0,3 | 4,1x0,25 | 6,0x0,3 |
| Number of pins in a FA | 91 | 169 | 91 |
| Number of FAs in the core, ea. | 96 | 96 | 176 |
| Fuel enrichment, % | 41.2 | 50.4 | 32.9 |
| Maximum neutron flux, $\times 10^{15}$ n/sm ² s (BOC /EOC) | 5.0/5.2 | 8.9 / 9.5 | 6.1 / 6.5 |
| Control emergency protection rods effectiveness, % $\Delta k/k$ | 3.11 | 3.26 | 3.38 |
| Reactivity margin for fuel burnup, % $\Delta k/k$ | 3.00 | 4.55 | 2.96 |

The results presented verify the possibility of increasing maximum neutron flux to 1×10^{16} n/sm²s by adopting the proposed engineering solution. Here, the maximum specific power shall be 48.6 kW/m (it was 49.5 kW/m in the initial configuration), allowing for extra rise (and flux) reserve by $\sim 5\%$.

However, to implement the proposed engineering solution it is necessary to solve a number of problems:

- in the field of physics – to increase control emergency protection rods effectiveness because of the increased reactivity margin for fuel burnup; to reduce significantly neutron fluxes to fixed structures, first of all to the reactor vessel.
- In the field of heat engineering – to ensure admissible thermal hydraulics and strength properties parameters of the core with thin pins, as well as the required coolant pressure, which might call for unconventional design solutions.

As to the core configuration used for comparison (keeping the pin diameter 6.0 mm), the increase of the maximum flux here is not that significant – only by $\sim 25\%$.

A remarkable ($5 \div 15\%$) increase of the maximum neutron flux density can be achieved without the core major remodeling, through more simple engineering solutions or their combination:

- turning to two zones with different fuel enrichment (which enables improved distribution of heat generation),
- using other fuels instead of MOX;
- applying reflector materials which are more effective than steel in the radial reflector.

ОПЫТ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА АМ (ПЕРВОЙ В МИРЕ АЭС)

Л.А. Кочетков, А.В. Журин, Д.П. Масалов
ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия

Создание Первой в мире АЭС было инициировано стремлением ученых решить на длительную перспективу энергетическую проблему страны и политическими соображениями – продемонстрировать возможность и предпочтительность для СССР мирного использования ядерной энергии.

После пуска АЭС и очень трудного первого года эксплуатации реактор станции стал использоваться в режиме исследовательского реактора, хотя выработка электрической и/или тепловой энергии сохранялась практически до полной остановки реактора.

В соответствии с приказом Министерства эксплуатация реактора «АМ» была прекращена 29 апреля 2002 г. К этому моменту реактор «АМ» находился в эксплуатации 48 лет. Еще до окончательной остановки реактора на нем был выполнен ряд предварительных работ и, в том числе:

- подготовлен ведомственный приказ о завершении эксплуатации установки;
- разработаны концепция, предварительная программа и график выполнения отдельных этапов вывода установки из эксплуатации.

Согласно разработанной концепции был принят вариант длительного сохранения под наблюдением (50÷70 лет). Работы по выводу из эксплуатации будут осуществляться в 4 этапа.

На первом подготовительном этапе создается банк исходных данных, разрабатывается и выполняется Программа комплексного инженерного и радиационного обследования установки (КИРО программа), выполняется оценка накопленной активности и объемов радиоактивных отходов (РАО), разрабатываются техническое задание на проектирование и сам проект вывода установки из эксплуатации, включая отчет по обоснованию безопасности и смету расходов, установка освобождается от отработавшего и свежего топлива, накопленных твердых и жидких РАО.

На втором этапе необходимо было демонтировать нерадиоактивное и ненужное для дальнейших работ слабоактивное оборудование с целью их утилизации или хранения в хранилищах радиоактивных отходов; выполнить локализацию с изоляцией от окружающей среды остающихся опасных источников радиоактивности, организовать контроль за нераспространением локализованной радиоактивности, выполнить необходимые ремонтные работы и оформить документацию, подтверждающие возможность даль-

нейшей эксплуатации необходимых приборов и оборудования, выполнить предусмотренные проектом работы по созданию музея Первой АЭС; получить лицензию на выполнение работ по выводу установки из эксплуатации.

Два последующих этапа – третий (длительное сохранение под наблюдением) и четвертый завершающий этап по выводу реакторной установки (РУ) из эксплуатации, предусматривающий окончательный демонтаж всего оставшегося оборудования, зданий и сооружений, в настоящее время планировать трудно.

ОШИБКИ ПЕРСОНАЛА И ПРОБЛЕМЫ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВКАХ

Н.Н. Матросова, И.В. Набойщикова,
С.Н. Рожновская, Н.Г. Гатауллин

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Согласно руководству по безопасности «Анализ результатов контроля и оценка состояния ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок. РБ-037-06» уровень безопасности исследовательских ядерных установок (ИЯУ) можно определить по качественной оценке ряда индикаторов (показателей), одним из которых является культура безопасности. В документе INSAG-4 культура безопасности рассматривается на трёх уровнях: политическом, руководителей и индивидуума. В данной работе внимание уделяется последним двум, то есть культуре безопасности на уровне отдельных лиц. Это соответствует и используемому в общих положениях обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок определению культуры безопасности как квалификационной и психологической подготовленности работников (персонала), при которой обеспечение безопасности является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к осознанию личной ответственности и к самоконтролю в процессе выполнения всех работ, влияющих на безопасность.

В России для выполнения общеотраслевых задач по повышению безопасности исследовательских ядерных установок на базе НИИАР функционирует Центр сбора и анализа информации по безопасности ИЯУ, в котором разработана информационная система сбора и обработки данных по нарушениям в работе ИЯУ (ИСОДИР). Начиная с 2001 года, ведётся подробный анализ отчётов о расследовании нарушений в работе ИЯУ России для выявления наиболее часто встречающихся непосредственных причин нарушений, непосредственных и коренных причин отказов элементов и ошибок персонала.

В ИСОДИР нарушения в работе ИЯУ распределяются по следующим непосредственным причинам нарушений: отказ элемента, ошибка персонала и отклонения в работе внешних электросетей (ВЭС). Непосредственные причины всех 263 нарушений в работе ИЯУ России, произошедших за период с 2001 по 2013 гг., распределены следующим образом: 60 % – отказ элемента, 26 % – отклонения в работе ВЭС, 14 % – ошибка персонала.

Анализ, проведённый согласно НП-027-10, показал, что непосредственными причинами ошибок персонала являются работа без программы, бланка переключений, наряда-допуска, отступление от программы работ, инструкции и др. документов (31 %), отсутствие контроля, некачественный контроль состояния систем (элементов) и выполняемых технологических операций (22 %) и ошибки при инспекции, техническом обслуживании, испытании или настройке (20 %).

Основная коренная причина ошибок персонала ИЯУ России за рассматриваемый период – недостаток подготовки персонала (71 %).

Ошибки персонала могут привести к нарушениям с тяжёлыми последствиями. К подобным нарушениям относятся аварии категории А01, А02 и происшествия П01 и П02. Так, в работе ИЯУ России в 2001 – 2013 гг. произошло три нарушения, связанных с ошибками персонала, классифицированных категориями П01 и П02.

Задача повышения культуры безопасности на ИЯУ на уровне отдельных лиц (руководителей и индивидуума) является актуальной во всём мире.

Анализ информации об инцидентах из 187 отчётов, размещённых в базе данных системы IRSRR МАГАТЭ, показал, что ошибки персонала являлись непосредственными причинами 53 % инцидентов, 40 % – отказ элемента (системы) и 7 % – прочие причины.

Сравнение непосредственных причин нарушений по данным систем IRSRR и ИСОДИП показывает, что количество ошибок персонала по данным IRSRR больше (53 %), чем по данным ИСОДИП (14 %). Необходимо отметить, что в IRSRR поступает лишь те отчёты по расследованию инцидентов на ИЯУ, которые были отобраны национальными координаторами. В связи с этим можно предположить, что особое внимание координаторы уделяют инцидентам, связанным с ошибками персонала.

Основными непосредственными причинами ошибок оперативного персонала ИЯУ в мире, также как у персонала ИЯУ России, являются нарушения инструкций и процедур (программ), разработанных для ядерно- и радиационно опасных работ, недостаточное понимание вопросов безопасности ИЯУ, что приводит к необоснованным оценкам сложившейся нестандартной ситуации.

Следовательно, для повышения культуры безопасности на ИЯУ нужно в первую очередь уделять наибольшее внимание неукоснительному соблюдению программ работ, инструкций, других разрешительных и регламентирующих документов, повышению качества контроля состояния систем и выполняемых операций, внимательности при техническом обслуживании, настройке и испытании систем, оборудования и приборов.

Разработка и постоянная реализация мероприятий, направленных на формирование культуры безопасности на уровне отдельных лиц, несомненно, позволит повысить уровень культуры безопасности на ИЯУ. Это приведёт к снижению вероятности ошибок персонала и, следовательно, повысит безопасность ИЯУ. Такие мероприятия могут также включать создание систем поощрения, стимулирующих высокие показатели безопасности, психологическую подготовку и методики критической самооценки персонала.

То есть, культура безопасности на уровне отдельных лиц должна формироваться и поддерживаться путём подбора, обучения и подготовки персонала, установления и строгого соблюдения дисциплины при чётком распределении персональной ответственности руководителей и исполнителей, разработки и строгого соблюдения требований инструкций по выполнению работ и их периодической корректировке с учётом накапливаемого опыта.

О СОСТОЯНИИ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, О.М. Худолеева, П.Н. Худолеев
ФГБОУ ВПО «ФТИ НИ ТПУ», г. Томск, Россия

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию после реконструкции в 1984 году. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т эксплуатируется недельными циклами на мощности 6 МВт. Система управления и защиты на базе модуля безопасности «Мираж – МБ и контроля технологических параметров отработала десять лет. За этот промежуток времени набран большой опыт эксплуатации данных систем. Начаты монтажные работы по реализации проекта «Реконструкция систем радиационного гамма – контроля помещений и газового радиационного контроля здания исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т». Итоги работ по определению остаточного ресурса и продления срока службы оборудования и трубопроводов важных для безопасной эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ ВВР-Ц В 2013 ГОДУ

О.Ю. Кочнов, А.А. Овсянников, А.С. Мызин
ОАО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск, Россия

В 2013 г. в филиале ОАО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» был проведен значительный комплекс технических мероприятий по модернизации реакторной базы комплекса с ИЯУ ВВР-Ц.

Были выполнены следующие основные виды работ:

- Изготовление, поставка и монтаж системы СУЗ, модернизация пульта оператора, изготовление РПУ. Работы выполнены ЗАО «СНИИП - Систематом» в период 2010 – 2013 гг.
- Замена приборной части КИП реактора. Разработан проект, закуплено оборудование, проведены пуско-наладочные работы;
- Изготовление оставшейся запорно-регулирующей арматуры 1-го контура, клапана регулировочного;
- Демонтаж старой и монтаж новой градирни для охлаждения 2-го контура ВВР-ц;
- Поставка станции водоподготовки;
- Приобретение дизель-генератора мощностью 500 кВт.

Реактор был остановлен на ППР с апреля 2013 г. для выполнения вышеперечисленных работ. Кроме этого было изготовлено и закуплено технологическое оборудование с длительным циклом изготовления (греющая камера для переработки ЖРО, манипуляторы и т.д.).

Выполненные работы и закупленное оборудование позволит эксплуатировать ИЯУ ВВР-Ц на более безопасном уровне с учетом современных нормативных требований.

В настоящий момент персоналом проводятся работы по подготовке документов на получение лицензии на эксплуатацию ИЯУ ВВР-Ц. Также проводятся обследования и готовятся документы на продление ресурса работы основных элементов и систем оборудования реактора.

**СОЗДАНИЕ НА БАЗЕ ОАО «ГНЦ НИИАР»
ПЕРВОЙ ОЧЕРЕДИ ОТРАСЛЕВОГО ЦЕНТРА
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКИ
ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»
ПО РЕАГИРОВАНИЮ НА ЧРЕЗВЫЧАЙНЫЕ СИТУАЦИИ
РАДИАЦИОННОГО ХАРАКТЕРА
НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВКАХ**

К.Г. Бульдин¹, В.В. Голушко¹, И.И. Семидоцкий¹, В.В. Серебряков¹,
С.Н. Краснопёров², И.А. Осипьянц², Д.А. Припачкин²

¹ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

²АНО «ЦАБ ИБРАЭ РАН», г. Москва, Россия

В 2013 г. на XV Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок» были представлены предложения по созданию отраслевого центра научно-технической поддержки Госкорпорации «Росатом» по реагированию на ЧС радиационного характера на ИЯУ на базе ОАО «ГНЦ НИИАР» (ЦНТП ИЯУ). Предложения содержали обоснование необходимости проведения работы, цели создания, функции и решаемые ЦНТП ИЯУ задачи.

За прошедший период специалистами ОАО «ГНЦ НИИАР» и АНО ЦАБ ИБРАЭ РАН была разработана концепция построения и функционирования ЦНТП ИЯУ, определена структура технических средств и разработаны общие требования к организационному, информационному и программному обеспечению. Первая очередь ЦНТП ИЯУ разрабатывается применительно к реакторным установкам ОАО «ГНЦ НИИАР».

Важным условием создания и внедрения ЦНТП ИЯУ является наличие информационно-измерительных систем (ИИС) на ИЯУ и развитой инфраструктуры радиационного мониторинга на территориях промплощадки, санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и зоны наблюдения (ЗН). С целью сокращения финансовых затрат и сроков реализации проекта предложено использовать при создании ЦНТП ИЯУ имеющееся оборудование и помещения специализированного кризисного центра ОАО «ГНЦ НИИАР» (СКЦ НИИАР), сосредоточив на первом этапе внимание на организации научно-технической поддержки только двух реакторных установок – БОР-60 и ВК-50.

Адекватное и оперативное реагирование на аварийные ситуации всецело зависит от квалификации экспертов и полноты предоставленного им информационного обеспечения. Научно-техническая поддержка в ЦНТП ИЯУ должна обеспечиваться экспертно-аналитической группой (ЭАГ), оснащённой автоматизированными рабочими местами (АРМ), на которых организует-

ся доступ в реальном масштабе времени ко всем необходимым для работы экспертов данным мониторинга и справочной информации.

В настоящее время СКЦ НИИАР интегрирует в своих базах данных оперативную информацию от автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (АСКРО), автоматических метеостанций и Единой системы контроля радиационной безопасности (ЕС КРБ). СКЦ НИИАР связан системой видеоконференцсвязи с реакторными установками ОАО «ГНЦ НИИАР», дежурно-диспетчерской службой и руководством института, а также с Ситуационно-кризисным и Аварийно-техническим центрами Росатома и АНО ЦАБ ИБРАЭ РАН. В дальнейшем, для обеспечения функционирования ЦНТП ИЯУ, необходимо предоставить экспертам данные мониторинга по технологической, пожарной безопасности и радиационно-экологическому контролю окружающей среды. Для оценки и прогнозирования развития аварий на ИЯУ, расчётов распространения радиоактивности в атмосфере и её влияния на население и природную среду необходимо внедрить соответствующие расчётные коды.

Для всех ИЯУ ОАО «ГНЦ НИИАР» сделаны оценки риска возможных аварий, определены аварии с наибольшей вероятностью и максимальными последствиями. При оценке риска использованы результаты вероятностного анализа безопасности ядерных установок (ВАБы) и рекомендации МАГАТЭ для оценки тяжести последствий (шкала INES).

Работа экспертов при возникновении нештатных ситуаций на ИЯУ, а также при проведении учений и тренировок организуется по трём областям (зонам) деятельности: «Технология», «Окружающая среда» и «Координация».

Информационное обеспечение экспертов зоны «Технология» связано с получением в реальном времени данных о состоянии безопасности ИЯУ и в частности:

- целостности физических барьеров безопасности;
- идентификации аварийной ситуации с использованием соответствующих алгоритмов;
- прогнозом изменения ситуации при наличии расчётных моделей;
- радиационной и пожарной обстановке;
- объёмам выбросов и сбросов опасных веществ за пределы ИЯУ.

Эта информация может быть получена с помощью специальных систем поддержки принятия (СППР), устанавливаемых на ИЯУ и подключаемых к ИИС реакторных установок. Для заданного перечня гипотетических аварий (проектных и запроектных, реактивных и тепловых) по данным ООБов в базе данных СППР формируются решающие правила по идентификации аварийных ситуаций и инструкции для персонала по реагированию на ту или иную аварию. Доступ ко всем данным по технологическим параметрам, экранным формам их представления, алгоритмам идентификации, инструкциям и расчётным кодам предоставляется посредством АРМа эксперта-технолога в СКЦ НИИАР.

Современная концепция безопасности основана на управлении проектными авариями с целью предотвращения их перехода в запроектные и ограничения последствий запроектных аварий. При этом руководство по управлению тяжёлыми (РУТА) и запроектными (РУЗА) авариями опираются как на систему диагностирования (показания датчиков системы контроля параметров), так и на результаты расчётного обоснования безопасности с помощью специальных кодов. Для исследовательских реакторов с водяным теплоносителем (ВК-50, СМ-3, МИР.М1) таким кодом в настоящее время является код RELAP5/MOD3. Для реактора БОР-60 таким кодом является «ДИНБОР». В связи с этим АРМы экспертов зоны «Технология» могут быть оснащены соответствующими программными кодами для принятия оперативных решений на основе модельных расчётов.

Информационное обеспечение экспертов зоны «Окружающая среда» включает все данные необходимые для оценки вредных последствий радиоактивных выбросов на здоровье персонала и населения и принятия мер по его защите. Для этого на АРМы экспертов зоны «Окружающая среда» в реальном времени выводится информация по объёмам и составу выбросов, метеоданным, радиационной обстановке с постов контроля АСКРО на территориях промплощадки, СЗЗ и ЗН. С помощью сертифицированных расчётных кодов и ГИС-технологий прогнозируются возможные дозы для населения и загрязнение территорий и на этой основе вырабатываются рекомендации по мерам защиты.

Экспертам зоны «Окружающая среда» должна быть доступна картографическая информация, данные по демографии района, подстилающей поверхности, рельефу и т.д.

Для оценки реальной радиационной обстановки в возможной зоне поражения должны активно использоваться передвижные радиометрические лаборатории и средства аналитического контроля проб.

В зоне «Координация» работу возглавляет руководитель экспертно-аналитической группы ЦНТП ИЯУ. В ЭАГ входят все эксперты зон «Технология» и «Окружающая среда».

Основными функциями руководителя ЭАГ являются:

- координация работы экспертов различных зон;
- осуществление взаимодействия ЭАГ и объектовой системы предупреждения и ликвидации последствий чрезвычайных ситуаций ОАО «ГНЦ НИИАР» (ОБСЧС);
- координация взаимодействия между ЭАГ ЦНТП ИЯУ и ЭАГ ОКЧС Росатома, КЧС города Димитровграда и Мелекесского района, управлениями по делам ГОиЧС города Димитровграда и Ульяновской области, оперативной группой СКЦ Росатома и экспертами аварийного объекта;
- организация выполнения заданий и поручений руководства КЧСО;
- подготовка материалов для средств массовой информации.

Оперативная работа руководителя ЭАГ и помогающей ему группы технической поддержки обеспечивается всем набором технических средств сбора данных СКЦ НИИАР, средствами связи (телефон, видеоконференцсвязь, электронная почта и т.д.) и возможностью представления необходимой информации на экране коллективного пользования с целью обсуждения сложившейся ситуации с экспертами и членами КЧСО.

Руководитель ЭАГ оснащается АРМом, обеспечивающим доступ к информации, используемой любым из экспертов КЧСО, а также к банку справочных данных по отчётным формам, планам, организационным схемам по обмену данными, силам и средствам ГОиЧС, телефонным справочникам и т.д.

Первую очередь ЦНТП ИЯУ на базе СКЦ НИИАР планируется сдать в опытную эксплуатацию в 2014 году. Далее, полученный при этом опыт позволит уточнить требования ко всем видам обеспечения и реализовать более совершенную систему для других реакторных установок ОАО «ГНЦ НИИАР» и ИЯУ России.

ОЦЕНКА РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА УРАН-ГИДРИДЦИРКОНИЕВЫХ КРИТИЧЕСКИХ СБОРКАХ С ОБОГАЩЕНИЕМ 21 И 45 % ПО УРАНУ-235 ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ БЕНЧМАРК-ДАННЫХ ПО КРИТИЧНОСТИ

С.Н. Сикорин, С.Г. Мандик, С.А. Полозов, Т.К. Григорович,
Ю.В. Доморад, И.С. Солтан, Ю.А. Палагина

ГНУ «ОИЭЯИ „Сосны” НАН Беларуси», г. Минск, Республика Беларусь

На критических стендах «Эдельвейс», ГФС, «Кристалл» и «Гиацинт» ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси (ранее ИЯЭ АН Белорусской ССР) было создано и исследовано более ста уран-гидридциркониевых критических сборок с различным материальным составом, структурной схемой, спектром нейтронов и целевым назначением.

Для получения бенчмарк данных по критичности был проведен анализ результатов экспериментов на уран-гидридциркониевых критических сборках с 21 и 45% обогащением по урану-235. Были разработаны расчетные модели и проведен анализ результатов экспериментов с целью оценки возможности их использования в качестве бенчмарк данных по критичности.

Были проанализированы однородные и неоднородные гетерогенные уран-гидридциркониевые гексагональные решетки из шестигранных кассет с цилиндрическими твэлами 21 и 45% обогащения, с борными поглощающими пластинами, борными и европиевыми поглощающими стержнями, гидридциркониевым, бериллиевым и стальным отражателями.

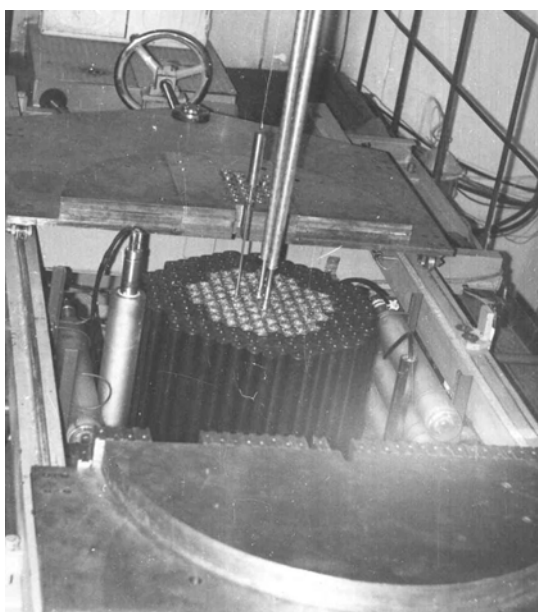


Рис.1. Критический стенд
«Эдельвейс»



Рис. 2. Критический стенд ГФС



Рис. 3. Критическая сборка с гидрид-циркониевым замедлителем



Рис. 4. Критический стенд «Гиацинт»

Критические сборки представляли собой активные зоны, собранные из топливных кассет, окруженные кассетами и блоками бокового отражателя. Внутри активной зоны находились каналы стержней регулирования. Замедлитель – $ZrH_{1,9}$. Топливные композиции – UO_2 и $UO_2-Ni-Cr$. Выгорающий поглотитель – В с обогащением 85% по бору-10. Поглотитель в стержнях регулирования – B_4C и Eu_2O_3 .

Выполнена ревизия экспериментальных данных и разработаны детальные расчетные модели. Анализ экспериментов выполнен с использованием Монте-Карло программных кодов MCNP и MCU с различными библиотеками ядерных данных. Расчетные результаты удовлетворительно согласуются с экспериментальными.

В докладе будут представлены описание конструкции и состава критическихборок и результаты расчетов этихборок с использованием выше-названных программных кодов.

ТЕХНИЧЕСКОЕ ПЕРЕООРУЖЕНИЕ И ПРОДЛЕНИЕ НАЗНАЧЕННОГО СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ КОМПЛЕКСА С МНОГОЦЕЛЕВЫМ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ РЕАКТОРОМ У-3

В.П. Струев, С.М. Рубанов, Ю.В. Киселев,
И.В. Кудинович, К.Б. Кондратьев

ФГУП «ЦНИИ им. академика А.Н. Крылова»,
г. Санкт-Петербург, Россия

1 Общие сведения об ИЯР У-3.

Исследовательский ядерный реактор У-3 ФГУП «Крыловский государственный научный центр» (бывшее ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова») был введен в строй в 1964 году как экспериментальное средство для изучения биологической защиты корабельных атомных энергетических установок, радиационной стойкости элементов систем управления, процессов развития и ликвидации радиационных аварий на кораблях с АЭУ.

2 Принципиальная схема ИЯР У-3 с ускорителем электронов линейным УЭЛ-10-ДМ.

- графитовый отражатель
- активная зона
- выкатной короб
- биологическая защита
- отражатель
- радиальный шиббер
- радиальный канал
- тепловая колонна
- ускоритель УЭЛ-10-ДМ

3 Состояние установки на текущий момент.

За время эксплуатации было проведено 2 модернизации реактора У-3 – в 1979 и 1988-1990 годы. С 2010 года по настоящее время проводятся работы по техническому перевооружению комплекса с ИЯР У-3. Реактор находится в режиме длительного останова. Планируется продление срока эксплуатации на 10 лет, начиная с 2014г.

4 Результаты стресс-тест ИЯР У-3.

В качестве результата стресс-теста представлены оценки последствий гипотетической аварии, которая может иметь максимально возможные негативные последствия.

5 Техническое перевооружение.

Монтаж ускорителя УЭЛ-10 ДМ.

Работы, связанные с продлением ресурса ИЯР У-3. Состав и объем проведенных работ.

6 Перспективы использования ИЯР У-3 после продления срока эксплуатации.

- ИЯР У-3 предполагается использовать для исследования и решения следующих вопросов:
- диагностики и ресурса оборудования методами радиационной техники;
 - дозиметрии излучений и радиационной метрологии;
 - создание на базе ИЯР У-3 центра нейтронной терапии для лечения больных с раковыми заболеваниями;
 - исследование возможности формирования спектра нейтронов;
 - отработка и верификация соответствующих методик;
 - обучение персонала, эксплуатирующего ИЯУ

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА МСУ В ЗАДАЧАХ ПЕРЕВОДА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ НА НИЗКООБОГАЩЁННОЕ ТОПЛИВО

С.А. Соколов, А.И. Радаев, О.А. Кравцова, В.А. Лукичев

ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, Россия

Работы по переводу исследовательских реакторов на топливо с пониженным обогащением включают в себя работы по созданию новых ТВС.

Программный комплекс МСУ позволяет проводить качественное моделирование нейтронно-физических характеристик новых ТВС и активных зон, их использующих.

В данной работе с помощью программы МСУ5-REA определена процедура перехода активной зоны реактора ВВР-К (Республика Казахстан) с ТВС ВВР-Ц (обогащение 36 % по урану-235) с водяным боковым отражателем на эффективный отражатель из бериллия и ТВС нового поколения с низкообогащенным топливом (обогащение 19,7 % по урану-235). Представлена информация о ТВС ВВР-КН и результаты расчетов нейтронно-физических характеристик новой активной зоны реактора ВВР-К.

USE OF PROGRAM COMPLEX MCU AT THE DECISION CONVERSION OF RESEARCH REACTORS ON LEU FUEL PROBLEMS

S.A. Sokolov, A.I. Radaev, O.A. Kravtsova, V.A. Lukichev

JSC «NIKIET», Moscow, Russia

Conversion of research reactors into low-enrichment fuel include works on creation new FA. Program complex MCU allows to spend qualitative modelling of neutron-physical characteristics of new FA and active zones their using.

In this work by means of program МСУ5-REA procedure of conversion of an active zone of the reactor VVR-KN (Republic Kazakhstan) with FA VVR-C (enrichment of 36 % on uranium-235) with a water reflector on an effective reflector from beryllium and new generation FA with low-enrichment fuel (enrichment of 19,7 % on uranium-235) is defined. The information on FA VVR-KN and results of calculations of neutron-physical characteristics of a new active zone of the reactor VVR-KN is presented.

СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВКАХ ФГБУ «ПИЯФ» НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» В 2013 ГОДУ

С.Л. Смольский, К.А. Коноплев, А.В. Коротынский,
В.П. Мащетов, И.А. Окулов, А.И. Алехин, В.А. Илатовский,
А.С. Захаров, А.С. Полтавский
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

Приведены сведения об основных характеристиках и техническом состоянии ядерных установок ФГБУ «ПИЯФ» НИЦ «Курчатовский институт», разрешительных документах на осуществление деятельности по эксплуатации и сооружению ядерных установок, а также о наиболее значимых работах по повышению ядерной и радиационной безопасности (ЯРБ), выполненных в 2013 г.

В докладе также приведены сведения:

- об экспериментальных установках;
- о дозах облучения персонала;
- об обращении с ОЯТ и РАО.

Приведена оценка состояния ядерной и радиационной безопасности ИЯУ, определены задачи по повышению уровня ядерной и радиационной безопасности на 2014 год.

ЭКСПЛУАТАЦИЯ И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ». ИТОГИ 2013 ГОДА

М.А. Воинов, С.В. Воронцов, А.А. Девяткин,
А.В. Панин, А.А. Пикулев

ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ», г. Саров, Россия

Тезисы доклада на Международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок России», ОАО «ГНЦ НИИАР», г.Димитровград, 26-30 мая 2014 г.

В настоящее время во ВНИИЭФ эксплуатируются 5 импульсных ядерных реакторов (ИЯР) [1]-[4]: реакторы с металлической активной зоной (АЗ) БР-1М, БР-К1, ГИР-2, реактор с растворной АЗ ВИР-2М и реактор с керамическим топливом БИГР. Критмассовые эксперименты проводятся на установках типа ФКБН - стенде для критических сборок (СКС) [2]-[4]. На критическом стенде ИКАР-С [2]-[6] проводятся исследования ядерно-физических характеристик уран-графитовых размножающих систем (РС), моделирующих АЗ реактора ИКАР-500, являющегося основой демонстрационного макета реактора-лазера (РЛ) [6].

СКС ФКБН

В 2013 г. было принято решение о выводе из эксплуатации (с 31.05.2013) долгое время работавшего во ВНИИЭФ СКС ФКБН-2М [2]-[4], при этом в качестве варианта обращения с отработавшим свой ресурс критическим стендом была принята частичная ликвидация. В настоящее время в помещениях стенда смонтирован и готовится к физическому пуску новый, современный СКС ФКБН-3. Электромеханический стенд для СКС ФКБН-3 разработан и изготовлен во ВНИИЭФ, система управления и защиты (СУЗ) – во ФГУП «ФНПЦ НИИИС» (г. Нижний Новгород) совместно с НПЦ «ЭЛЕГИЯ» (филиал ОАО «Красная Звезда») в части каналов измерения нейтронного потока. Физический пуск критического стенда намечен на вторую половину 2014 г., ввод в эксплуатацию – на 2015 г.

СКС ИКАР-С

В 2013 г. на СКС ИКАР-С в рамках физического пуска проведены работы по сборке и изучению характеристик размножающей системы (РС), содержащей уран-графитовое топливо [4]. Выпущен акт физического пуска, в соответствии с которым в настоящее время на стенде могут собираться РС, содержащие не только уран-алюминиевые, но и уран-графитовые топливные элементы.

ИЯР ВИР-2М.

В 2013 г. были завершены работы по физическому пуску реактора ВИР-2М с новой СУЗ, изготовленной НПЦ «ЭЛЕГИЯ». Реактор введен в эксплуатацию в ноябре 2013 г. Физические характеристики реактора практически не изменились. Новая СУЗ существенно облегчает процесс управления реактором, особенно в статическом режиме работы.

В 2013 г. на реакторе ВИР-2М (включая работы по физическому пуску) было проведено 20 импульсных и 11 статических пусков.

ИЯР ГИР-2.

На реакторе ГИР-2, срок эксплуатации которого в 2013 г. был продлен на 5 лет (до 12.04.2018), проводились работы в штатных режимах. Было проведено 14 импульсных и 8 статических пусков. На реакторе совместно со специалистами ВНИИФТРИ проведена переаттестация комплекса моделирующих опорных полей МОП-К1 [7].

ИЯР БИГР

Реактор БИГР работал более интенсивно, чем обычно. Это связано с большим объемом исследований образцов твэлов в условиях реактивных аварий (типа RIA), выполненных на реакторе БИГР специалистами ВНИИЭФ в сотрудничестве с коллегами из ВНИИНМ и НИИАР. В 2013 г. на реакторе было проведено 41 импульсный и 24 статических пусков, из которых 31 пуск – по программе моделирования RIA.

ИЯР БР-1М

На реакторе БР-1М проводились работы в штатных режимах эксплуатации. На реакторе произведен 71 импульсный пуск. Совместно со специалистами ВНИИФТРИ была проведена переаттестация комплекса моделирующих опорных полей МОП-К [7] и источника тепловых нейтронов ЭИ-Т-22 [8]. На базе реактора ведутся работы по созданию интеллектуальной видеосистемы, обеспечивающей подачу запрещающих сигналов в СУЗ в случае несанкционированного появления людей в запретных зонах, либо смещения образца, установленного на облучение у активной зоны (АЗ).

ИЯР БР-К1

На реакторе БР-К1 проводились работы в штатных режимах эксплуатации. В 2013 г. было произведено 47 импульсных и 20 статических пусков. На реакторе совместно со специалистами ВНИИФТРИ проведена переаттестация специализированного источника реакторных гамма-квантов ОСИ-Г [9], размещенного с комплексом моделирующих опорных полей МОП-К2 [7]. Проводятся работы, направленные на модернизацию реактора с целью его вывода на импульсный режим с близким к проектному энерговыделением ~75 МДж.

Формирование банка данных по отказам элементов ИЯУ.

По аналогии с работающим при ОАО «ГНЦ НИИАР» Центром сбора и анализа информации по безопасности ИЯУ (ЦАИ ИЯУ) отраслевой центр по

обращению с ядерными материалами (ОЦОЯМ) при ВНИИЭФ с 2011 г. ведет сбор и анализ информации по отказам элементов ИЯУ, важных для обеспечения ядерной и радиационной безопасности. В ОЦОЯМ ежегодно предоставляется информация, содержащая, в частности, дату обнаружения отказа, внешнее проявление, вид и причину отказа (отказ по общей причине или вследствие старения), классификацию элемента по влиянию на безопасность, меры по устранению отказа, время, затраченное на ремонт [3].

В 2013 г. на реакторе БИГР было зафиксировано 11 отказов, ВИР-2М - 5, БР-1М - 2, БР-К1 - 3, ГИР-2 - 5, на СКС ФКБН-2М - 2, ИКАР-С - 2.

ЛИТЕРАТУРА

1 В.Ф.Колесов. Апериодические импульсные реакторы, т.1,2. - г.Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2007.

2 В.Ф.Колесов, М.И.Кувшинов, С.В.Воронцов и др. Критические стенды и импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ. В кн. 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: Научное издание.- в 2-х выпусках. Выпуск 1. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011, с.136-164.

3 М.А.Воинов, С.В.Воронцов, А.А.Девяткин и др. Исследовательские установки РФЯЦ-ВНИИЭФ (основные характеристики, аспекты усовершенствования СУЗ, элементов конструкции и правил эксплуатации).// ВАНТ, сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып.3, с.3-16.

4 Исследовательские ядерные установки России. – М.: ОАО «НИКИ-ЭТ», 2012.

5. А.М.Воинов, Г.В.Влох, В.Н.Кривоносов и др. Стенд критических сборок ИКАР-С. Результаты физического пуска. Труды РФЯЦ-ВНИИЭФ. Научно-исследовательское издание.- Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», выпуск 15, 2010.- с.216-223.

6. С.П.Мельников, А.Н.Сизов, А.А.Синянский. Лазеры с ядерной накачкой. Монография. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2008.

7 И.Ю.Дроздов, В.Д. Севастьянов. Высокоточные поля нейтронов на установках ГИР-2, БР-1, БР-К1.// ВАНТ, сер. Физика ядерных реакторов, 2008, вып.1, с.37-42.

8 А.С.Кошелев, М.В.Мочкаев, В.Д. Севастьянов и др. Источник тепловых нейтронов ЭИ-Т-22 реактора БР-1М.// ВАНТ, сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып.2, с.52-60.

9 А.С.Кошелев, В.Х. Хоружий. Пространственные, спектральные и временные характеристики специализированного гамма-источника реактора БР-К1.// ВАНТ, сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып.2, с.61-68.

OPERATION AND IMPROVEMENT OF RFNC-VNIIEF RESEARCH NUCLEAR FACILITIES. RESULTS OF 2013

M.A.Voinov, S.V.Vorontsov, A.A.Devyatkin,
A.V.Panin, A.A.Pikulev

FSUE «RFNC VNIIEF», Sarov, Russia

Currently, there are 5 pulse nuclear reactors (PNR) operating at VNIIEF [1]-[4], including metal-core reactors – BR-1M, BR-K1, and GIR-2; a solution-core reactor – VIR-2M, and BGR - a ceramic fuel reactor. The criticality experiments are conducted with FKBN-type test bench [2]-[4], which is a critical assembly facility (CAF). With the CAF IKAR-S [2]-[6] nuclear physics studies of uranium-graphite multiplication systems (MS) as simulators of the IRAR-500 reactor core are fulfilled. IRAR-500 will be the main part of a demonstration reactor-laser system [6].

CAF FKBN

In 2013 it was made a decision to take out of service (since 31.05.2013) in accord with “partial liquidation” scenario CAF FKBN-2M, that was in long-time operation at VNIIEF. Now at CAF premises has been assembled and is prepared for first criticality new up-to-date CAF FKBN-3. Electromechanical stand of FKBN-3 was designed and manufactured by VNIIEF, control system was designed and manufactured by FSUE «FNPC- NIIS» (N. Novgorod) jointly with NPC ELEGY (branch of the Public Corporation “Red Star”) in the area of neutron flux measuring channels. It’s planning to fulfill first criticality of CAF FKBN-3 in the second half-year of 2014 and to put FKBN-3 into operation in 2015.

CAF IKAR-S

In 2013 at CAF IKAR-S assembling of MS with uranium-graphite fuel and its characteristics study were fulfilled as a first criticality activity [4]. A report of first criticality was delivered and in accordance with this report it’s possible now to assemble at CAF IKAR-S MS with not only uranium-aluminum fuel but also uranium-graphite fuel.

PNR VIR-2M

In 2013 the activity on first criticality of VIR-2M with new control system manufactured by NPC ELEGY were carried out. VIR-2M was put into operation in October 2013. Reactor physical characteristics have not changed practically. New control system facilitates the reactor control, especially in static mode of operation.

In 2013 at VIR-2M 20 pulses and 11 static operations were performed (including first criticality activity).

PNR GIR-2

In 2013 the operation life of PNR GIR-2 was prolonged by 5 years (till 12.04.2018) and reactor was operated in design modes. 14 pulses and 8 static operations were performed. The complex of simulative reference fields MOP-K1 [7] was re-certified jointly with specialists of FSUE «VNIIFTRI».

PNR BGR

PNR BGR was operated more intensive than as usual. This is because of a large amount of investigations of fuel sample behavior in reactivity initiated accident (RIA) that were fulfilled together by specialists of VNIIEF, SSC RIAR, and VNIINM. In 2013 at BGR 41 pulses and 24 static operations were performed, including 31 RIA tests.

PNR BR-1M

Reactor BR-1M was operated in design modes. 71 pulses were performed. The complex of simulative reference fields MOP-K [7] and the thermal neutron source EhI-T-22 [8] were re-certified jointly with specialists of VNIIFTRI. At BR-1M investigations for smart video system designing are being carried out. This system is intended for signals injection into reactor control system if people are in the prohibited zone, or the test sample displaced relative to the core.

Reactor BR-K1 was operated in design modes. In 2013 47 pulses and 20 static operations were performed. The specialized reactor gammas source OSI-G [9] superposed with complex of simulative reference fields MOP-K2 [7] was re-certified jointly with specialists of VNIIFTRI. At BR-K1 investigations for near design pulse energy release (75 MJ) achievement are being fulfilled.

Research nuclear facilities (RNF) components failure data bank populating

By analogy with Center of collection and analysis information on RNF safety functioning under Public Corporation “SSC RIAR” VNIIEF’s Industry center of nuclear materials handling (OTsOYaM) starting from 2011 has being carry out collection and analysis information on failure of RNF components those are important for nuclear and radiation safety. Yearly information has being submitted to OTsOYaM. This information particularly includes date of failure diagnosing, development of failure, mode and reason of failure (common cause or aging), components classification according safety effect, failure recovery measures, repair elapsed time [3].

In 2013 at BGR 11 failures of components were diagnosed, at VIR-2M – 5, at BR-1M – 2, at BR-K1 – 3, at GIR-2 – 5, at FKBN-2M – 2, at IKAR-C – 2.

References

- 1 V.F.Kolesov. Aperiodic Pulse Reactors. Sarov: RFNC-VNIIEF, 1999.
- 2 V.F.Kolesov, M.I.Kuvshinov, S.V.Vorontsov et al. Critical test-benches and pulse reactors RFNC-VNIIEF. In the book “65 anniversary of VNIIEF. Physics and technique of high energy density. Volume 1. Sarov: FSUE “RFNC-VNIIEF”, 2011, p.136-164.
- 3 M.A.Voinov, S.V.Vorontsov, A.A.Devyatkin et al. Research nuclear installations of RFNC-VNIIEF (Basic characteristics, advancing aspects for a system of control and protection, design elements and operating rules).// Voprosy Atomnoi Nauki i Tekniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov. 2012. Issue 3. P. 3-16.
- 4 Russian nuclear research facilities. M.: OAO “NIKIET”. 2012.
- 5 A.M.Voinov, G.V.Vlokh, S.V.Vorontsov et al. Critical test-bench IKAR-C. First criticality Results.//RFNC-VNIIEF Proceedings. Research Edition. 2010. Issue 15. P. 216-223.
- 6 S.P.Melnikov, A.N.Sizov, A.A.Sinyanskii. Nuclear pumped lasers. Sarov: FSUE “RFNC-VNIIEF”, 2008.
- 7 I.Yu.Drozdo, V.D.Sevastjanov. High precision fields of neutrons on the installations GIR-2, BR-1, BR-K1.// Voprosy Atomnoi Nauki i Tekniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov. 2008. Issue 1. P. 37-42.
- 8 A.S.Koshelev, M.V.Mochkaev, A.V.Arapov et al. Thermal neutron source EhI-T-22 of reactor BR-1M.// Voprosy Atomnoi Nauki i Tekniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov. 2010. Issue 2. P. 52-60.
- 9 A.S.Koshelev, V.Kh.Khoruzhy. Space, spectral and time characteristics of a specialized gamma-source BR-K1 reactor.// Voprosy Atomnoi Nauki i Tekniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov. 2010. Issue 2. P. 61-68.

ПРОМЫШЛЕННЫЕ СВИНЦОВО-КИСЛОТНЫЕ АККУМУЛЯТОРЫ ФИРМЫ «GNB INDUSTRIAL POWER» – ПОДРАЗДЕЛЕНИЯ КОНЦЕРНА «EXIDE TECHNOLOGIES»

Ю.В. Хотеев

ЗАО «Акку-Фертриб», г. Москва, Россия

Начиная с 1992 года ЗАО "Акку-Фертриб" тесно сотрудничает со всемирно признанным лидером в разработках систем накопления электрической энергии концерном Exide Technologies. Партнерское и взаимовыгодное сотрудничество, основанное на стремлении обеспечить российского потребителя самыми надежными, современными и экономичными решениями, позволило впервые в 1992 году вывести на российский электротехнический рынок герметизированные стационарные и тяговые гелевые свинцово-кислотные необслуживаемые аккумуляторы Sonnenschein, изготовленные по технологии dryfit, запатентованной немецкой фирмой Sonnenschein в 1958 году.

Гелевые аккумуляторы Sonnenschein – это герметизированные и полностью необслуживаемые аккумуляторные батареи с желеобразным электролитом, не требующие долива воды, обладающие высокой устойчивостью к внутренним коротким замыканиям, глубоким разрядам и повышенным рабочим температурам. Крайне низкий саморазряд промышленных свинцово-кислотных аккумуляторов технологии dryfit позволяет хранить их до двух лет без подзаряда. ЗАО "Акку-Фертриб" предлагает следующие серии стационарных и тяговых свинцово-кислотных аккумуляторов Sonnenschein: A200, A400, A500, A600 (OPzV), A700, A600 Solar, Sonnenschein Solar Block, Sonnenschein Solar, Sonnenschein EPzV, Sonnenschein GF-V, Sonnenschein GF-Y.

Применение необслуживаемых аккумуляторов Sonnenschein обеспечивает широчайшие возможности для резервирования электроснабжения ответственных промышленных объектов. Аккумуляторы Sonnenschein широко применяются в агрегатах бесперебойного питания (ИБП/UPS), областях производства и распределения электроэнергии, телекоммуникации и связи.

Для заряда аккумуляторов Sonnenschein не требуется зарядных комнат, т.к. эти свинцово-кислотные аккумуляторы обладают чрезвычайно малым газовыделением вследствие чего идеально подходят для всех складских применений: подъемно-транспортное оборудование, уборочное оборудование и другая техника на электротяге.

К герметизированной группе свинцово-кислотных аккумуляторов, предлагаемой ЗАО "Акку-Фертриб", также относятся аккумуляторы, изготовленные по технологии AGM. В промышленных аккумуляторах AGM используется жидкий электролит, который полностью впитан в стекловолоконный

сепаратор. В свободном состоянии электролит внутри свинцово-кислотного аккумулятора AGM отсутствует. Обслуживание аккумуляторов AGM не требуется. Марки промышленных аккумуляторов, изготовленных по технологии AGM: Marathon, Absolyte, Tudor, Sprinter, Powerfit, Sunlyte. Обладая высокой мощностью и длительным сроком службы, промышленные свинцово-кислотные аккумуляторы AGM, являются надежным источником энергии и идеально подходят для применения в источниках бесперебойного питания (ИБП/UPS), на железных дорогах, системах аварийного освещения, телекоме и в других областях промышленности.

Классическая группа малообслуживаемых свинцово-кислотных стационарных и тяговых аккумуляторов представлена ЗАО "Акку-Фертриб" следующими сериями: Classic GroE, Classic OCSM, Classic OPzS, Classic OGi, Classic Energy Bloc, Classic EnerSol, Classic EnerSol T, Classic OPzS Solar, Solar, Liberator, Stark OPzS. Данные промышленные аккумуляторные батареи могут быть поставлены как в залитом, так и в сухозаряженном виде, и являются аккумуляторами с увеличенными интервалами между обслуживаниями. Благодаря низкому внутреннему сопротивлению, высоким разрядным характеристикам, длительному сроку службы, быстрому восстановлению емкости, а также многолетнему положительному опыту эксплуатации эти аккумуляторы по прежнему остаются незаменимым источником аварийного электропитания. Классические промышленные аккумуляторы эксплуатируются на объектах традиционной атомной энергетики, идеальны в области производства и распределения электроэнергии, широко применяются в источниках бесперебойного питания (ИБП/UPS), производителями и поставщиками подъемно-транспортного оборудования, идеально подходят для работы в составе солнечных и ветряных электростанций.

Литиевые элементы питания марки Tadiran Batteries - одно из активно развивающихся направлений компании. Высокое напряжение, широкий температурный диапазон, длительный срок службы, эффективность и надежность – основные преимущества литиевых батареек Tadiran Batteries. Литиевые элементы питания отвечают всем современным требованиям нового поколения микроэлектроники.

ЗАО "Акку-Фертриб" предоставляет своим клиентам полноценную техническую поддержку и обслуживание всего спектра аккумуляторных батарей. Важным аспектом деятельности ЗАО «Акку-Фертриб» является выполнение комплексных работ по реконструкции систем оперативного постоянного и переменного тока и систем бесперебойного питания, включая разработку и выпуск проектной документации.

Среди клиентов нашей компании крупнейшие предприятия по производству и распределению электроэнергии, ведущие телекоммуникационные компании, индустриально-складские комплексы, производители и поставщики подъемно-транспортного оборудования, уборочной техники, агрегатов бесперебойного питания и многофункциональных систем безопасности.

Вся продукция, поставляемая ЗАО «Акку-Фертриб», сертифицирована. Компания имеет все необходимые лицензии для выполнения строительных, монтажных и проектных работ.

Аккумуляторы серий Classic GroE, Classic OCSM, сейсмостойкие стеллажи СМС-А производства ОАО «Завод «Инвертор» г.Оренбург, сейсмостойкие стеллажи Passoni Paolo, Италия аттестованы для применения на объектах атомной энергетики России, выданы сертификаты ОИТ, согласованы технические условия.

Аккумуляторные батареи концерна Exide Technologies успешно эксплуатируются на большинстве АЭС России и предприятиях топливного цикла Российской Федерации: Нововоронежская АЭС, Калининская АЭС, Белоярская АЭС, Ленинградская АЭС, Кольская АЭС, Курская АЭС, Ростовская АЭС, НИИАР, ЭХЗ, ГХК, ОИЯИ и многих других.

МНОГОЦЕЛЕВОЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР БАСЕЙНОВОГО ТИПА

И.Т. Третьяков, Н.В. Романова, С.А. Соколов,
В.И. Трушкин, Р.П. Куатбеков, О.А. Кравцова,
С.В. Осипович, К.А. Никель, А.И. Радаев, А.В. Горячих

ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, Россия

По итогам исследования рынка, проведённого ОАО «НИКИЭТ» одним из наиболее востребованных на рынке является исследовательский многоцелевой реактор (ИР) средней (10-20 МВт) мощности. Создание таких реакторов в настоящее время планируется во многих странах мира, например в Аргентине, Бразилии, Корее, Вьетнаме, Турции, Иордании и др.

В ОАО «НИКИЭТ» разработаны технические предложения по линейке ИР средней мощности, сходных по конструкции, но отличающихся уровнем мощности (10МВт, 15МВт, 20 МВт).

Разработанные предложения ИР используют технические решения и оборудование, проверенные в ходе эксплуатации реакторов в РФ и за рубежом.

Проекты ИР имеют конкурентоспособные потребительские параметры и обеспечивают широкий круг исследований по различным направлениям научно-исследовательских и прикладных работ:

- 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);
- использование ИР в качестве источников нейтронов для каналов лучевой терапии.

В соответствии с международными нормами в проекты заложены базовые концептуальные принципы проектирования:

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

Конструкция ИР имеет в своей основе заполненный водой бак, в котором расположена активная зона, бериллиевый отражатель, экспериментальные и облучательные устройства.

Среди других особенностей ИР средней мощности необходимо отметить:

- В разрабатываемых ИР используется серийно производимое, подтвердившее высокую надёжность НОУ-топливо. Тепловыделяющие сборки (ТВС) состоят из тепловыделяющих элементов трубчатого типа.

- Бак ИР размещается в бетонном массиве.

- Активная зона окружена бериллиевым отражателем.

- Приводы системы управления и защиты расположены в помещении под баком ИР.

- Циркуляция теплоносителя через активную зону принудительная и организована сверху вниз.

- Первый контур охлаждения выполнен вне бака реактора.

- Бак ИР разделен собственно на бассейн реактора и бассейн выдержки облучённых ТВС.

- ИР имеет экспериментальные устройства: горизонтальные и вертикальные экспериментальные каналы, каналы пневмопочты, петлевые каналы.

- Транспортные операции с изделиями активной зоны (выгрузка в хранилище, бассейн выдержки, горячие камеры) проводятся под слоем воды.

- Реактор обладает свойствами внутренней самозащищенности и использует пассивные средства защиты, обеспечивающие охлаждение активной зоны во всех возможных аварийных ситуациях за счет естественной циркуляции воды в бассейне.

Для многоцелевых ИР средней мощности разработано технико-коммерческое предложение Центра ядерных исследований, включающий кроме ИР комплекс нейтронной и нейтрон-захватной терапии, материаловедческий комплекс, радиоизотопный комплекс, комплекс по переработке РАО и др.

Разработанные ИР отвечают всем требованиям обеспечения безопасности и являются универсальным инструментом, позволяющим удовлетворять запросы современной науки и промышленности.

MULTIPURPOSE POOL-TYPE RESEARCH REACTOR

I.T. Tretyakov, N.V. Romanova, S.A. Sokolov,
V.I. Trushkin, R.P. Kvatbekov, O.A. Kravtsova,
S.V. Osipovich, K.A. Nickel, A.I. Radaev, A.V. Goryachikh
JSC "NIKIET", Moscow, Russia

According to the market analysis carried out by JSC "NIKIET", one of the most in-demand reactors is a medium power (10-20 MW) multipurpose research reactor (RR). At present, many countries are planning to deploy such reactors, namely: Argentina, Brazil, Korea, Vietnam, Turkey, Jordan, etc.

At JSC "NIKIET" there have been a set of technical proposals developed regarding a range of medium power RRs, similar in design, but differing in power level (10 MW, 15 MW, 20 MW).

Developed RR proposals involve design features and equipment proven in the course of reactor operation in Russia and abroad.

RR designs exhibit competitive consumer properties and allows conducting a wide range of studies in the following research and application areas:

- nuclear physics;
- solid-state physics;
- radiation study of materials;
- neutron activation analysis of the matter;
- neutron radiography of various items;
- silicon radiation doping;
- production of radioisotopes for medical and industrial purposes (^{99}Mo , ^{131}I , ^{125}I , ^{35}S , ^{32}P , ^{90}Y , ^{166}Ho , ^{60}Co , ^{153}Sm , ^{192}Ir);
- use of RRs as a neutron source for radiotherapy beam guides.

In accordance with the international regulations, the designs are based on fundamental design concepts, namely:

- utilization of licensed LEU fuel;
- operational safety;
- reliability and simplicity of proven design approaches;
- flexibility in the implementation of different core layouts;
- high consumer properties.

RR design is based on a water tank accommodating a reactor core, beryllium reflector, experimental and irradiation devices.

Other worthy of note features of the medium power RRs are as follows.

- LEU fuel used in the developed RRs is commercially produced and has shown to be highly reliable. Fuel assemblies (FAs) consist of tubular fuel elements.
- RR tank is placed in a concrete bulk.
- The reactor core is surrounded by the beryllium reflector.

- Control and protection system drives are located inside of the compartment under the RR tank.
- Forced coolant circulation through the reactor core is arranged from top to bottom.
- The primary circuit is located outside the reactor tank.
- The RR tank is divided into sections: the reactor pool and the irradiated FAs cooling pond.
- The RR contains the following experimental devices: horizontal and vertical experimental holes, rabbit tubes, loop channels.
- Transfer operations with the core items (unloading into the storage, cooling pond, hot cells) are conducted under water layer.
- The reactor has inherent safety features and utilizes passive safety systems ensuring the core cooling in any credible emergency situation by means of natural circulation of the the pool water.

In connection with the multipurpose medium power RRs an engineering-commercial proposal for deployment of a Nuclear Research Centre have been developed, which, apart from RR, includes a complex for neutron- and neutron boron capture therapy, complex for material studies, radioisotopic complex, RW processing complex, etc.

The developed RRs meet all safety requirements and present a universal tool for satisfying demands of the modern science and industry.

КОНТРОЛЬ КОРРОЗИОННОГО СОСТОЯНИЯ КОРПУСА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИГР

И.И. Дерявко, Е.Т. Коянбаев, Е.В. Козловский,
А.Д. Даулеткелдыев, А.А. Ермолаев

ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

В Филиале «ИАЭ» РГП НЯЦ РК с 1961 года эксплуатируется исследовательский импульсный графитовый реактор ИГР [1]. Конструктивно этот реактор представляет собой кладку из собранных в колонны графитовых блоков, вставленную в заполненный гелием цилиндрический герметичный корпус из конструкционной углеродистой качественной стали марки 20К (рисунок 1). Диаметр обечайки корпуса реактора составляет 3100 мм, толщина стенки обечайки – 20 мм, высота обечайки – 4435 мм. Корпус реактора вставлен в цилиндрический бак из стали обычного качества диаметром 4500 мм и высотой 7020 мм. Бак заполнен водопроводной водой до отметки, расположенной выше крышки корпуса реактора. Таким образом, внешняя поверхность обечайки корпуса реактора в течение более 50 лет постоянно испытывает коррозионное воздействие воды, находящейся при комнатной температуре как в межпусковые, так и в пусковые периоды.

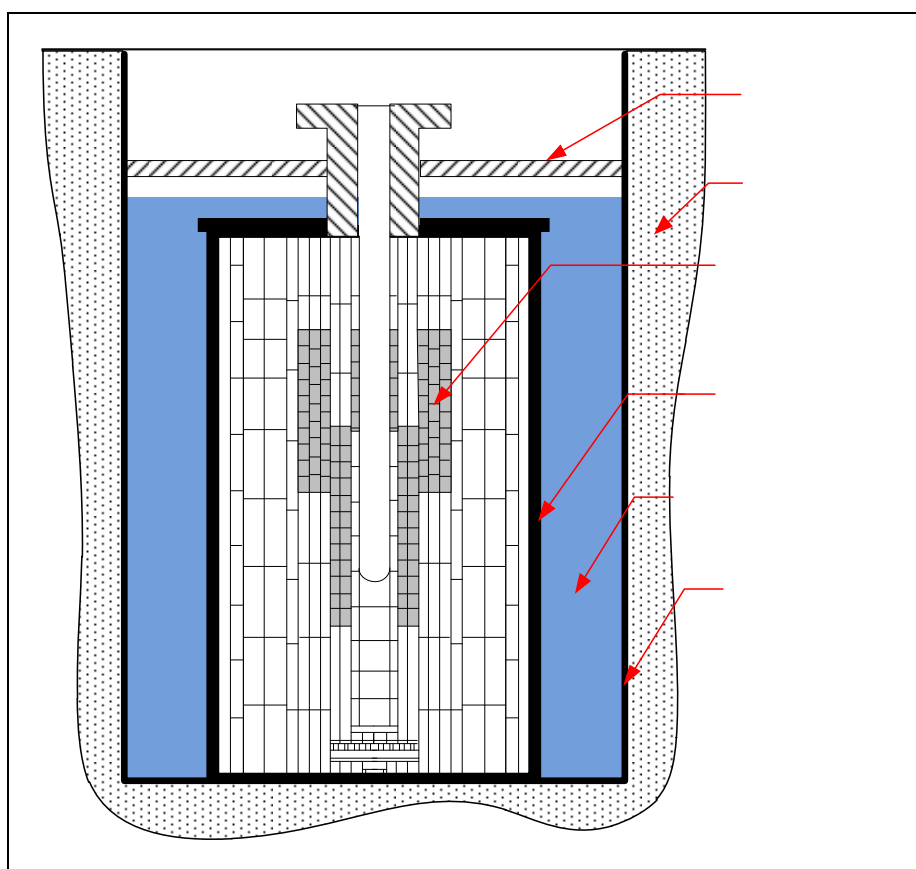
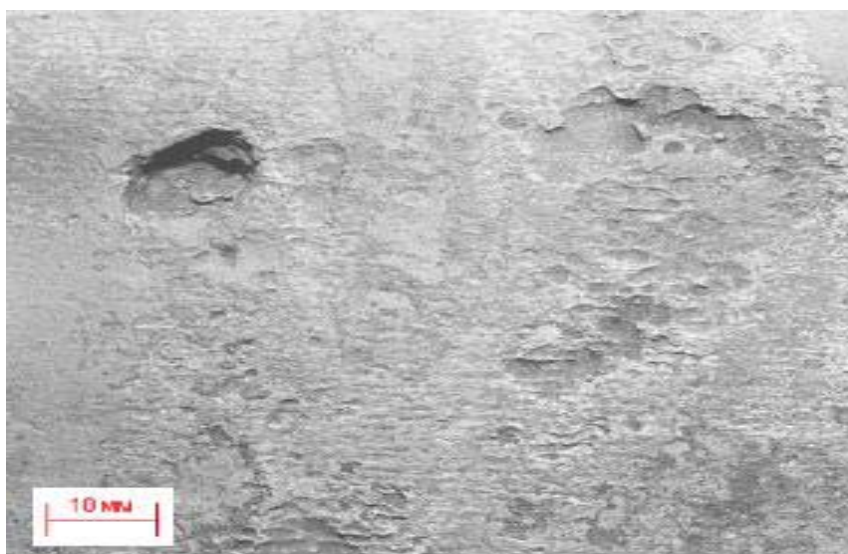


Рисунок 1. Схема реактора ИГР

На реакторе ИГР периодически проводились технические освидетельствования состояния его основных систем и элементов. В шести технических освидетельствованиях (в 1980, 1989, 2001, 2003, 2007 и 2010 годах) были выполнены также и обследования коррозионного состояния наружной поверхности обечайки корпуса реактора (после слива воды из бака). В каждом из этих обследований выполнялся визуальный осмотр поверхности обечайки и ультразвуковое измерение толщины обечайки в нескольких (от 5 до 13) местах. В связи с отмеченным в настоящей работе представлены собранные и проанализированные результаты этих шести освидетельствований обечайки корпуса реактора.

Собранные результаты освидетельствований выявили наличие общей неравномерной коррозии [2] на поверхности обечайки корпуса (см. рисунок 2). На фоне общей коррозии были выявлены также эффекты повреждений поверхности обечайки язвенной коррозией в форме каверн с различными глубинами, размерами и конфигурациям (например, на левом верхнем участке рисунка 2 можно видеть глубокую – до ~5 мм – каверну язвенной коррозии с характерными размерами примерно 10×15 мм). С увеличением длительности эксплуатации реактора отмечалось утонение обечайки под влиянием общей неравномерной коррозии, а также увеличение глубин, размеров и конфигураций каверн под влиянием язвенной коррозии.



*Рисунок 2. Поверхность обечайки
в окрестности выбранной точки замера ее толщины*

Анализ собранных результатов освидетельствований показал, что коррозионное состояние обечайки корпуса реактора следует квалифицировать как вполне удовлетворительное. Это выражается прежде всего в том, что (см. рисунок 3) средняя величина коррозионного утонения Π обечайки корпуса за 49 лет эксплуатации в водопроводной воде составила только 0,5 мм (т.е. глубинный показатель коррозии K_{Π} материала корпуса реактора оказался равным 10 мкм/год).

Что же касается максимального утонения обечайки корпуса в области язвенных каверн, достигшего 5,4 мм за эти же 49 лет, то его нельзя признать чрезмерно опасным, так как рост этого утонения идет с явным затуханием, которое становится особенно заметным в последнее десятилетие.

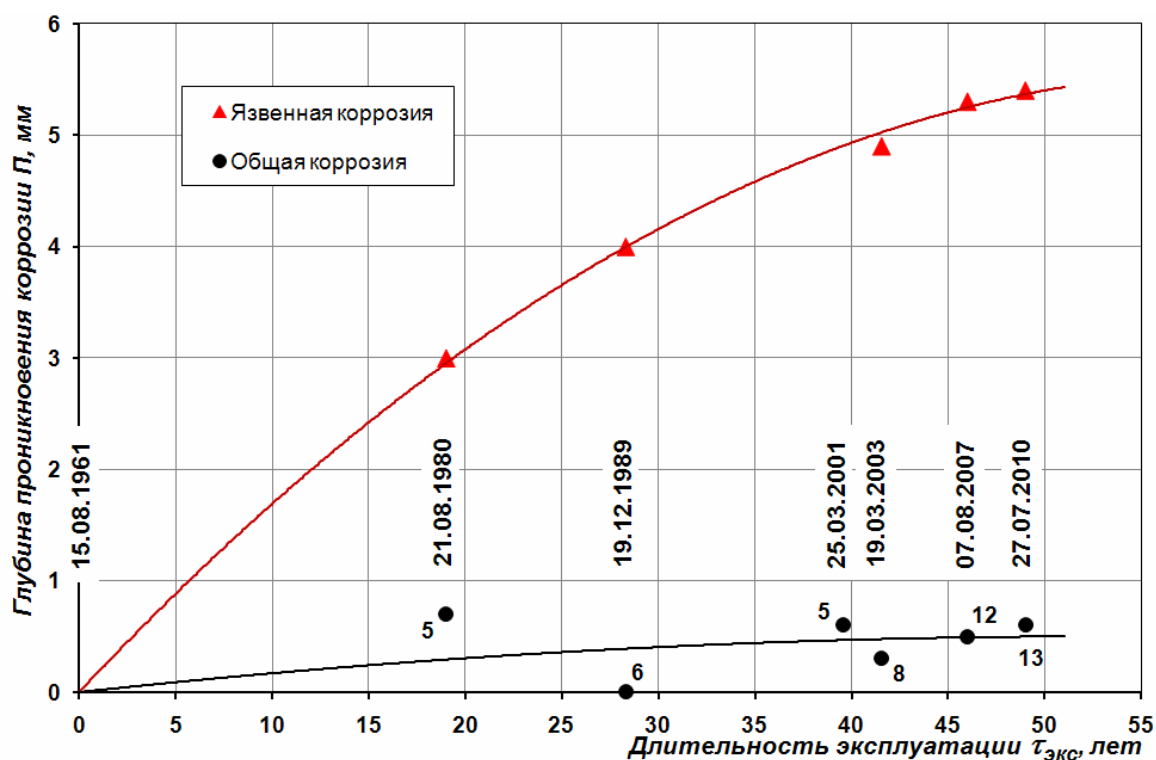


Рисунок 3. Коррозионное утонение обечайки корпуса реактора ИГР (цифрами возле точек обозначено количество участков контроля толщины обечайки)

Для уточнения начального участка на кривой утонения обечайки корпуса реактора под влиянием общей коррозии (см. нижнюю кривую на рисунке 3) в 2011-2013 годах были проведены 670-суточные коррозионные испытания в водном бассейне реактора образцов-свидетелей материала его корпуса. В этих испытаниях измерялись глубинные показатели коррозии K_{Π} [3, 4], характеризующие коррозионные утонения образцов, для чего с поверхностей выгружаемых отдельными группами образцов полностью стравливались слои продуктов коррозии с помощью кислотной пасты «Целлогель» [4].

Результаты выполненных коррозионных испытаний образцов-свидетелей (рисунок 4) позволили уточнить лишь самый начальный (670-суточный) участок на рассматриваемой кривой. Поскольку необходимая длительность подлежащего уточнению начального участка этой кривой составляет около 18 лет, то в 2014 году начнутся коррозионные испытания новой партии образцов-свидетелей материала корпуса реактора с частотой выгрузки отдельных групп этих образцов (для определения показателя K_{Π}) раз в два года.

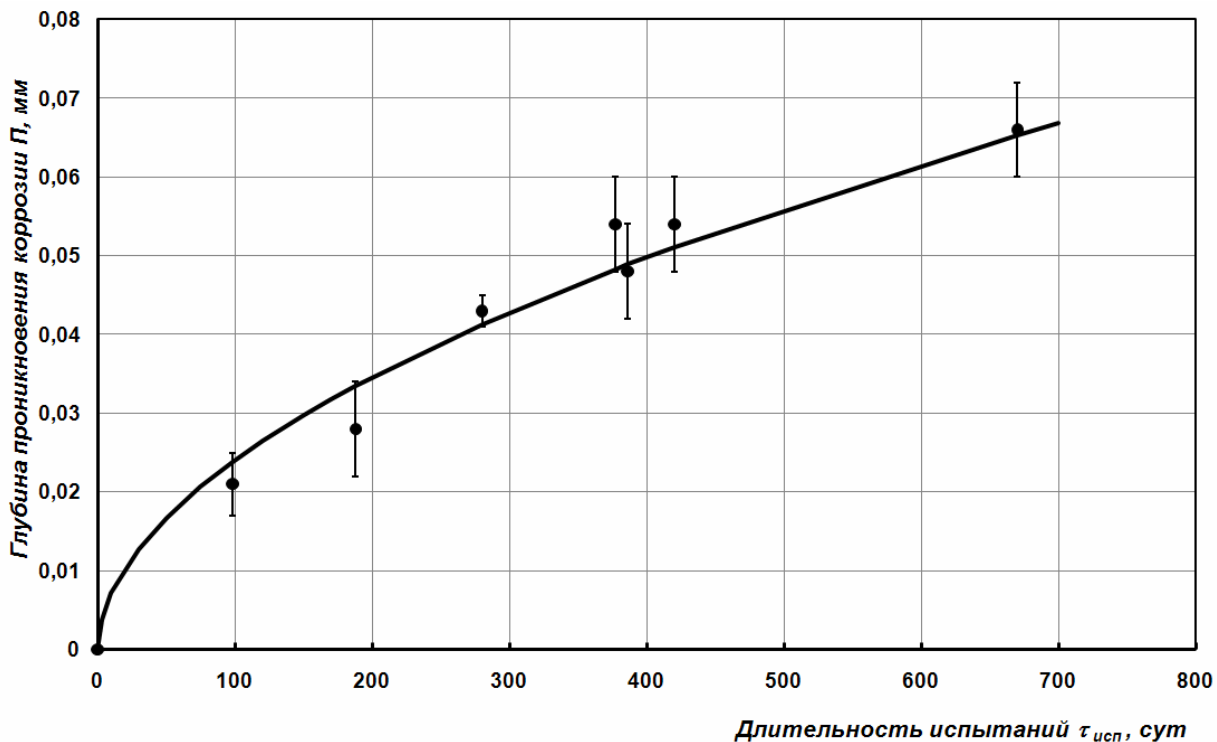


Рисунок 4. Коррозионное утонение образцов-свидетелей материала кожуха реактора ИГР

Литература:

1. Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Козловский Е.В. и др. Исследовательский импульсный графитовый реактор. – Доклады междунар. конф. «Ядерная энергетика Республики Казахстан, Курчатов, 11-13 июня 2008 г.», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 2009, с. 16-23.
2. Абрамович М.Д., Вотинин С.Н., Иолтуховский А.Г. Радиационное материаловедение на АЭС. – М., Энергоатомиздат, 1984, 136 с.
3. Жук Н.П. Курс теории коррозии и защиты металлов. – М., Металлургия, 1976, 472 с.
4. Фокин М.Н. Методы коррозионных испытаний. – М., Металлургия, 1986, 342 с.

СОСТОЯНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КАНАЛА ВОТК ПОСЛЕ 14-ЛЕТНЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИВГ.1М

И.И. Дерявко, В.В. Бакланов, И.М. Кукушкин,
А.Н. Стороженко, А.Н. Колбаенков

ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

С 1990 года в модернизированном реакторе ИВГ.1М эксплуатируется активная зона, составленная из 30 водоохлаждаемых технологических каналов (ВОТК). Первые 14 лет эксплуатации этой зоны о состоянии ее каналов можно было судить только по результатам осмотра поверхностей доступных участков каналов, а также по результатам периодических визуальных обследований стальных (12Х18Н10Т и 08Х18Н10Т), алюминий-магниевого (АМг6М) и цирконий-ниобиевых (Э110) образцов-свидетелей, находящихся в ячейках бериллиевого вытеснителя реактора и в его специальном канале водяного контура КВК-300. Ясно, что в отношении большинства внутренних деталей и элементов каналов получались лишь опосредствованные результаты оценки их состояния. Поэтому в 2004 году из реактора был выгружен один из каналов ВОТК для получения в ходе разделки непосредственных результатов оценки состояния его деталей и элементов после 14-летней эксплуатации в реакторе (для разделки был выгружен канал ВОТК №4 с максимальным среди всех каналов повышением исходного гидравлического сопротивления тракта водяного охлаждения).

Обследованием выбранного канала необходимо было определить степень коррозионного и радиационного повреждения его конструкционных и топливных деталей и элементов и выработать рекомендации о возможности дальнейшей эксплуатации водоохлаждаемой активной зоны в реакторе ИВГ.1М.

При оценке степени коррозионного повреждения поверхностей деталей и элементов канала было установлено, что эта оценка полностью совпадает с оценкой, получаемой при периодических освидетельствованиях состояния стальных, алюминий-магниевого и цирконий-ниобиевых образцов-свидетелей. В частности, на поверхностях деталей из стали 12Х18Н10Т, стали 20Х13 и цирконий-ниобиевого сплава Э110 (Zr+1%Nb), а также на поверхностях никелевых элементов защиты торцов твэлов заметные следы коррозионных повреждений практически не обнаруживались, а на поверхностях многих деталей из алюминий-магниевого сплава АМг5М (Al+5%Mg) и АМг6М (Al+6%Mg) следы коррозионных повреждений были вполне заметны, причем у непассивированных деталей они были более заметными, чем у пассивированных. Так, у пассивированных деталей (к ним относится, например, АМг5М-корпус канала) фиксировались следы местной коррозии в виде пятен с цветовыми оттенками от серого матового до слабого желто-коричневого, а у непассивированных – следы общей коррозии с более яркими желто-коричневыми цветовыми оттенками.

Таким образом, выполненное обследование выявило вполне удовлетворительное состояние всех деталей и элементов канала, изготовленных из Ni, сплавов АМг5М и АМг6М, сплава Э110 и сталей 12Х18Н10Т и 20Х13. Одновременно с этим положительным моментом было зафиксировано явно неудовлетворительное коррозионное состояние пружины прижима ТВС канала к упорной втулке: у этой пружины, изготовленной из высокоуглеродистой стали 60С2Н2А и защищенной кадмиевым покрытием, на поверхности вместо покрытия находился слой ржавчины толщиной ~50 мкм.

Наличие ржавчины на поверхности пружины привело к смыву мелкодисперсных частиц ржавчины потоком воды и их осаждению на некоторые из нижерасположенных деталей канала. Система водяного охлаждения реактора такова, что дистиллированная вода поступает внутрь канала ВОТК через входные окна в верхней его части и движется сверху вниз, омывая вначале пружину и ее упорную 12Х18Н10Т-втулку, затем проходя через ТВС (пакет из 468 стержневых твэлов 600-миллиметровой длины с центральным Э110-стержнем и периферийными стержневыми Э110-уплотнителями, вставленный в АМг6М-гильзу и зафиксированный верхней и нижней проницаемыми опорными АМг6М-решетками) и через кольцевой зазор между наружной поверхностью гильзы ТВС и внутренней поверхностью АМг5М-корпуса канала, а затем протекая между 12Х18Н10Т-элементами блока биологической защиты канала. Указанные осаждения (в виде легко удаляемых слоев мелкодисперсного порошка ржавчины) были наиболее отчетливо видны на внутренней поверхности корпуса канала в месте расположения пружины, на упорной 12Х18Н10Т-втулке пружины (рисунок 1а), на входной поверхности верхней решетки ТВС (рисунок 1б) и в кольцевом зазоре между внутренней поверхностью корпуса канала и внешней поверхностью гильзы ТВС. На входной поверхности нижней решетки ТВС (рисунок 1в) отложения уже практически отсутствовали, а ниже ТВС у всех деталей и элементов канала они отсутствовали (см., например, рисунок 2).

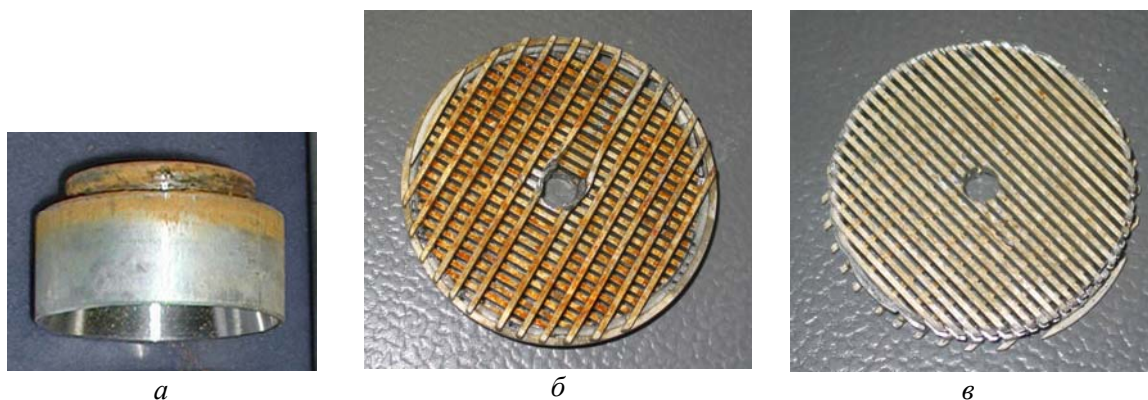


Рисунок 1. Упорная 12Х18Н10Т-втулка пружины (а) и входные поверхности верхней (б) и нижней (в) проницаемых опорных АМг6М-решеток ТВС канала ВОТК



Рисунок 2. Фрагмент АМг5М-корпуса канала ВОТК в месте расположения втулки блока биологической защиты канала и фрагмент этой 12Х18Н10Т-втулки

При выяснении степени снижения работоспособности пружины (измерениями коэффициентов жесткости $K_{ж}$ у пружины ВОТК и у трех исходных пружин) было установлено, что жесткость пружины снизилась с 6,27 до 5,29 Н/мм, то есть только на 16 %. Этот результат свидетельствовал о сохранении работоспособности пружины.

В дальнейшем при оценке степени радиационного повреждения материалов конструкционных и топливных деталей и элементов канала ВОТК было установлено следующее. Рентгенографическими измерениями на АМг5М-образцах было показано, что максимальная величина их радиационного распухания не превышает 0,006 % (этот результат коррелировал с отсутствием радиационных изменений микротвердости H_v , предела прочности при растяжении σ_b и относительного удлинения δ). Измерениями плотности γ и удельного электросопротивления ρ у образцов (Zr,U)-ТВЭлов в (Zr,Nb)-оболочках установлено, что плотность ТВЭлов канала ВОТК практически сохранилась на исходном уровне, что указала на отсутствие их радиационного распухания (этот результат коррелировал с тем экспериментальным фактом, что самая чувствительная к дефектам структуры характеристика материала ТВЭлов – электросопротивление – увеличилась только на 1,3 %).

Установленное отсутствие радиационного распухания конструкционных и топливных материалов деталей и элементов разделанного канала ВОТК означает отсутствие влияния размерных изменений деталей и элементов канала на гидравлическое сопротивление тракта его водяного охлаждения. Следовательно, повышение гидравлического сопротивления канала может быть связано только с незначительным уменьшением проходного сечения тракта охлаждения в верхней проницаемой решетке ТВС и с исчезновением (засорением) проходного сечения в кольцевом зазоре между гильзой ТВС и корпусом канала (последнее, по расчетам, уменьшит проходное сечение канала только на ~2,6 %). Первопричиной же уменьшения проходного сечения тракта охлаждения канала является потеря пружинной кадмиевой пленки, последующее ее ржавление, смыв частиц ржавчины потоком воды и их унос на решетку и в зазор.

С учетом того, что повышение гидравлического сопротивления канала ВОТК №4 находилось в допустимых пределах, указанных разработчиком каналов ВОТК, следует считать возможным дальнейшую эксплуатацию каналов ВОТК в активной зоне исследовательского реактора ИВГ.1М.

СОСТОЯНИЕ ХРАНИЛИЩА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИГР

И.И. Дерявко, В.А. Гайдайчук, В.В. Чернядьев,
М.М. Мешин, Е.В. Ненахов

ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

На территории бывшего Семипаланинского испытательного ядерного полигона расположены два комплекса исследовательских реакторов Филиала «ИАЭ» РГП НЯЦ РК – комплекс КИР «Байкал-1» и комплекс КИР ИГР. Указанные реакторные комплексы включают в себя многие радиационноопасные объекты: во-первых, сами ядерные реакторы – действующий исследовательский водоохлаждаемый гетерогенный реактор ИВГ.1М, действующий импульсный графитовый реактор ИГР и находящийся в состоянии длительного останова ампульный реактор РА, а во-вторых, пятьдесят семь хранилищ различного предназначения – временные, промежуточные и постоянные хранилища источников ионизирующего излучения, хранилища радиоактивных отходов, хранилища ядерных материалов, хранилища свежего реакторного топлива, хранилища отработавшего реакторного топлива.

Радиационная обстановка на указанных радиационноопасных объектах комплексов КИР «Байкал-1» и КИР ИГР контролируется соответствующими подразделениями Филиала «ИАЭ», что должно гарантировать надлежащее радиэкологическое состояние всех этих объектов и прилегающих к ним территорий. В связи с отмеченным в настоящей работе в качестве примера представлены результаты исследования радиэкологического состояния одного из таких объектов Филиала «ИАЭ» – хранилища отработавшего топлива реактора ИГР, в котором около 45 лет содержатся уран-графитовые топливные блоки активной зоны ИГР, поврежденной в одном из испытаний реактора на запроектных режимах.

Хранилище расположено на комплексе КИР ИГР в обвалованном землей одноэтажном технологическом здании с односкатным перекрытием (рисунок 1). Имеются основной и запасной выходы из технологического здания.



а



б

Рисунок 1. Вид технологического здания со стороны входа (а)
и со стороны запасного выхода (б)

В помещении хранилища имеются две ячейки хранения ядерного топлива: ячейкой №1 является загрузочная шахта хранилища, а ячейкой №2 – приямок глубиной 1,5 м, закрытый сверху бетонной защитной плитой. Загрузочная шахта имеет верхний перегрузочный люк, опломбированный печатью МАГАТЭ. В загрузочной шахте (в ячейке №1) хранятся в два слоя восемь опломбированных металлических контейнеров-бочек с фрагментами уран-графитовых топливных блоков.

Технологическое здание имеет входные основную и запасную двери, основной коридор (рисунок 2а) в торец здания до запасного выхода из здания. Помещение хранилища (рисунок 2б) имеет входную дверь (рисунок 2в).



а



б



в

Рисунок 2. Основной коридор здания (а), интерьер хранилища (б) и входная дверь хранилища (в)

Для целей вскрытия приямка в хранилище имеется механическая кран-балка грузоподъемностью 1 тонна с ручной талью. В приямке хранятся восемь опломбированных металлических контейнеров полугерметичной конструкции, заполненных уран-графитовыми топливными блоками. Топливные блоки в контейнерах хранятся следующим образом. Пять блоков (размеры каждого блока – 98×98×130 мм), установленные друг на друга, образуют невысокую колонну. В канал, образовавшийся по оси каждой колонны, вставлен герметичный металлический пенал с поглотителем – порошком карбида бора. Шестнадцать таких колонн помещены в один металлический контейнер, т.е. каждый контейнер содержит до семидесяти уран-графитовых блоков. Все восемь контейнеров с топливом помещены в металлический каркас с металлической откидывающейся крышкой, на которую уложены свинцовые блоки-«кирпичи», образующие дополнительный защитный свинцовый слой толщиной 50 мм.

После удаления всех свинцовых блоков с крышки каркаса (на рисунке 3а эти удаленные блоки уложены друг на друга на краю приямка) появляется возможность доступа к контейнерам с топливными блоками (для чего достаточно откинуть крышку каркаса). В этих восьми полугерметичных контейне-

рах (рисунке 3б) хранятся отработавшие уран-графитовые блоки, содержащие в общей сложности 1085 кг пропитанного высокообогащенным ураном графита. (С учетом фрагментов топливных блоков в восьми контейнерах-бочках в загрузочной шахте общее количество реакторного топлива в хранилище составляет 2604 кг.) Доступ к топливным блокам любого из восьми контейнеров (рисунок 3в) осуществляется путем снятия с этого контейнера крышки, которая закреплена на контейнере болтами через резиновую прокладку.

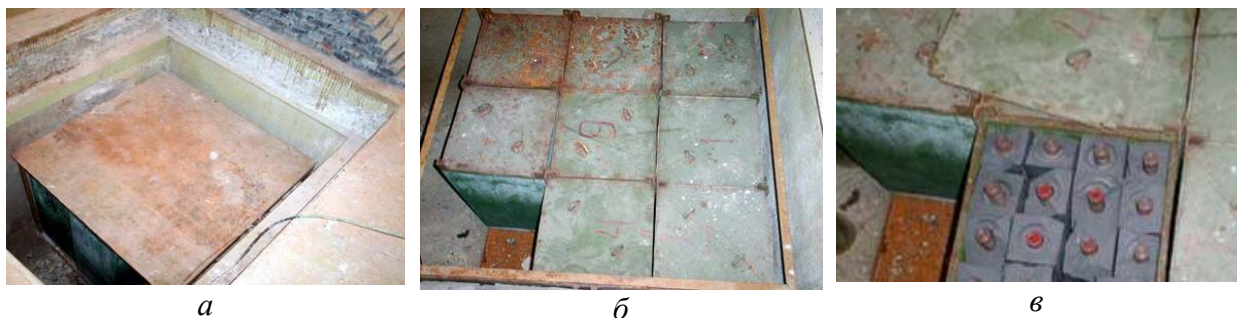


Рисунок 3. Каркас с контейнерами в прямке (а), восемь контейнеров с топливными блоками (б) и топливные блоки в одном из вскрытых контейнеров (в)

Остается отметить, что в обследуемом хранилище опломбированными печатями МАГАТЭ являются только бетонная защитная плита прямка с топливом (плита с красной цифрой «2» на рисунке 2в), металлическая дверь на проеме загрузочной шахты (дверь с красной цифрой «1» на рисунке 2в) и металлический верхний перегрузочный люк этой шахты. Все остальные пломбирования осуществляются специальными службами Филиала «ИАЭ». При этом инспекторы МАГАТЭ раз в квартал контролируют сохранность трех своих пломб и раз в год инструментальным способом дистанционно проверяют наличие облученного топлива в загрузочной шахте (в ячейке хранения №1) и в прямке (в ячейке хранения №2).

В ходе выполненного в 2012 году обследования было зафиксировано вполне удовлетворительное радиоэкологическое состояние хранилища и прилегающей к нему территории. Измерениями плотностей потоков β -частиц за пределами технологического здания, перед входом в здание, в тамбуре входа, в коридорах здания и во всех его помещениях вплоть до тамбура перед дверью помещения хранилища было установлено отсутствие заметного выноса радиоактивных продуктов за пределы хранилища: величины потоков в различных точках замеров колебались в пределах от 0 до 16 част./ $(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$ с выраженной тенденцией к уменьшению в направлении от хранилища. При этом в самом помещении хранилища значения плотностей потоков β -частиц были существенно выше и находились в пределах от 50 до 105 част./ $(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$.

Столь невысокая загрязненность помещения хранилища и отсутствие заметного выноса радиоактивных продуктов за его пределы вполне объяснимы. Во-первых, конструкция контейнеров с топливом и в прямке, и в загрузочной шахте является полугерметичной, что практически полностью исключает вынос продуктов из таких закрытых и опломбированных емкостей. Во-вторых, случаи вскрытия этих контейнеров, то есть такие состояния хранения, когда вероятность выноса продуктов наиболее высока, в практике храни-

лица были чрезвычайно редкими. Так, контейнеры-бочки в загрузочной шахте хранилища ни разу не вскрывались за все ~45 лет хранения, а из восьми контейнеров с топливом в приемке хранилища вскрывались только два: четыре раза вскрывался контейнер М-204 и один раз контейнер М-206. Здесь уместно отметить, что при ежегодной инструментальной проверке наличия облученного топлива в приемке и в загрузочной шахте инспекторы МАГАТЭ вскрытий контейнеров не производят.

Установлено также отсутствие опасности переоблучения персонала комплекса КИР ИГР, работающего в помещениях технологического здания. Дозиметрическими измерениями было показано, что мощность экспозиционной дозы в различных точках замеров как за пределами здания, так и внутри него везде, вплоть до тамбура перед хранилищем, не превышала 0,2 мкЗв/ч. Непосредственно у двери хранилища МЭД составила 0,5 мкЗв/ч, а на пороге хранилища (в дверном проеме) – 0,8 мкЗв/ч. Внутри помещения хранилища МЭД во всех точках выполненных замеров была заметно выше 0,8 мкЗв/ч, причем максимальное ее значение, достигающее 10,4 мкЗв/ч, оказалось на поверхности бетонной защитной плиты над приемком с топливом (интересно отметить, что при снятой с приемка бетонной защитной плите МЭД на поверхности свинцового защитного слоя на контейнерах превысила это значение на три порядка и составила около 10 мЗв/ч).

Полученный положительный результат обследования хранилища полностью подтвердил тот факт, что и условия хранения топлива, и условия эксплуатации хранилища, и осуществляемый соответствующими подразделениями Филиала «ИАЭ» контроль радиационной обстановки в хранилище и на прилегающей к нему территории действительно гарантируют приемлемое радиэкологическое состояние этого радиационноопасного объекта.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ ПРОЦЕССОМ ПЕРЕРАБОТКИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

А.Г. Коровиков¹, П.Ю. Кривцов², Д.А. Ольховик¹

¹ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

²РГП «НЯЦ РК», г. Курчатов, Республика Казахстан

На территории Республики Казахстан расположен энергетический атомный реактор БН-350, представляющий собой реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Этот реактор был сконструирован и введен в эксплуатацию в 1972 году. Учитывая тот факт, что реактор БН-350 выработал свой ресурс и то, что Казахстан принял на себя международные обязательства о нераспространении ядерного оружия и его компонентов, вывод реактора БН-350 из эксплуатации становится актуальной задачей. Начатая в Республике Казахстан совместная американо-казахстанская программа по выводу реактора БН-350 из эксплуатации, затрагивает широкий комплекс проблем, которые необходимо решать в процессе ее реализации.

Одной из задач программы является переработка и захоронение натрия, который в реакторе использовался в качестве теплоносителя. Принимая во внимание специфические физико-химические свойства натрия и характер его использования в качестве теплоносителя, процесс переработки натрия, как правило, включает в себя следующие основные стадии, а именно:

- дезактивацию натриевого теплоносителя первого контура реактора;
- слив натрия из первого и второго контуров реактора в специальные емкости для временного хранения;
- переработку низкоактивного металлического натрия в химически неактивное вещество, пригодное для безопасного и длительного хранения;
- обеспечение безопасного хранения продуктов переработки.

Наиболее трудоемким и опасным процессом в плане реализации переработки натриевого теплоносителя является превращение его в химически нейтральное вещество.

Важным этапом является отработка технологии переработки, которая включает в себя разработку оптимальных алгоритмов управления технологическим процессом, информационное обеспечение, анализ аварийных ситуаций и обучение оперативного персонала методам безопасного управления установкой.

Из всех существующих способов переработки натрия, для промышленного применения наиболее рациональным является жидкофазный способ переработки с использованием в качестве реагента низко-концентрированную щелочь. Выбор метода объясняется несколькими факторами. Первое, реали-

зация данного способа является относительно дешевой. Второе, простота технологического процесса. Третье, существует опыт использования данного метода в полупромышленном варианте, который был реализован в Аргоннской национальной лаборатории, США.

Жидкофазный способ переработки натрия заключается в использовании в процессе окисления жидкометаллического натрия жидкость, в качестве которой обычно выступает вода или низко-концентрированная щелочь. Наиболее широко применяется способ получения гидроксида натрия посредством прямого взаимодействия натрия с водой [1, 2].

В соответствии с технологией переработки натрия [3], структура технологической части установки переработки натрия (УПН) как объекта автоматизации имеет вид, представленный на рисунке 1.

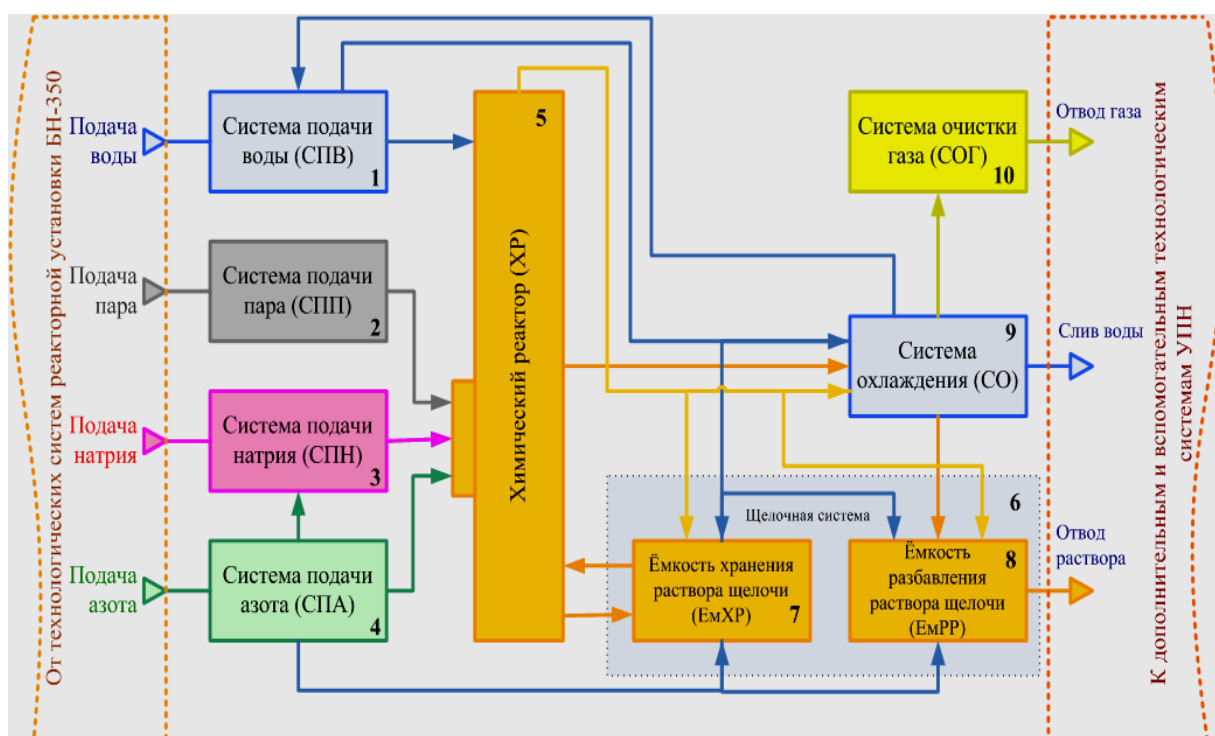


Рисунок 1 – Структура технологической части УПН

Режимы работы УПН определяются технологией процесса переработки натрия в щелочь:

- запуск технологического процесса;
- режим эксплуатации;
- останов технологического процесса (окончание работы установки);
- аварийный останов УПН.

Структура автоматизированной системы управления технологическим процессом (АСУТП) УПН, представленная на рисунке 2, содержит три уровня иерархии.

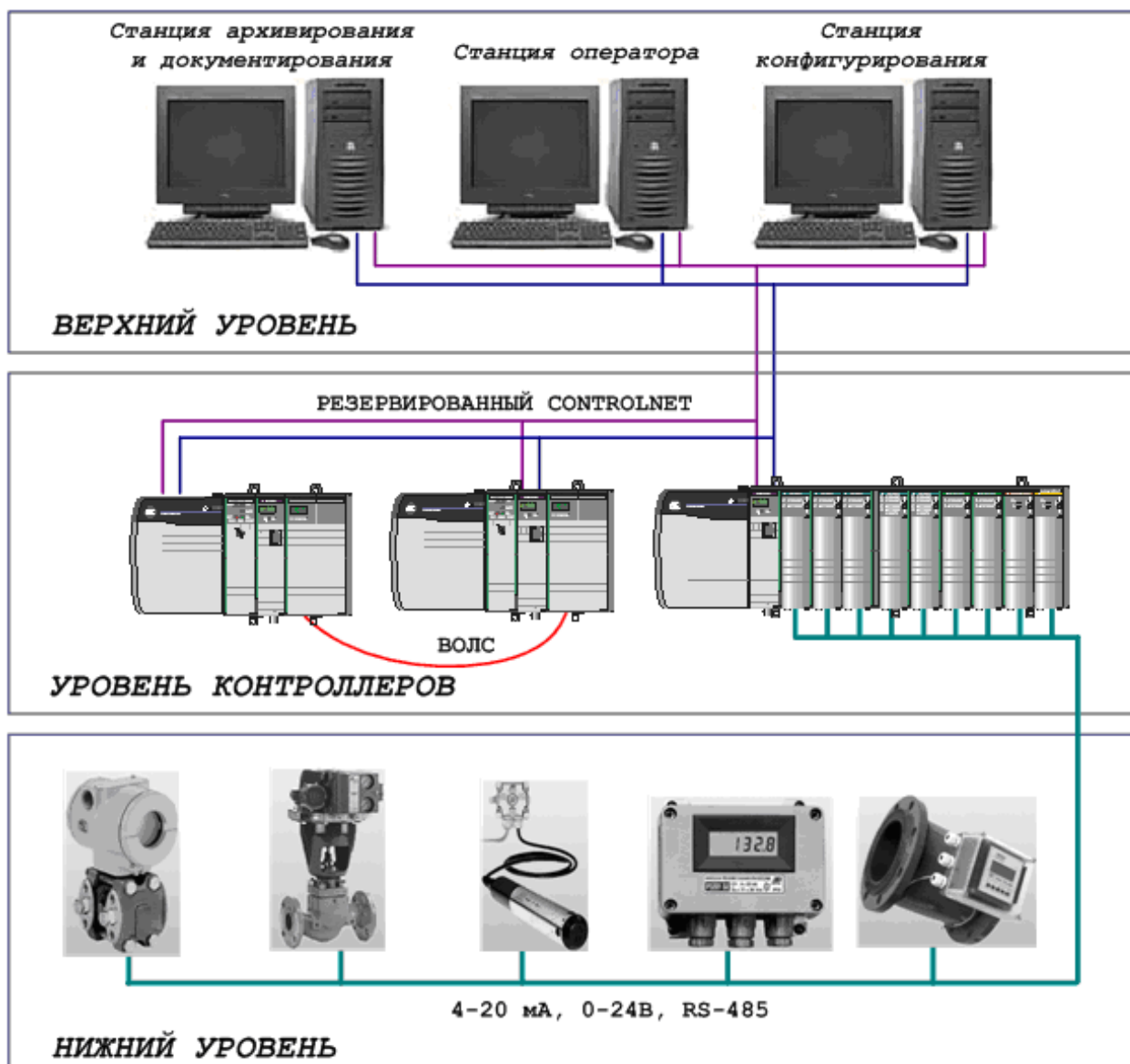
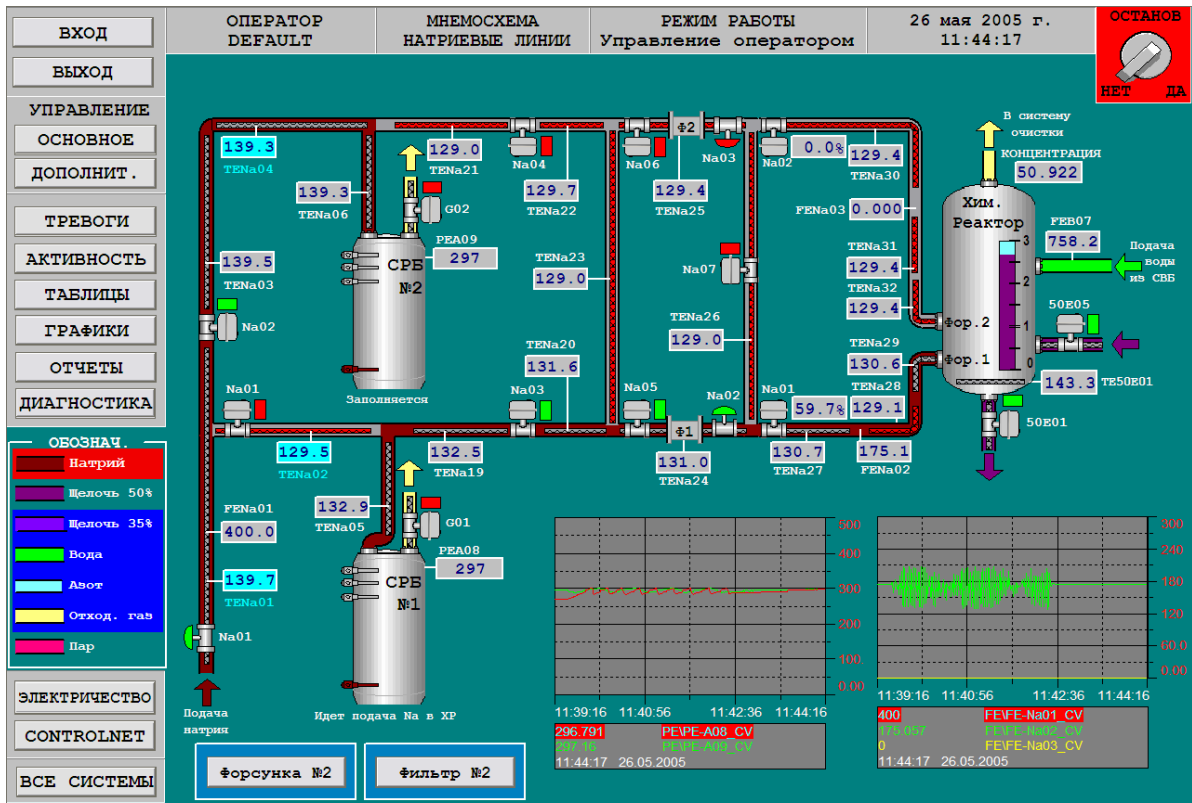


Рисунок 2 – Структурная схема АСУТП УПН

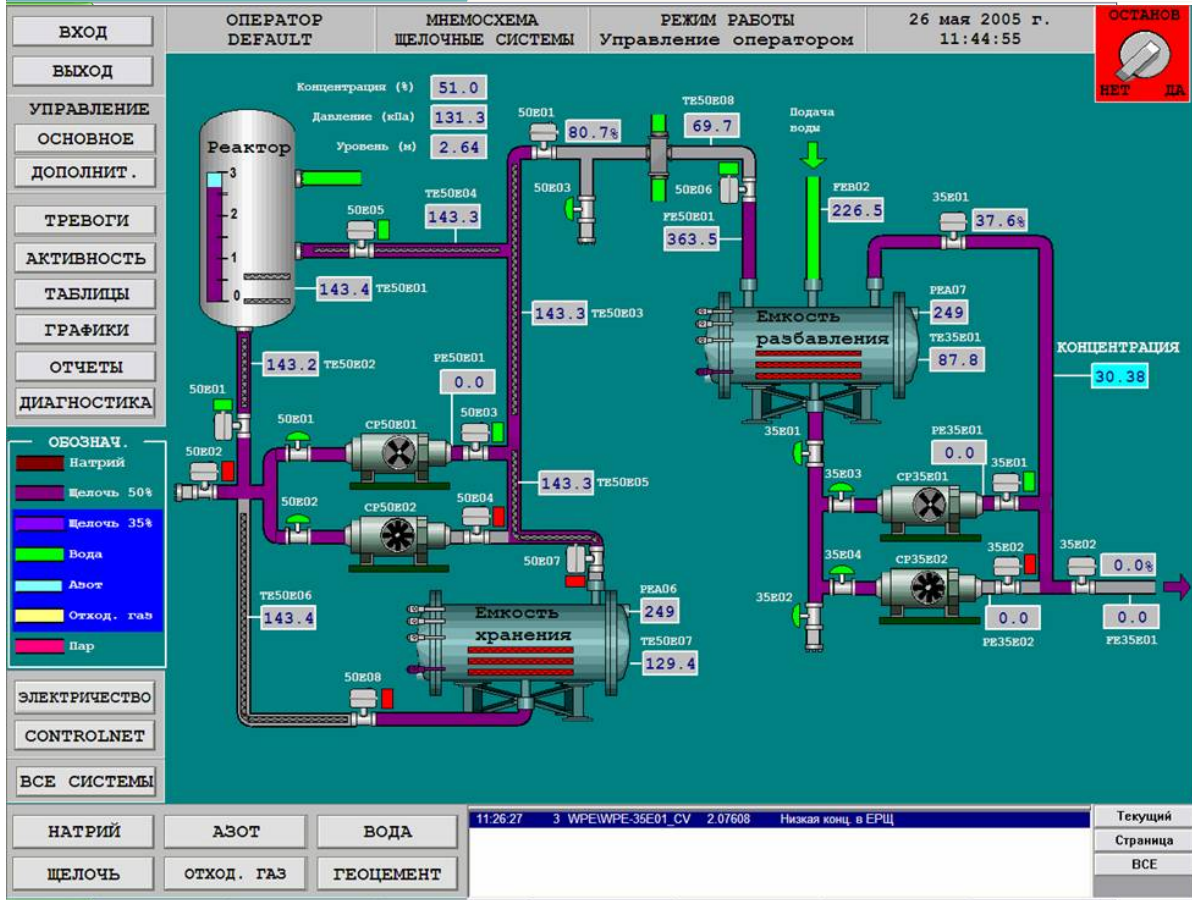
Анализ основных технических характеристик инструментальных систем различных производителей, позволил выбрать программно-аппаратную среду, по критерию цена/качество, это платформа ControlLogix производства компании Allen-Bradley.

Взаимодействие оператора УПН с техническими средствами АСУТП выполняется при помощи графического интерфейса, реализованного на верхнем уровне системы. Графический интерфейс отображает работу УПН и обеспечивает представление технологических данных в реальном времени. В качестве программного обеспечения применяется SCADA система RSView32.

Пример реализации мнемосхем представлен на рисунке 3.



| | | | | |
|--------|------------|-----------|--|----------|
| НАТРИЙ | АЗОТ | ВОДА | 11:26:23 5 ALMFLAG_TE-NA04 1 Расхождение показаний | Текущий |
| ЩЕЛОЧЬ | ОТХОД. ГАЗ | ГЕОЦЕМЕНТ | 11:26:22 4 TEITE-NA02_2_CV 0 Низкая температура | Страница |
| | | | 11:26:22 4 TEITE-NA04_2_CV 0 Низкая температура | ВСЕ |
| | | | 11:26:22 5 ALMFLAG_TE-NA01 1 Расхождение показаний | |
| | | | 11:26:22 5 ALMFLAG_TE-NA02 1 Расхождение показаний | |



| | | | | |
|--------|------------|-----------|---|----------|
| НАТРИЙ | АЗОТ | ВОДА | 11:26:27 3 WPEWPE-35E01_CV 2.07608 Низкая конц. в ЕРЦ | Текущий |
| ЩЕЛОЧЬ | ОТХОД. ГАЗ | ГЕОЦЕМЕНТ | | Страница |
| | | | | ВСЕ |

Рисунок 3 – Примеры мнемосхем технологических систем

Представленная в работе система управления смонтирована на УПН, прошла испытания на имитационном комплексе, автономную и комплексную отладку в составе технологического оборудования установки. На УПН проведены пусконаладочные работы, которые подтвердили работоспособность системы управления и позволили оценить правильность выбора технических решений, устойчивость контуров автоматического регулирования в рабочих диапазонах изменения регулируемых параметров. Программное обеспечение имитационного комплекса после незначительной доработки, используется на УПН для обучения персонала основным принципам работы установки, обработки регламентных работ и аварийных ситуаций

-
1. J. M. Lutton, R. P. Colburn, F. Welch. Sodium removal and decontamination of LMFBR Components for Maintenance. Atomic Energy Review, 1980, m.18, N4, p. 815 – 892.
 2. G. Rodriguez. Methods in the treatment of sodium wastes// Proceedings of the technical committee meeting on “Sodium removal and disposal from LMFTs in normal operation and in the framework of decommissioning”, IAEA, International working group on fast reactors France, November 3-7, 1997.
 3. Установка переработки натриевого теплоносителя первого контура реакторной установки БН-350. Техническое задание на разработку. Инв. № 40166, 2003

МОДЕРНИЗАЦИЯ ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М

Д.А. Ольховик, А.Г. Коровиков, К.А. Гатиятов

ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

В настоящее время в РК эксплуатируется три реакторных установки с исследовательскими реакторами, и одна находится в режиме длительного останова. В качестве технических средств вычислительных комплексов информационно-измерительных систем (ИИС) реакторных установок используются устаревшие аппаратные комплексы и программное обеспечение. В 2010 году сотрудниками Института атомной энергии был разработан проект, целью которого является переоснащение и реконструкция существующей информационно-измерительной системы ИИС исследовательского реактора ИВГ.1М, созданной в 1984 году. Техническая реконструкция проводится на базе многофункциональных технических средств промышленной автоматики современного уровня для обеспечения требуемых показателей надёжности, предъявляемых к подобным системам.

Проектное решение ИИС ИВГ реализовано на основе вычислительной сети радиальной топологии и включает в свой состав девять автоматизированных рабочих мест операторов (АРМ), шесть контроллеров сбора и обработки информации и местных пультов операторов, два сервера базы данных (БД) и экран коллективного пользования.

ИИС ИВГ является территориально-распределенной, унифицированной по интерфейсам и протоколам системой с тремя уровнями иерархии (рисунок 1):

- нижний уровень ИИС ИВГ (уровень I) – осуществляет функции измерения в реальном масштабе времени по заданным параметрам, сбор, регистрацию, первичную обработку измерительной информации о контролируемых технологических параметрах по всем подсистемам ИИС, формирование и выдачу сигналов предупредительной сигнализации и аварийной защиты из подсистемы КИПиА в подсистему САУ;

- средний уровень ИИС ИВГ (уровень II) – осуществляет прием данных от контроллеров подсистем нижнего уровня и регистрацию текущих значений измеряемых параметров, обработку и отображение текущего состояния подсистем нижнего уровня, передачу команд для переключения режимов контроллеров нижнего уровня;

- верхний уровень ИИС (уровень III) – осуществляет функции управления режимами работы ИИС ИВГ в целом; обеспечивает централизованное хранение измерительной информации за любой заданный интервал времени; координацию работы уровней ИИС ИВГ между собой; информационную поддержку рабочих мест операторов (АРМ) в центральной пультовой, отображение заданных групп текущих значений измерительной и служебной информа-

ции в виде таблиц, графиков, гистограмм, мнемосхем и других визуальных фрагментов на экране коллективного пользования.

В ИИС ИВГ предусмотрено наличие АРМ РЩУ (автоматизированное рабочее место оператора резервного щита управления) для обеспечения отображения технологических параметров и состояния стеновой автоматики исследовательского реактора в помещении резервной пультовой. Управление исследовательским реактором из резервной пультовой осуществляется в случае возникновения аварийных ситуаций с пультами управления в основной пультовой.

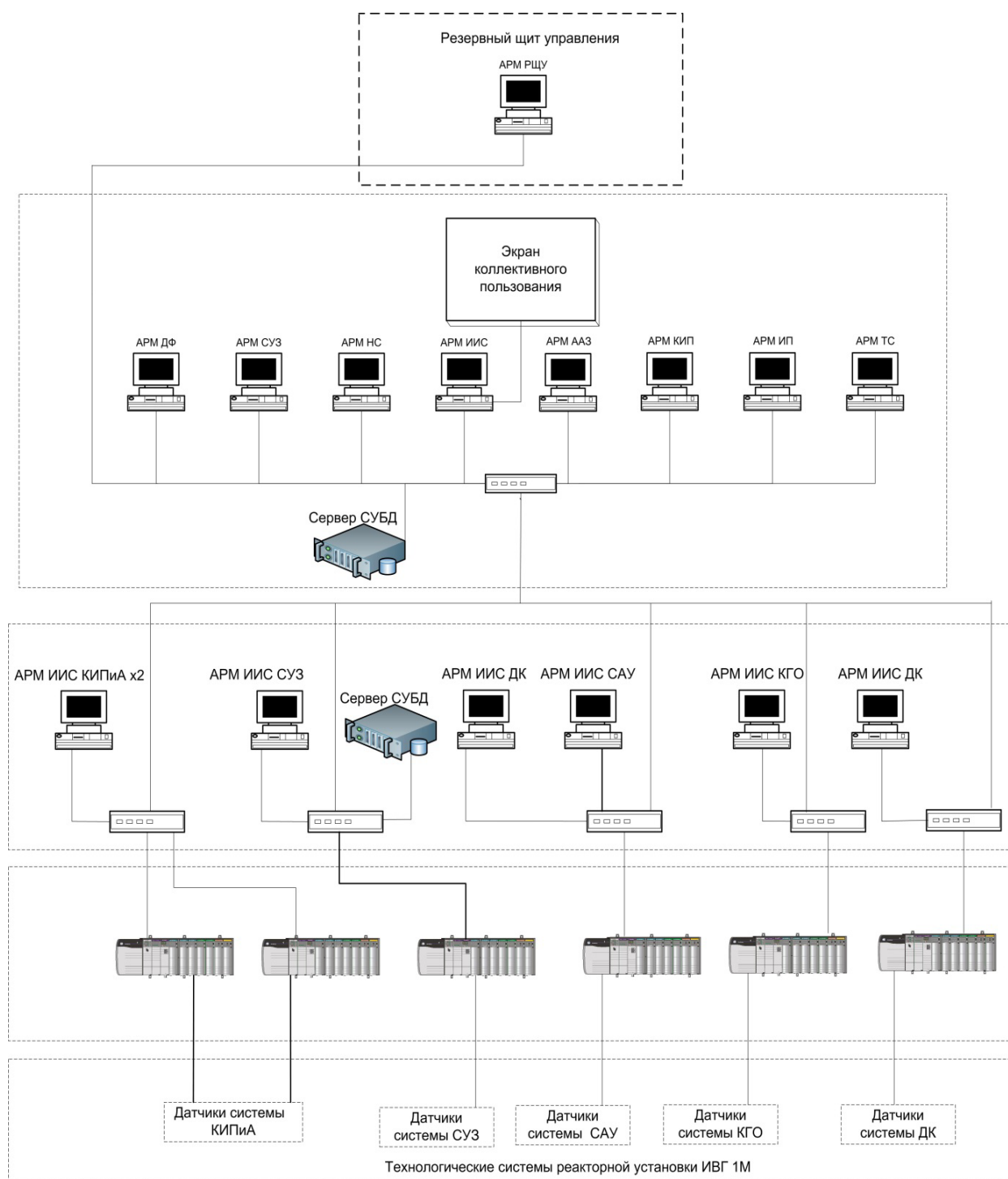


Рисунок 1 - Структурная схема ИИС ИВГ

В качестве оборудования нижнего уровня системы было выбрано оборудование компании Allen-Bradley, так как оно занесено в реестр государственной системы обеспечения единства измерений Республики Казахстан и обладает высокими эксплуатационными и техническими характеристиками, в том числе по таким показателям как коэффициент готовности (K_r), средняя наработка на отказ (T₀), время восстановления (T_B), назначенный ресурс работы (T_{PH}).

В качестве программного обеспечения автоматизированных рабочих мест операторов и местных пультов ИИС ИВГ выбрано программное обеспечение SCADA (Supervisory Control And Data Acquisition System) система RSVIEW32 производства компании Rockwell Automation. RSVIEW32 включает инструменты для создания человеко-машинного интерфейса, включая анимированные графические дисплеи реального времени, тренды, а также сводки по сигналам тревоги и событиям системы, методы регистрации технологических данных.

Согласно проекту технические средства ИИС ИВГ обеспечат:

- 1) сбор и регистрацию измерительной информации:
 - по каналам ввода аналоговых сигналов заданного вида – 336;
 - по каналам ввода дискретных сигналов заданного вида – 336;
 - период опроса каналов, с: 0,1; 1; 10;
- 2) вывод дискретных сигналов (на аппаратуру СКГО и САУ) - 10;
- 3) автономную регистрацию текущих значений измеряемых параметров по всем аналоговым и дискретным каналам:
 - общее количество каналов регистрации – 682;
 - период регистрации на контроллерах, с: 0,1; 1; 10;
 - общее время регистрации не менее 10 ч;
- 4) дублирование числа каналов регистрации по ИИС КИПиА;
- 5) количество серверов СУБД – 2;
- 6) рассогласование во временных отсчетах между двумя серверами регистрации - не более 100 мс;
- 7) все АРМ операторов и местные пульты ИИС ИВГ функционально независимы друг от друга;
- 8) время готовности ИИС ИВГ при включении не превышает 30 мин;
- 9) вывод информации на экран коллективного пользования;
- 10) печать отчетов;
- 11) количество одновременно отображаемых параметров на мониторах АРМ и экране коллективного пользования - не менее 50 и не более 300 на одном устройстве;
- 12) архивирование измерительной информации – объем не менее 1 Тб.

Филиалом «Институт атомной энергии» был получен грант Комитета науки Министерства образования и науки Республики Казахстан в рамках конкурса на грантовое финансирование научных исследований на 2012-2014 годы на исследование по теме «Разработка информационно-измерительной системы реакторной установки». В рамках выполнения гранта выполняется первый этап модернизации ИИС, в рамках которого производится модернизация ИИС КИПиА.

Актуальность разработки проекта определяется важностью ИИС для реализации функций обеспечения безопасности любого ядерного реактора, включая реактор ИВГ.1М. Наличие точной оперативной информации о работе реактора является одним из важнейших условий разумной и адекватной реакции операторов и систем автоматического регулирования на любые ситуации, возникающие как в условиях нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях. Поэтому разработка и реализация проекта способствует становлению современной культуры безопасной и надежной эксплуатации не только исследовательского ядерного реактора ИВГ.1М, но и других исследовательских реакторов в Республике Казахстан.

Модернизация позволит создать рабочие места операторов, соответствующие современным требованиям по эргономике, систему аварийной защиты и предупредительной сигнализации, организовать регистрацию данных на сервер СУБД. Предложенные решения лежат в основе создания надёжной ИИС реакторной установки с высокими техническими и эксплуатационными характеристиками.

Данная работа уникальна, так как подобные работы и исследования ранее не проводились применительно к ИИС ядерных исследовательских реакторов Республики Казахстан.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ ПРОТЯЖЁННЫХ ИСТОЧНИКОВ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НЕРАЗРУШАЮЩИМ МЕТОДОМ

В.М. Котов, Ю.Ю. Бакланова, Л.А. Ерыгина, В.И. Супрунов
ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

В настоящей работе находится распределение активности гамма-излучения в протяженном источнике путем измерения интенсивности излучения на его поверхности.

В работе [1] рассматривался вариант измерения относительного распределения активности по длине цилиндрического источника (или иного объемного источника с сечением постоянной геометрии) с учетом вкладов излучения различных участков источника в сигнал детектора с коллиматором.

Вклады различных участков определялись экспериментально. Для этого использовался источник с заведомо постоянной по длине активностью и имитатор с аналогичным содержанием материалов и нулевой активностью.

В более простом варианте, когда источник является линейным с малым самопоглощением и в измерении не используется коллиматор, вклады излучения от соседних участков можно рассчитать аналитически.

Одной из практических задач было определение распределения активности отложений в полости хлоратора после взаимодействия находившегося в нем облученного бериллия с хлором. Хлоратор представляет собой сварную конструкцию из труб диаметром $57 \times 3,5$ мм из стали 12Х18Н10Т (рисунок 1). В нижнем участке хлоратора установлен ложемент с образцами бериллия. На одной из вертикальных секций хлоратора расположен холодильник, на другой - нагреватель.

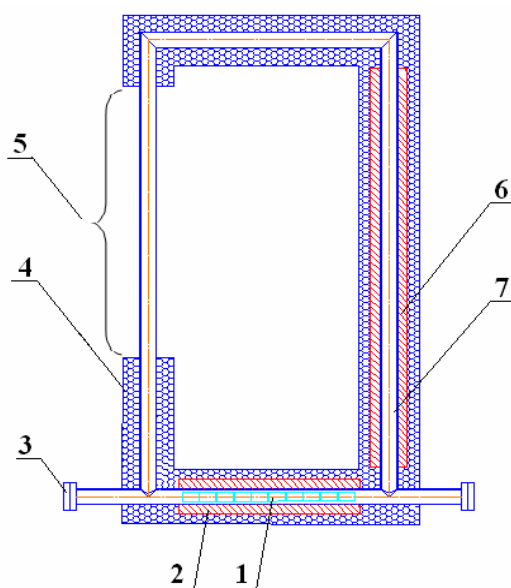


Рисунок 1. Схема хлоратора

1 – образцы бериллия, 2, 6 – нагреватели, 3 – фланец,
4 – теплоизоляция, 5 – холодильник, 7 – контур хлоратора

В ходе эксперимента происходило взаимодействие хлора с бериллием. Образовавшийся хлорид бериллия отложился на внутренних стенках хлоратора. Радиоактивный хлорид кобальта из прореагировавшего бериллия растворялся в хлориде бериллия. Одной из задач исследований было определить количество прореагировавшего бериллия и найти распределение хлоридов по длине участков хлоратора.

Измерения интенсивности гамма-излучения вблизи стенок хлоратора проводились с шагом 10 см радиометром РКС-СОЛО-01. Детектор устанавливался на расстоянии 1,5 см от поверхности стенок хлоратора, что соответствовало расстоянию между центром детектора и осью корпуса хлоратора 5,5 см. В каждой точке проводилось по 6 измерений интенсивности излучения.

На рисунке 2 представлены распределения измеренных значений интенсивности излучения в точках отсчета и расположение нагревателя на нижнем участке. Значения интенсивности по горизонтальным участкам представлены от места входа хлора в хлоратор, а по вертикальным участкам снизу вверх.

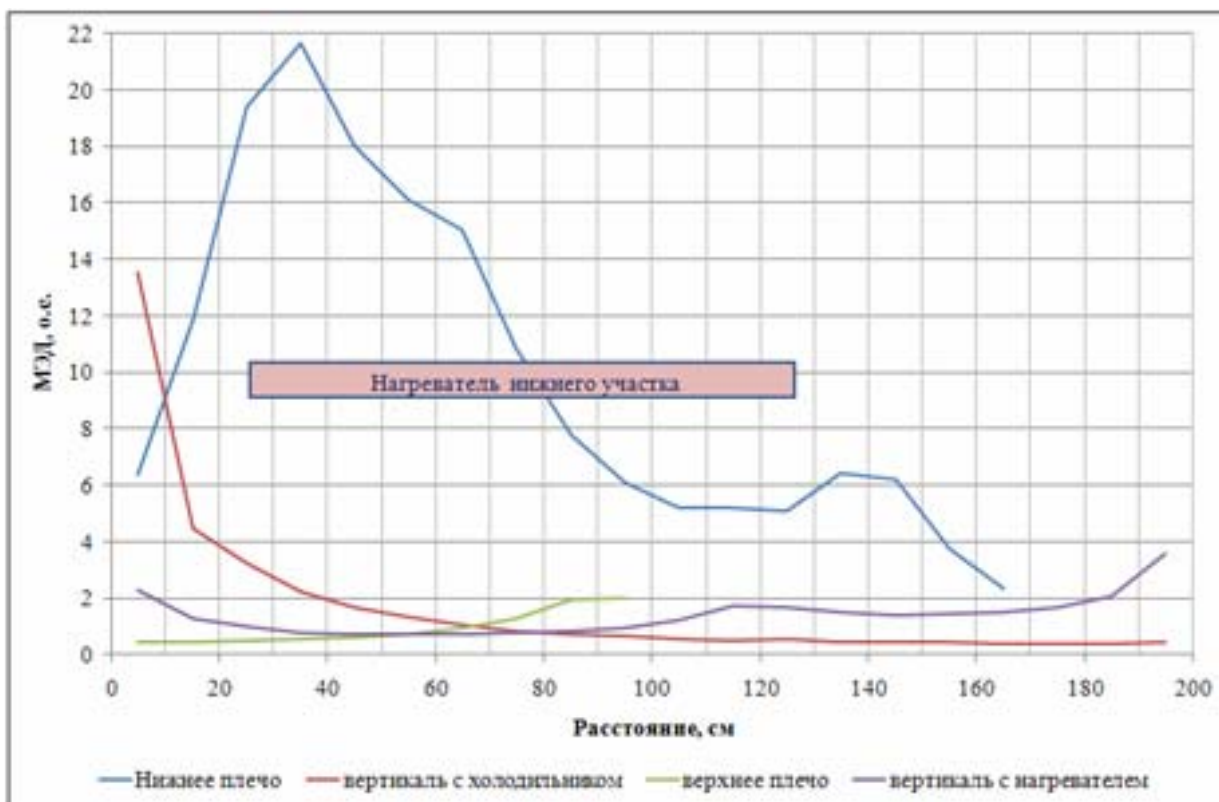


Рисунок 2. Измеренные интенсивности отложений на стенках хлоратора

Характер изменения распределения интенсивности в вертикальных участках хлоратора различен. Интенсивность участка с нагревателем меньше интенсивности участка с холодильником. В участке с нагревателем интенсивность увеличивается с высотой, а в участке с холодильником – падает. Эти различия можно объяснить так. Первое, меньшая температура корпуса участка с холодильником вызывает большую интенсивность осадений. Второе,

конвекционный ток в полости хлоратора направлен снизу вверх на горячем участке и сверху вниз на холодном. Осаждение убывает по ходу тока газа.

Для нахождения распределения активности по длине отдельных участков решались системы уравнений (3):

$$\begin{aligned}
 &K_{11} \cdot A_1 + K_{12} \cdot A_2 + K_{13} \cdot A_3 + \dots + K_{1n} \cdot A_n = P_1 \cdot R \cdot L / \Gamma \\
 &\dots \dots \dots \\
 &K_{n1} \cdot A_1 + K_{n2} \cdot A_2 + K_{n3} \cdot A_3 + \dots + K_{nn} \cdot A_n = P_n \cdot R \cdot L / \Gamma
 \end{aligned}
 \tag{2}$$

где K_{ij} – коэффициент вкладов активности интервала j на измерение МЭД интервала i ;

A_j – активность интервала j , Бк;

P_i – мощность дозы интервала i , Зв/ч;

Γ – гамма-постоянная, Зв·см²/ч·Бк [2, стр.40],

R – расстояние между источником и детектором, м;

L – длина интервала, м.

Алгоритм решения системы уравнений (2) был реализован при помощи математического пакета MathCAD 2001.

На рисунке 3 представлены результаты распределений активности отложений на стенках хлоратора, рассчитанные с помощью метода вкладов. Изменения активности по длине участков стали более резкими, а значения активностей различных участков на их стыке более близкими друг к другу.

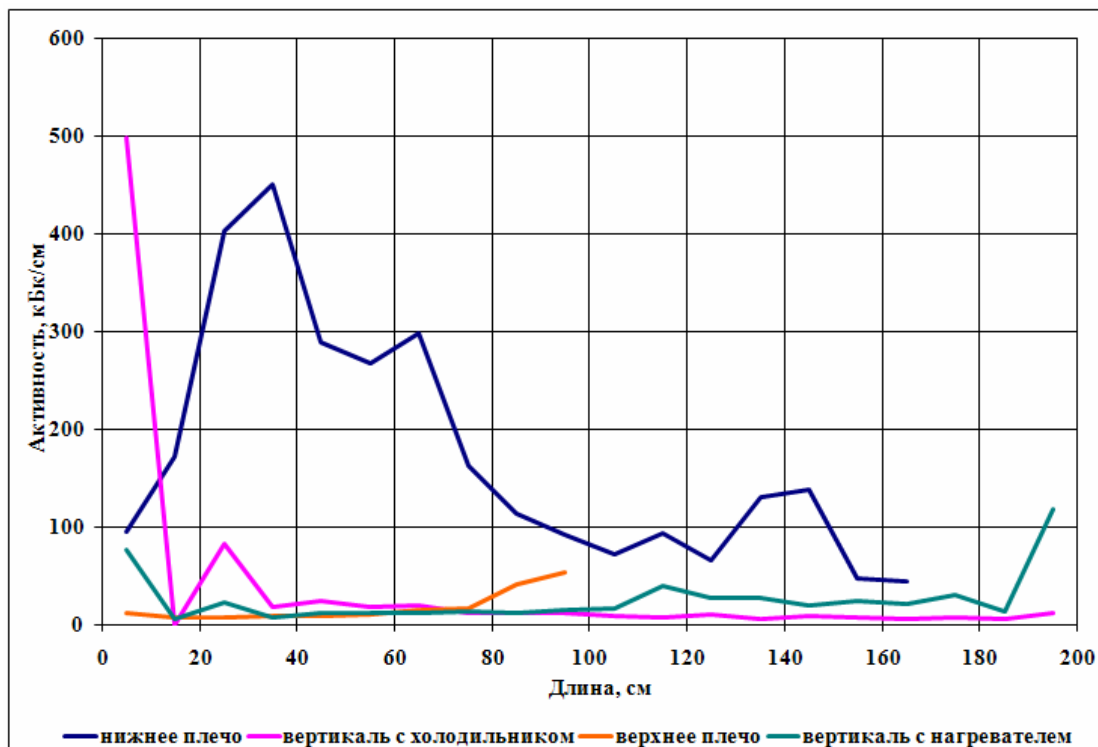


Рисунок 7. Распределения значений активности отложений на стенках хлоратора рассчитанные по методу вкладов

По данным экспериментов [4] доля прореагировавшего бериллия составляет 6,1 %, и находящаяся в хлориде бериллия активность ^{60}Co составляет $1,8 \cdot 10^7$ Бк.

Методика измерения и расчета распределения и суммарной активности в протяженных источниках относится к технологии неразрушающих измерений.

Проведены измерения активности отложений хлоридов, содержащих ^{60}Co , ^{137}Cs после работ по хлорированию облученного бериллия. Определены аналитически коэффициенты вкладов для объемного источника без самопоглощения.

В ходе расчетов получены распределения активности по участкам хлоратора и суммарная активность отложений, которые хорошо согласуются с другими данными, полученными независимыми измерениями.

Предлагаемый способ расчета активности протяженных источников достаточно прост и легко реализуется с помощью современных технических средств.

Литература:

1. **Грознов В.Н., Котов В.М., Парамонов В.В. [и др.]** Измерения распределения активности источников неразрушающим методом // Атомная энергия.– 1979.– Т. 47, вып. 2.– С.118-119.

2. **Моисеев А.А., Иванов В.И.** Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене.– Москва: Атомиздат.– 1974.– 386 с.

3. Transportation of Irradiated Beryllium Samples for Scientific Investigation. Specification of Beryllium Samples and Packaging in Containers // Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Marubeni Utility Services, Ltd.– 2009.

4. **Бакланова Ю.Ю., Котов В.М., Тажибаева И.Л. [и др.]** Отработка технологии получения хлорида из облученного бериллия // Ядерная и радиационная физика: материалы 9-ой междунар.конф.– Алматы.– 2013.– С.68-69.

ПУТИ МОДЕРНИЗАЦИИ СИСТЕМЫ РАСХОЛАЖИВАНИЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М

М.К. Скаков, В.М. Котов, А.В. Пахниц, Н.Е. Мухамедов
ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатова, Республика Казахстан

Система охлаждения реактора ИВГ.1М основана на использовании запаса воды, накопленной в емкости объемом 1500 м³. При этом вода из емкости вначале подается на охлаждение реактора, а затем, после нагрева в реакторе, вновь подается в ту же емкость. Ранее при отработке на реакторе топлива ядерных ракетных двигателей такая схема была оправдана. В нынешних условиях для достижения длительной работы реактора на высоких уровнях мощности такая система охлаждения является несостоятельной по ряду причин:

- длительность работы реактора ограничивается достижением максимально допустимой температуры теплоносителя на его входе;
- возможность проведения повторного пуска ограничивается условиями рассеяния тепловой энергии из объема накопительной емкости, покрытой слоем земляной насыпи;
- в ходе проведения пуска изменение температуры теплоносителя на входе в реактор приводит к изменению реактивности, что ухудшает условия надежной эксплуатации реактора.

Для обеспечения работы реактора в режиме длительной эксплуатации необходимо тепло реактора передавать во внешнюю среду. В условиях площадки «Байкал-1» такой средой может быть только воздух, т.к. вблизи отсутствуют природные водоемы.

Для решения проблемы охлаждения реактора были решены следующие задачи:

- Рассмотрены варианты путей передачи тепла во внешнюю среду.
- Выполнен расчет различных вариантов конструкций теплообменников.
- Выполнен расчет вариантов промежуточного водо-водяного теплообменника, для различных температурных характеристик теплоносителя реактора и внешней среды.
- Осуществлен выбор градирни на основании технических характеристик приемлемых градирен и промежуточных теплообменников.
- Рассмотрены возможности реализации простейшей схемы модернизации системы охлаждения с использованием накопительной емкости и теплообменников с мощностью меньшей мощности реактора для создания запаса работы реактора по времени.
- Выполнен расчет режимов аварийного расхолаживания реактора.

Повышение эффективности работы реактора при использовании предлагаемой модернизации обеспечит возможность повышения энерговыделения в реакторе за счет рассеивания тепловой энергии, а также за счет стабилизации реактивности.

ИЗМЕНЕНИЯ МИКРОСТРУКТУРЫ И ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СТАЛИ МАРКИ 12Х18Н10Т, ОБЛУЧЁННОЙ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ ДО 58,9 СНА В УСЛОВИЯХ, ИМИТИРУЮЩИХ ДЛИТЕЛЬНОЕ СУХОЕ ХРАНЕНИЕ

В.В. Бакланов, Е.Т. Коянбаев, Е.Е. Сапатаев, М.К. Скаков
ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

В институте атомной энергии НЯЦ РК с 2004 года проводятся исследования направленные на изучение структуры и свойств материала облученного чехла ТВС РУ БН-350 во время экспериментов по моделированию условий его длительного сухого хранения. В качестве исследуемого материала в настоящей работе выбраны образцы вырезанные из различных участков грани чехла экспериментального ОТВС ЦЦ-19. За время эксплуатации в реакторе материал ОТВС облучен до максимальной повреждающей дозы 58,9 с.н.а. Температурный диапазон облучения от 280 °С до 450 °С.

Известно, что во время длительного сухого хранения материалы ОТВС подвержены воздействию температуры и механических нагрузок на стенку вызванное остаточным тепловыделением в продуктах деления. В связи с этим моделирование условий длительного сухого хранения проводятся в 2 этапа. На первом этапе определяются закономерности изменения структуры, физико-механических свойств, а так же коррозионного разрушения материалов ОТВС в условиях длительного изотермического отжига. На втором этапе образец подвергается длительному механическому растяжению при повышенных температурах, тем самым моделируется синергетическое воздействие температуры и нагрузки.

На первом этапе испытаний проведено длительное термическое старение образцов облученного и необлученного чехла ТВС в условиях моделирующих штатный и аварийный режимы длительного сухого хранения (в диапазоне температур от 300 до 600 °С в среде аргона и воздуха). Проведены комплексные материаловедческие исследования образцов до и после термических испытаний, состоящих в изучении изменений микроструктуры, определены значения микротвердости, характеристик прочности и пластичности.

Результаты длительного термического старения показали, что на воздухе скорость коррозии облученных образцов больше скорости коррозии необлученных (при 600 °С на 17%, а при 400 °С на 60%), а в среде аргона, наоборот, скорость коррозии необлученных образцов больше, чем облученных. В результате материаловедческих исследований установлено, что в структуре образцов после термических испытаний имеется большое количество мелких дисперсных карбидов типа $Me_{23}C_6$. Механические испытания облученных

образцов до отжига показало наличие эффекта их радиационного упрочнения. Однако длительный отжиг привел к уменьшению их прочности и увеличению пластичности.

На втором этапе проведено термическое старение микрообразцов изготовленных из грани чехла ОТВС ЦЦ-19 вырезанного на участке +175 мм от ЦАЗ в присутствии постоянного механического напряжения. Выбор этого участка был обусловлен его низкой пластичностью и высокой прочностью ($\sigma_b = 1130$ МПа, $\varepsilon \approx 2\%$). В результате постэкспериментальных материаловедческих исследований установлен факт деградации структуры и упрочнение материала во время изотермического отжига в присутствии постоянного механического напряжения.

ИССЛЕДОВАНИЯ ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРЫ СЛАБОУБЛУЧЁННОЙ АУСТЕНИТНОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ТЕРМИЧЕСКОГО СТАРЕНИЯ ПРИ НАЛИЧИИ ПОСТОЯННОЙ МЕХАНИЧЕСКОЙ НАГРУЗКИ

В.В. Бакланов, А.Д. Даулеткелдыев, Е.Т. Коянбаев,
А.Ж. Миниязов, Б.Т. Оразымбеков

ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

В настоящей работе представлены результаты методических экспериментов по исследованию изменений структуры и физико-механических свойств слабооблученных образцов-свидетелей реактора ИВГ1.М во время длительного термического старения в присутствии постоянной нагрузки. Для исследования были выбраны образцы-свидетели реактора ИВГ.1М, изготовленные (1975 году) из стали 08X18H10T. Образцы-свидетели были размещены в ячейке межканального вытеснителя реактора ИВГ.1М на высотах –96 мм и –316 мм от центра активной зоны (Ц.А.З.), где приобрели к моменту выгрузки дозу облучения быстрыми нейтронами $\sim 4 \cdot 10^{18}$ и $4,3 \cdot 10^{19}$ н/см².

В результате комплексных материаловедческих исследований исходного состояния слабооблученных образцов установлено, что микроструктура стали характерна для материала после аустенизации и старения: полиэдральные зерна с небольшим количеством включений вторичных фаз в матрице и на границах зерен. Значение микротвердости слабооблученного образца возросло до 219 кг/мм², то есть наблюдается эффект радиационного упрочнения который составил 6 %. Наличие эффекта упрочнения подтверждается результатами механических испытаний слабооблученного образца при комнатной температуре ($\sigma_{0,2} = 510$ Н/мм², $\sigma_B = 690$ Н/мм²).

Термическое старение образцов проводилась на воздухе при температуре 400 °С. Напряжение, в испытуемых образцах, создавалась приложением постоянной растягивающей нагрузки. Значение нагрузки на образец определялась из условия $0,9 \cdot \sigma_{0,2}$ (условный предел текучести). Длительность испытаний составила 580, 1500, 3000 и 5000 часов. Наиболее длительные испытания (5000 ч.) не привели к разрушению образцов.

Постэкспериментальные материаловедческие исследования образцов состояли в изучении изменений микроструктуры, определении значения микротвердости, характеристик прочности и пластичности. На основании сравнительного анализа результатов структурных исследований образцов после испытаний с различной длительностью установлен факт деградации структуры в виде зарождения и скопления вторичных мелкодисперсных выделений.

Результаты физико-механических испытаний слабооблученных образцов показывают, что с увеличением длительности термического испытания при наличии постоянной растягивающей нагрузки наблюдается некоторое снижение прочностных характеристик материала.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ И ГЕЛИЯ В ОБЛУЧЁННОМ БЕРИЛЛИИ

И.В. Прозорова

ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

Объектом исследования являлся образец бериллия, который находился в качестве образца-свидетеля в реакторе и облучался в течение длительной работы начиная с 1975 года.

Повреждение бериллия в процессе его использования в ядерных реакторах происходит в результате протекания в нем двух первичных процессов: упругого взаимодействия нейтронов с ядрами и ядерных реакций. Облучение бериллия потоком нейтронов с энергией от 0,7 до 20 МэВ приводит к образованию изотопов лития (${}^6\text{Li}$), трития (${}^3\text{H}$) и гелия (${}^3\text{He}$ и ${}^4\text{He}$) в результате реакций (n, α) и $(n, 2n)$. Долговременное накопление газов гелия и трития производит эффект вздутия в образцах, а образовавшиеся ${}^3\text{He}$ и ${}^6\text{Li}$, вызванные реакцией ${}^9\text{Be}(n, \alpha)$, имеют большое сечение поглощения.

Проведено расчетное исследование содержания трития и гелия в образце бериллия, извлеченных из реактора ИВГ.1М, на конец 2010 г. с учетом времени наработки и распада в течение длительной работы реактора (с 1975года).

РЕЗУЛЬТАТЫ РЕСУРСНЫХ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВС РЕАКТОРА ВВР-КН С ТОПЛИВОМ ПОНИЖЕННОГО ОБОГАЩЕНИЯ

Ф.М. Аринкин, Ш.Х. Гизатулин, С.Н. Колточник,
Л.В. Чекушина, П.В. Чакров, Д.А. Накипов, А.А. Шаймерденов

РГП «ИЯФ МИНТ РК», г. Алматы, Республика Казахстан

Исследовательский реактор ВВР-К в Институте ядерной физики (ИЯФ) в г. Алматы, Республика Казахстан, переводится на топливо с обогащением 19,7% по изотопу U-235.

В качестве нового топлива для реактора выбрана тепловыделяющая сборка типа ВВР-КН, содержащая восемь тонкостенных (толщина 1,6 мм) трубчатых твэлов. В марте 2011 года на реакторе ВВР-К были начаты ресурсные испытания трех экспериментальных ТВС (ЭТВС) ВВР-КН, которые были закончены в июле 2013 года. Испытания были разбиты на три этапа, связанные с достижением заданных уровней среднего выгорания в ЭТВС (20, 40 и 60%). В ходе испытаний контролировались: температура теплоносителя на входе и выходе из ЭТВС, уровень радиоактивности теплоносителя и плотность потока нейтронов в облучательном устройстве с ЭТВС.

Все три ЭТВС без замечаний достигли величины выгорания 40%, являющейся гарантийной характеристикой для серийных изделий.

Одна ЭТВС была выгружена из реактора при выгорании ~50% с признаками разгерметизации. Две другие ЭТВС были выгружены из реактора без замечаний в эксплуатации при достижении выгорания ~60%.

В феврале 2014 года в «горячей» камере ИЯФ были проведены послереакторные исследования ЭТВС. В результате исследований был идентифицирован негерметичный твэл и выявлено anomальное формоизменение этого твэла на участке 10-15 см от нижнего торца. Точная причина разгерметизации может быть установлена при проведении разрушающих исследований твэла.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АНО «ЦАБ ИБРАЭ РАН» – автономная некоммерческая организация «Центр анализа безопасности энергетики при Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук» (г. Москва, Россия).

ГНУ «ФТИ НАН Беларуси» – государственное научное учреждение «Физико-технический институт Национальной академии наук Беларуси» (г. Минск, Республика Беларусь).

ГНУ «ОИЭЯИ „Сосны” НАН Беларуси» – государственное научное учреждение «Объединённый институт энергетических и ядерных исследований „Сосны” Национальной академии наук Беларуси», (г. Минск, Республика Беларусь).

Госкорпорация «Росатом» – Государственная корпорация по атомной энергии (г. Москва, Россия).

ЗАО «Акку-Фертриб» – закрытое акционерное общество «Акку-Фертриб» (г. Москва, Россия).

ИАЭ НЯЦ РК – Институт атомной энергии – филиал республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (г. Курчатов, Республика Казахстан).

НИЦ «Курчатовский институт» – Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (г. Москва, Россия).

ОАО «ГНЦ НИИАР» – открытое акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (г. Димитровград, Россия).

ОАО «ИРМ» – открытое акционерное общество «Институт реакторных материалов» (г. Заречный, Россия).

ОАО «НИКИЭТ» – открытое акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала» (г. Москва, Россия).

ОАО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» – открытое акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (г. Обнинск, Россия).

ОАО «ОКБМ Африкантов» – открытое акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород, Россия).

ОИЯИ – Объединённый институт ядерных исследований (г. Дубна, Россия).

РГП «НЯЦ РК» – республиканское государственное предприятие «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (г. Курчатов, Республика Казахстан).

РГП «ИЯФ МИНТ РК» – республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения «Институт ядерной физики Комитета по атомной энергии Министерства индустрии и новых технологий Республики Казахстан» (г. Алматы, Республика Казахстан).

ФГБУ «ПИЯФ» – федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова» (г. Гатчина, Россия).

ФГБОУ ВПО «ФТИ НИ ТПУ» – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Физико-технический институт Национального исследовательского Томского политехнического университета» (г. Томск, Россия).

ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ» – федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (г. Обнинск, Россия).

ФГУП «НИИП» – федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский институт приборов» (г. Лыткарино, Россия).

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

ФГУП «СКЦ Росатом» – федеральное государственное унитарное предприятие «Ситуационно-кризисный центр Росатома» (г. Москва, Россия).

ФГУП «ЦНИИ им. академика А.Н. Крылова» – федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт имени академика А.Н. Крылова» (г. Санкт-Петербург, Россия).

СОДЕРЖАНИЕ

| | |
|--|----|
| О нарушениях в работе исследовательских ядерных установок России за 2009–2013 годы. В.Н. Федулин, Н.Г. Гатауллин, М.К. Виноградов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) | 3 |
| О порядке признания эксплуатирующих организаций. Е.А. Равлина ¹ , М.О. Шведов ² , С.С. Кречетов ² (¹ ФГУП «СКЦ Росатома», г. Москва, Россия; ² Госкорпорация «Росатом», г. Москва, Россия)..... | 4 |
| О состоянии безопасности исследовательских ядерных установок и производств ядерного топливного цикла ОАО «ГНЦ НИИАР» в 2013 году. А.Л. Петелин, В.П. Садулин, В.В. Серебряков, Н.П. Туртаев (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) | 8 |
| Обеспечение безаварийной эксплуатации исследовательских ядерных установок в НИЦ «Курчатовский институт». А.С. Курский, С.Н. Червоноокий, А.С. Соболев (НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия) | 12 |
| Опыт эксплуатации высокопоточного исследовательского реактора СМ и мероприятия по повышению уровня безопасности. С.В. Романовский, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) | 14 |
| Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60, работы по повышению безопасности и продлению срока эксплуатации. Ю.М. Крашенинников, Л.Б. Нечаев, В.Б. Харлов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) | 15 |
| Исследовательская ядерная установка ИБР-2: текущее состояние и основные задачи. А.В. Виноградов (ОИЯИ, г. Дубна, Россия) | 16 |
| Итоги работы исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М за 2013 год. А.В. Мелешко, А.М. Роговский, И.М. Русских, Е.Н. Селезнев, Е.М. Сулимов, В.И. Уваров (ОАО «ИРМ», г. Заречный, Россия) | 17 |

| | |
|--|----|
| Модернизация критических стендов ОАО «ОКБМ Африкантов». А.М. Бахметьев, К.Н. Ильин, А.Г. Васяткин (ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия) | 19 |
| Критические стенды ОАО «ГНЦ НИИАР»: состояние, использование, перспективы. А.Л. Ижутов, С.В. Романовский, А.П. Малков, Д.В. Фомин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)..... | 23 |
| История, термины и концепция культуры безопасности. В.Л. Русаков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) | 24 |
| Опыт внедрения и оценки состояния культуры безопасности. В.Л. Русаков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) | 28 |
| Методические особенности анализа безопасности исследовательских реакторов. А.П. Малков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) | 31 |
| Состояние ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок ФГУП «НИИП» в 2013 году. Д.И. Маркитан, А.С. Грязнов, А.В. Васильев, В.М. Минин (ФГУП «НИИП», г. Лыткарино, Россия) | 34 |
| Расчётные исследования для обоснования повышения плотности потока нейтронов реактора МБИР. В.А. Черный, И.В. Деменева, В.Ю. Стогов (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия) | 35 |
| Опыт вывода из эксплуатации исследовательского реактора АМ (первой в мире АЭС). Л.А. Кочетков, А.В. Жулин, Д.П. Масалов (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия) | 39 |
| Ошибки персонала и проблемы культуры безопасности на исследовательских ядерных установках. Н.Н. Матросова, И.В. Набойщикова, С.Н. Рожновская, Н.Г. Гатауллин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)..... | 41 |
| О состоянии ядерной и радиационной безопасности ядерного реактора ИРТ-Т. И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, О.М. Худолева, П.Н. Худолев (ФГБОУ ВПО «ФТИ НИ ТПУ», г. Томск, Россия)..... | 43 |

| | |
|--|----|
| Модернизация оборудования на исследовательской ядерной установке ВВР-Ц в 2013 году. О.Ю. Кочнов, А.А. Овсянников, А.С. Мызин (ОАО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск, Россия) | 44 |
| Создание на базе ОАО «ГНЦ НИИАР» первой очереди отраслевого центра научно-технической поддержки Госкорпорации «Росатом» по реагированию на чрезвычайные ситуации радиационного характера на исследовательских ядерных установках. К.Г. Бульдин ¹ , В.В. Голушко ¹ , И.И. Семидоцкий ¹ , В.В. Серебряков ¹ , С.Н. Краснопёров ² , И.А. Осипьянц ² , Д.А. Припачкин ² (¹ ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ² АНО «ЦАБ ИБРАЭ РАН», г. Москва, Россия)..... | 45 |
| Оценка результатов экспериментов на уран-гидридциркониевых критических сборках с обогащением 21 и 45 % по урану-235 для получения бенчмарк-данных по критичности. С.Н. Сикорин, С.Г. Мандик, С.А. Полозов, Т.К. Григорович, Ю.В. Доморад, И.С. Солтан, Ю.А. Палагина (ГНУ «ОИЭЯИ „Сосны” НАН Беларуси», г. Минск, Республика Беларусь)..... | 49 |
| Техническое перевооружение и продление назначенного срока эксплуатации комплекса с многоцелевым исследовательским реактором У-3. В.П. Струев, С.М. Рубанов, Ю.В. Киселев, И.В. Кудинович, К.Б. Кондратьев (ФГУП «ЦНИИ им. академика А.Н. Крылова», г. Санкт-Петербург, Россия) | 51 |
| Использование программного комплекса МСУ в задачах перевода исследовательских реакторов на низкообогащённое топливо. С.А. Соколов, А.И. Радаев, О.А. Кравцова, В.А. Лукичев (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, Россия)..... | 52 |
| Состояние ядерной и радиационной безопасности на исследовательских ядерных установках ФГБУ «ПИАФ» НИЦ «Курчатовский институт» в 2013 году. С.Л. Смольский, К.А. Коноплев, А.В. Коротынский, В.П. Мащетов, И.А. Окулов, А.И. Алехин, В.А. Илатовский, А.С. Захаров, А.С. Полтавский (ФГБУ «ПИАФ», г. Гатчина, Россия)..... | 53 |

| | |
|--|----|
| Эксплуатация и совершенствование исследовательских ядерных установок ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ». Итоги 2013 года. М.А. Воинов, С.В. Воронцов, А.А. Девяткин, А.В. Панин, А.А. Пикулев (ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ», г. Саров, Россия) | 54 |
| Промышленные свинцово-кислотные аккумуляторы фирмы «GNB Industrial Power» – подразделения концерна «Exide Technologies». Ю.В. Хотеев (ЗАО «Акку-Фертриб», г. Москва, Россия) | 60 |
| Многоцелевой исследовательский реактор бассейнового типа. И.Т. Третьяков, Н.В. Романова, С.А. Соколов, В.И. Трушкин, Р.П. Куатбеков, О.А. Кравцова, С.В. Осипович, К.А. Никель, А.И. Радаев, А.В. Горячих (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, Россия) | 63 |
| Контроль коррозионного состояния корпуса исследовательского реактора ИГР. И.И. Дерявко, Е.Т. Коянбаев, Е.В. Козловский, А.Д. Даулеткелдыев, А.А. Ермолаев (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан)..... | 67 |
| Состояние технологического канала ВОТК после 14-летней эксплуатации в исследовательском реакторе ИВГ.1М. И.И. Дерявко, В.В. Бакланов, И.М. Кукушкин, А.Н. Стороженко, А.Н. Колбаенков (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан)..... | 71 |
| Состояние хранилища отработавшего ядерного топлива исследовательского реактора ИГР. И.И. Дерявко, В.А. Гайдайчук, В.В. Чернядьев, М.М. Мешин, Е.В. Ненахов (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан)..... | 74 |
| Автоматизированная система управления технологическим процессом переработки натриевого теплоносителя. А.Г. Коровиков ¹ , П.Ю. Кривцов ² , Д.А. Ольховик ¹ (¹ ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан; ² РГП «НЯЦ РК», г. Курчатов, Республика Казахстан)..... | 78 |
| Модернизация информационно-измерительной системы исследовательского реактора ИВГ.1М. Д.А. Ольховик, А.Г. Коровиков, К.А. Гатиятов (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан)..... | 83 |

| | |
|--|----|
| Определение активности протяжённых источников гамма-излучения неразрушающим методом. В.М. Котов, Ю.Ю. Бакланова, Л.А. Ерыгина, В.И. Супрунов (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан) | 87 |
| Пути модернизации системы расхолаживания реактора ИВГ.1М. М.К. Скаков, В.М. Котов, А.В. Пахниц, Н.Е. Мухамедов (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан) | 91 |
| Изменения микроструктуры и физико-механических свойств стали марки 12Х18Н10Т, облучённой быстрыми нейтронами до 58,9 сна в условиях, имитирующих длительное сухое хранение. В.В. Бакланов, Е.Т. Коянбаев, Е.Е. Сапатаев, М.К. Скаков (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан) | 92 |
| Исследования изменения структуры слабооблучённой аустенитной нержавеющей стали после длительного термического старения при наличии постоянной механической нагрузки. В.В. Бакланов, А.Д. Даулеткелдыев, Е.Т. Коянбаев, А.Ж. Миниязов, Б.Т. Оразымбеков (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан) | 94 |
| Определение содержания трития и гелия в облучённом бериллии. И.В. Прозорова (ИАЭ НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан) | 95 |
| Результаты ресурсных реакторных испытаний экспериментальных ТВС реактора ВВР-КН с топливом пониженного обогащения. Ф.М. Аринкин, Ш.Х. Гизатулин, С.Н. Колточник, Л.В. Чекушина, П.В. Чакров, Д.А. Накипов, А.А. Шаймерденов (РГП «ИЯФ МИНТ РК», г. Алматы, Республика Казахстан) | 96 |
| Названия организаций | 97 |

Научное издание

МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

Тезисы докладов

Ответственный за выпуск В.Н. Федулин

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

Подписано в печать 23.05.2014. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. ~ 5. Усл. печ. л. 7,21. Ризография.
Гарнитура «Times New Roman». Тираж 140 экз. Заказ № 420.

Оригинал-макет подготовлен
редакционно-издательской группой ОАО «ГНЦ НИИАР»
433510, Димитровград-10 Ульяновской обл.

Отпечатано в открытом акционерном обществе
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
433510, Димитровград-10 Ульяновской обл.