



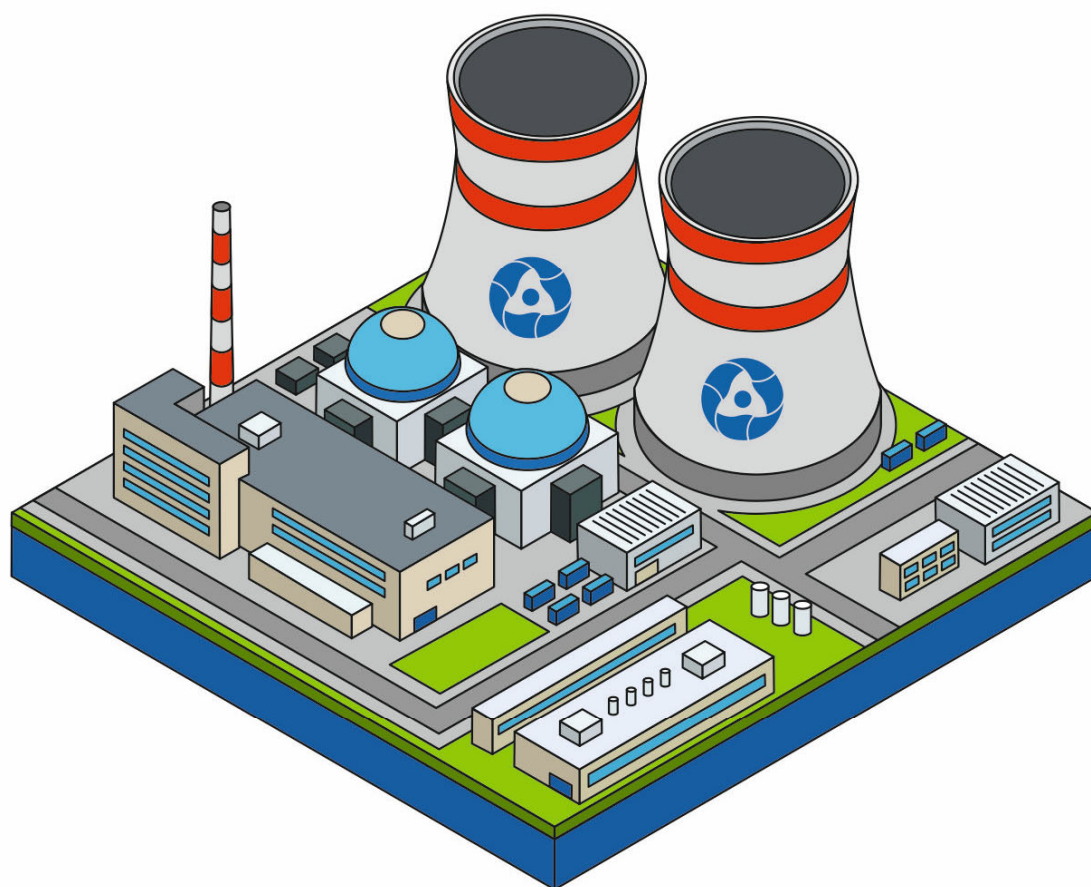
НИИАР
РОСАТОМ



Международная конференция
«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

г. Димитровград,
19–21 мая 2021 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ



Димитровград
2021

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

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

МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

(г. Димитровград, 19–21 мая 2021 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2021

УДК 621.039.58
ГРНТИ 58.33.02
ББК 31.46

Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 19–21 мая 2021 г.: тезисы докладов [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (~ 2,5 Мб). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 41 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на Международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 19–21 мая 2021 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). Целью конференции было обсуждение опыта эксплуатации и анализ состояния ядерной и радиационной безопасности реакторов. На конференции рассматривались следующие вопросы, касающиеся исследовательских ядерных установок:

- ◆ опыт эксплуатации и вывода из эксплуатации (состояние ядерной и радиационной безопасности, барьеров безопасности, дозовые нагрузки и т. д.);
- ◆ мероприятия по повышению ядерной и радиационной безопасности;
- ◆ модернизация и реконструкция ядерных установок и сооружение новых;
- ◆ экспериментальные возможности использования;
- ◆ вопросы повышения культуры безопасности и подготовки персонала (состояние, проблемы, предложения);
- ◆ обращение с отработавшим ядерным топливом (состояние хранилищ, схемы обращения с топливом и вопросы безопасности при обращении с ним, проблемы).

В сборнике, предназначенном для специалистов по эксплуатации исследовательских ядерных установок, представлены тезисы докладов соответствующей тематики.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

© Акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (АО «ГНЦ НИИАР»), 2021

ISBN 978-5-94831-199-9

АНАЛИЗ НАРУШЕНИЙ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

На 01.01.2020 в России эксплуатируются 63 исследовательские ядерные установки, из них 45 действующих, 5 находящихся на консервации, 11 выводящихся из эксплуатации, 2 строящихся.

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

ИЯУ эксплуатируются восемнадцатью предприятиями России. За рассматриваемый пятилетний период на восьми предприятиях России зафиксировано 29 нарушений, классифицированных по НП-027-10 [1].

Таблица 1

Распределение нарушений в работе ИЯУ предприятий России в 2015–2019 годах

№ п/п	Предприятие	ИЯУ	Количество нарушений на ИЯУ					Количество нарушений на предприятии				
			2015	2016	2017	2018	2019	2015	2016	2017	2018	2019
Предприятия Госкорпорации «Росатом»												
1	ГНЦ НИИАР	РБТ-10/2	1	0	0	0	0	2	1	2	0	2
2		БОР-60	1	0	1	0	0					
3		ВК-50	0	0	1	0	2					
4		СМ-3	0	1	0	0	0					
5	ИРМ	ИВВ-2М	2	1	0	1	2	2	1	0	1	2
6	ОКБМ Африкантов	СТ-1125	0	1	0	0	0	0	1	0	0	0
7	НИФХИ	ВВР-ц	1	0	1	0	0	1	0	1	0	0
8	ГНЦ РФ ФЭИ	БФС-1	0	0	0	0	1	0	0	0	0	1
Итого по Госкорпорации «Росатом»			5	3	3	1	5	5	3	3	1	5
Предприятия других ведомств												
9	ОИЯИ	ИБР-2	2	1	1	2	0	2	1	1	2	0
10	ФТИ ТПУ	ИРТ-Т	0	1	0	1	0	0	1	0	1	0
11	НИЦ «КИ»	ИР-8	1	0	0	0	0	1	0	0	0	0
12	ПИЯФ	ВВР-М	2	0	0	0	0	2	0	0	0	1
13		ПИК	0	0	0	0	1					
Итого по предприятиям других ведомств			5	2	1	3	1	5	2	1	3	1
Всего по России			10	5	4	4	6	10	5	4	4	6

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

За 2019 год произошло шесть нарушений в работе ИЯУ, категорированных по НП-027-10.

Согласно НП-027-10 произошедшие шесть нарушений классифицированы категориями: П03 (повреждение тепловыделяющих сборок, твэлов и радиационных источников...), П05 (...нарушения в работе технологического и (или) электротехнического оборудования...), П08 (...отклонения в работе системы управления и защиты, технологических защит и блокировок...) и П09 (...нарушение электроснабжения в пределах эксплуатационной ответственности эксплуатирующей организации...).

Нарушения в 2015–2019 годах проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни. Произошло облучение персонала, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности.

РЕАЛИЗАЦИЯ ПРОЕКТА ПО МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В докладе приведена информация о целях и основных технических решениях по модернизации активной зоны высокопоточного исследовательского реактора СМ-3.

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

Замена активной зоны и внутрикорпусных устройств, применение новых исполнительных механизмов рабочих органов и комплекса электронной аппаратуры СУЗ повышает эксплуатационную надежность реактора, позволяет продлить срок его эксплуатации за горизонт 2040 года.

Представлен ход работ по реализации дорожной карты проекта модернизации, в соответствии с которой реактор был остановлен в начале июля 2019 года, все работы выполнены в установленные сроки.

Приведена информация о программе исследований нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик модернизированной установки для подтверждения проектных характеристик.

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

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

ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва, Россия

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

По итогам анализа документов МАГАТЭ и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, в том числе устанавливающих требования по обеспечению безопасности исследовательских ядерных установок, разработан стратегический план реализации Концепции совершенствования нормативно-правового регулирования безопасности и стандартизации в области использования атомной энергии на 2021-2031 годы, утвержденный заместителем руководителя Ростехнадзора А.В. Ферапонтовым.

В докладе представлена актуальная информация о текущем статусе разработки и утверждения проектов федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в соответствии с указанным стратегическим планом. В частности, в настоящее время на этапе утверждения находятся проекты изменений в НП-027-10 «Положение о порядке учета и расследования нарушений в работе исследовательских ядерных установок» и НП-009-17 «Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов», а также завершена разработка проекта новых федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Требования к управлению ресурсом систем и элементов, важных для безопасности исследовательских ядерных установок».

Также в докладе представлена информация о проблемах регулирования безопасности исследовательских ядерных установок с реакторами, в которых используется расплав солей ядерных материалов в качестве топлива и теплоносителя, а также о возможных подходах к эффективному регулированию безопасности таких установок и необходимых изменениях нормативной правовой базы Российской Федерации в области использования атомной энергии.

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

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Решение о создании многоцелевого высокопоточного исследовательского реактора на быстрых нейтронах было принято на заседании НТС № 1 ГК «Росатом» 22 ноября 2007 г. Основанием для реализации проекта является ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 - 2015 годов и на перспективу до 2020 года», утвержденная постановлением Правительства РФ от 03.02.2010 № 50.

Наличие экспериментальной базы, включающей в себя материаловедческий комплекс по исследованию конструкционных материалов и топливных композиций, опытное производство по изготовлению ТВЭЛов, комплекс по производству радиоизотопной продукции медицинского и общепромышленного назначения, обусловило научную необходимость, экономическую целесообразность и техническую возможность размещения МБИР именно на площадке АО «ГНЦ НИИАР».

Целью сооружения МБИР является создание высокопоточного исследовательского реактора на быстрых нейтронах с уникальными потребительскими свойствами для реализации следующих задач: проведение реакторных и послереакторных исследований, производство электроэнергии и тепла, отработка новых технологий производства радиоизотопов и модифицированных материалов, испытания и апробация новых типов оборудования различных технологических систем.

Проект создания МБИР базируется на положительно зарекомендовавших себя технологиях и конструкциях РУ БОР-60, в проектные основы заложено применение трехконтурной схемы передачи тепла от реактора к окружающей среде. В качестве теплоносителя I и II контура применяется натрий, III контура – вода-пар.

Проектом МБИР предусмотрены технические средства и защитные мероприятия, обеспечивающие ограничение радиационного воздействия при любой потенциально возможной аварии территорией санитарно-защитной зоны. Для обеспечения надежной и безопасной эксплуатации реактора МБИР предусматривается максимально возможное использование референтных решений.

Создание МБИР позволит расширить экспериментальную базу отечественной атомной энергетики, даже с учётом вывода из эксплуатации действующего исследовательского реактора БОР-60, и обеспечить отрасль экспериментально-исследовательскими ресурсами, необходимыми для обоснования и сопровождения проектов инновационных и эволюционных реакторных технологий.

При поддержке Госкорпорации «Росатом» на базе реактора МБИР создаётся Международный Центр Исследований (МЦИ МБИР).

Обязательные лицензионно-разрешительные процедуры, позволяющие приступить к основному периоду строительства МБИР, завершились с получением лицензии на право сооружения. 11 сентября 2015 г. прошла торжественная церемония заливки «первого бетона», дан официальный старт работам по бетонированию фундаментной плиты главного здания.

В настоящее время по разным блокам главного здания ИЯУ МБИР достигнуты отметки от 0,0 до плюс 13,2 м.

Продолжается изготовление длинноциклового оборудования. В 2019 году было завершено изготовление корпуса реактора.

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

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

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

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, Ю.М. Крашенинников,
И.Ю. Жемков, В.Б. Харлов

АО «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.

Реакторная установка (РУ) БОР-60 надёжно и эффективно эксплуатируется в течение 51 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 2020 году.

Коротко рассмотрены основные направления проводимых экспериментальных работ и приведена информация о загрузке реактора экспериментальными устройствами.

Приведены результаты работ по повышению безопасности и обоснованию продления срока эксплуатации элементов и систем РУ. В докладе представлены работы по проекту технического перевооружения ИЯУ БОР-60. Основными задачами данного проекта являются продление срока эксплуатации реакторной установки и повышение безопасности. Кратко приведены результаты, проведенного в 2019 году, комплексного обследования технического состояния и оценка остаточного ресурса оборудования и систем, важных для безопасности ИЯУ БОР-60.

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

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

ПРОБЛЕМЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА БР-10

В.Б. Смыков¹, А.В. Журин¹, М.В. Удалая²

¹АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск, Россия

²Госкорпорация «Росатом», г. Москва, Россия

В ГНЦ РФ-ФЭИ исследовательский реактор БР-10 был окончательно остановлен в декабре 2002 года после 43 лет эксплуатации. В 2003 году последняя активная зона реактора была выгружена. В период 2012-2016 были отмыты от натрия ОТВС БР-10 и затем отправлены на переработку на ПО «МАЯК». В настоящее время БР-10 эксплуатируется в режиме окончательного останова для переработки накопленных отработанных РАО щелочных теплоносителей.

За годы эксплуатации на БР-10 накопилось приблизительно 18-19 м³ щелочных металлов (Na 1 и 2 контуров, сплав Na-K с примесью ртути), использовавшихся в качестве жидкометаллического теплоносителя в 1 и во 2 контурах реактора и в отдельном оборудовании. Эти отходы щелочных металлов образовались в результате трёхкратной замены теплоносителей в реакторе.

Для переработки Na и сплава Na-K на БР-10 был выбран метод твёрдофазного окисления (ТФО) отвальным шлаком медеплавильного производства. В процессе отработки технологии была экспериментально доказана полная

переработка Na и сплава Na-K в твердый минерало-подобный продукт, водородная безопасность процесса ТФО. На основе полученных результатов был разработан, изготовлен и пущен в эксплуатацию модуль МАГМА-ТФО производительностью переработки 50 литров радиоактивного Na за одну загрузку. На модуле МАГМА-ТФО переработан весь радиоактивный натрий 2-го контура (около 5,4 м³), начата переработка радиоактивного натрия 1-го контура.

Для решения проблемы нейтрализации недренируемых остатков Na в отдельном оборудовании реактора было исследовано применение газовых смесей на основе закиси азота N₂O, при взаимодействии которой с натрием не выделяется взрывоопасный водород. На основании полученных научных результатов был разработан, изготовлен и пущен в эксплуатацию модуль ЛУИЗА-РАО для обезвреживания недренируемых остатков радиоактивного натрия в отработанных ХЛО 1-го и 2-го контура и в сливных баках 2-го и 1-го контуров. На модуле ЛУИЗА-РАО обезврежены 2 отработанные ХЛО 2-го контура, 5 ХЛО 1-го контура и 2 бака.

Для решения проблемы очистки сплава NaK₂Hg от ртути был найден метод из области жидкометаллической хроматографии – в качестве селективного к ртути сорбента был применен металлический магний при прокачке через него тройного сплава NaK₂Hg. Исследования и стендовые испытания метода дали весьма обнадеживающий практический результат: при однократной фильтрации сплава NaK₂Hg через магниевый сорбент степень очистки сплава от ртути достигала 96-98%. На основании полученных результатов был разработан, изготовлен и смонтирован на ИР БР-10 модуль ГЕТТЕР. В дальнейших исследованиях было показано, что насыщенный ртутью магниевый сорбент можно безопасно утилизировать, выделив из него ртуть в виде нерастворимого твердого осадка, состоящего из киновари HgS (природный минерал).

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

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

ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск, 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. После продления срока эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т до 2035 года, эксплуатирующая организация продолжает выполнение программы управления ресурсом оборудования и систем важных для безопасной эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, а также управления ресурсом зданий и сооружений. Внесены изменения в системы важные для безопасной эксплуа-

тации и улучшающие работу этих систем, а также повышающие устойчивость работы реакторной установки в целом. Начато сооружение трех новых экспериментальных для фундаментальных и прикладных исследований, в том числе канала 230 мм для ядерного легирования слитков полупроводникового кремния большого диаметра. Проведены подготовительные мероприятия для переработки 300 м³ ЖРО в летний период 2021 года

МОДЕРНИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ АВАРИЙНОЙ СИГНАЛИЗАЦИИ О ВОЗНИКНОВЕНИИ САМОПОДДЕРЖИВАЮЩЕЙСЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ В ХРАНИЛИЩЕ «СВЕЖЕГО» ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

И.В. Давтян, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск, Россия

Представлены результаты работ по модернизации системы аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции (далее – САС СЦР) в хранилище «свежего» ядерного топлива (далее – хранилище) на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т (далее – ИЯР ИРТ-Т). Описаны основные особенности проектирования системы. Определены границы ядерно-опасной зоны (ЯОЗ), места размещения блоков детектирования СЦР с выбором порога срабатывания. Разработан комплекс технических средств САС СЦР на базе измерителя-сигнализатора аварийного ДРГ-1МК-02, производства ПАО ПЗ «Сигнал» г. Обнинск.

Хранилище входит в систему хранения и транспортирования ядерного топлива исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, расположено в здании реактора и предназначено для хранения ТВС после получения их с завода-изготовителя до загрузки в активную зону реактора.

В соответствии с п.4.1.9 НП-061-05 [3] хранилище, должно быть оборудовано САС СЦР с целью защиты работников в случае ядерной аварии вследствие возникновения СЦР путем немедленной эвакуации персонала из ЯОЗ в пункт сбора и ограничения доступа в ЯОЗ. САС СЦР обеспечивает обнаружение СЦР в хранилище ИЯР ИРТ-Т и формирует световые и звуковые аварийные сигналы о необходимости эвакуации персонала из ЯОЗ в пункт сбора.

САС СЦР в соответствии с НП-016-05 [2] по своему назначению является системой нормальной эксплуатации, важной для безопасности. С каждым годом к ней выдвигаются все более жесткие требования, которые регламентируются СТО 95 12004-2017 [1]. В настоящее время на ИЯР ИРТ-Т ведутся работы по ее модернизации.

В рамках модернизации системы, специалистами ПАО «Приборный завод «Сигнал»» разработана проектная и рабочая документация.

Проектная документация успешно прошла экспертизу и получила положительное экспертное заключение по ядерной безопасности ОЯБ АО «ГНЦ

РФ-ФЭИ». Проектом предусмотрена одна точка контроля, расположенная в помещении хранилища.

В соответствии с требованиями п. 4.2 СТО 95 12004-2017 [1], при проектировании системы были определены границы ЯОЗ и зоны наибольшей опасности при возникновении СЦР, а также ее порогов срабатывания.

Базовым элементом и самодостаточной точкой контроля САС СЦР выбран измеритель-сигнализатор аварийный ДРГ-1МК-02 (далее – измеритель). Измеритель имеет Сертификат Соответствия ОИАЭ, действующий на весь срок эксплуатации измерителя. Дополнительно предусмотрена функция непрерывного дистанционного контроля мощности дозы гамма-излучения в месте размещения блоков детектирования СЦР для диагностики извне ЯОЗ радиационной обстановки, в том числе после СЦР.

Разработанный комплекс технических средств САС СЦР на базе измерителя-сигнализатора аварийного ДРГ-1МК-02, соответствует существующей нормативно-правовой базе, регламентирующей вопросы проектирования и эксплуатации САС СЦР и отвечает последним стандартам в этой области. В 2021 году планируется закупка оборудования, монтаж и сдача в эксплуатацию.

Ключевые слова: система аварийной сигнализации, самоподдерживающаяся цепная реакция, ИЯР ИРТ-Т, хранилище «свежего» ЯТ, ядерно-опасная зона.

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТЯЖЁЛОВОДНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» — ИТЭФ: ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ, ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

И.В. Медников

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

В докладе приведена информация об организационных и технических мерах, направленных на обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации тяжеловодного исследовательского ядерного реактора НИЦ «Курчатовский институт» - ИТЭФ (ТВР).

Приведены общие сведения о номенклатуре радиоактивных отходов (РАО), образующихся при выводе из эксплуатации, представлена информация о технологических решениях, применяемых при демонтаже конструкций реактора. Приведен перечень систем и оборудования реактора, демонтированных в ходе выполнения работ по выводу из эксплуатации в период 1987-2021 гг., а также перечень оборудования, демонтаж которого предполагается осуществить в рамках выполнения работ по выводу из эксплуатации ТВР.

Эксплуатировавшийся в период 1949-1987 гг. реактор ТВР является первым тяжеловодным исследовательским реактором, созданным в Советском Союзе. В дальнейшем аналогичные установки были построены советскими специалистами в Югославии (1959 г., тяжеловодный реактор РА в Институте ядерных исследований «Винча», Сербия) и Китайской Народной Республике (1957 г., HWR-101, Китайский институт атомной энергии). После прекращения эксплуатации реактора в 1987 г. был демонтирован ряд систем и оборудования ТВР, включая активную зону. В период 2016-2021 гг. проведено комплексное инженерное и радиационное обследование ТВР, разработан проект вывода из эксплуатации. Комплекс мероприятий по выводу из эксплуатации ТВР планируется завершить в 2025 г.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ВОДНОЙ СРЕДЕ АВАРИЙНОГО ПРОЦЕССА АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ С РЕАКТОРАМИ ВВЭР

А.Н. Иванова¹, А.А. Слободов², А.В. Гаврилов³, В.Г. Крицкий³

¹ ФГАОУ ВО «НИУ ИТМО», г. Санкт-Петербург, Россия

² ФГБОУ ВО «СПбГИ (ТУ)», г. Санкт-Петербург, Россия

³ АО «Атомпроект», г. Санкт-Петербург, Россия

Полученные результаты дают детальную картину химических взаимодействий в отличие от ограниченных опытных данных, что позволяет выделить основу для оптимизации водно-химического режима (ВХР).

Введение. Исследование и оптимизация ВХР АЭС осложняется многообразием протекающих химических взаимодействий, высокими температурами, процессами радиолиза, возможными отклонениями ВХР от регламента, что может привести к возникновению аварийных ситуаций. Лишь детальное исследование всего комплекса химических взаимодействий позволяет изучить причины отклонений от регламента и необходимые мероприятия по их устранению. Экспериментальное изучение процессов существенно затруднено и ограничено получением лишь единичных характеристик типа показателя рН среды. Использование моделирования отдельных процессов энергоблоков АЭС с помощью термодинамического подхода в целом должно обеспечить помимо вышеуказанного повышение безопасности эксплуатации и сокращение затрат при проведении на всех этапах жизненного цикла. Цель работы - исследовать все многообразие взаимодействий, изучить детальный состав среды, выявить закономерности взаимодействий в зависимости от состава и температуры, а также создать основу для оптимизации ВХР в первую очередь для аварийных ситуаций с нерегламентированным попаданием в водную среду неконтролируемых примесей (например, соляной и азотной кислот), обеспечение слабощелочной среды при значении рН в диапазоне от 7.0 до 8.0 в аварийном бассейне при тя-

желой аварии, сопровождающейся отказом САОЗ (система аварийного охлаждения активной зоны).

Основная часть. Тяжелая авария характеризуется значительным повреждением активной зоны, а наиболее значимая характеристика – это существенное повышение температуры над активной зоной выше регламентированной. Один из вероятных сценариев, в результате чего возникает тяжелая авария – это отказы системы безопасности и / или ошибки операторов, в результате чего нарушается функция отвода тепла от активной зоны реактора. Необходимо выявить закономерности протекающих физико-химических процессов в температурном диапазоне от 25 °С до 350°С, а также изучить водную среду аварийного бассейна, состоящую из следующих компонентов: H_2O - H_3BO_3 - KOH - H_2 - NH_3 - HCl - HNO_3 . Для выявления закономерностей в водной среде нужно найти ее равновесный состав. В условии равновесия при постоянных значениях температуры и давления все процессы протекают в направлении уменьшения энергии Гиббса системы. Выбран эффективный метод, основанный на термодинамическом подходе, применяемый с использованием программной информационной системы. Состоянию равновесия системы отвечает экстремальная точка соответствующей (характеристической) термодинамической функции этой системы. При постоянстве температуры T и давления P в системе общие условия равновесия соответствуют минимуму ее энергии Гиббса G и могут быть представлены в виде следующей задачи условной минимизации, где второе из уравнений означает условие материального баланса, а третье – условие неотрицательности:

$$\begin{cases} G = \sum_{i=1}^n \mu_i y_i \equiv \sum (\mu_i^0 + RT \ln \gamma_i x_i) y_i \rightarrow \min_{\{y_i\}} \\ \sum_{i=1}^n a_{ij} y_i = y_j^0, j \in 1 : m \\ y_i \geq 0, i \in 1 : n \end{cases}$$

где $y_j^0 (j \in 1 : m)$ - заданные мольные количества базисных элементов; $\{a_{ij}\}_{n \times m}$ - стехиометрическая матрица системы, выражающая все компоненты системы через базис; $y_i, \mu_i, \mu_i^0 (i \in 1 : n)$ - искомые количества (моль, г и др.) компонентов системы, их химические и стандартные химические потенциалы соответственно; $x_i, \gamma_i (i \in 1 : n)$ - концентрации и соответствующие (используемой концентрационной шкале) коэффициенты активности компонентов системы.

Результаты моделирования системы. На рисунке, приведенном ниже, показан один из результатов для типичного состава водной среды при аварийной ситуации при изменении температуры. Данные графика дают общую картину по химическому взаимодействию компонентов водной среды. Среда носит слабощелочной характер, основные свойства увеличиваются с возрастанием температуры, значение рН в районе 8. По гидроксиду калия видно, что при увеличении температуры степень диссоциации ослабевает, и образуется заметное количество KOH . Также с ростом температуры ослабевает полиядерный гидролиз борной кислоты. Концентрация KCl растет. Жирными линиями выделены концентрации ионов водорода и ионов гидроксида.

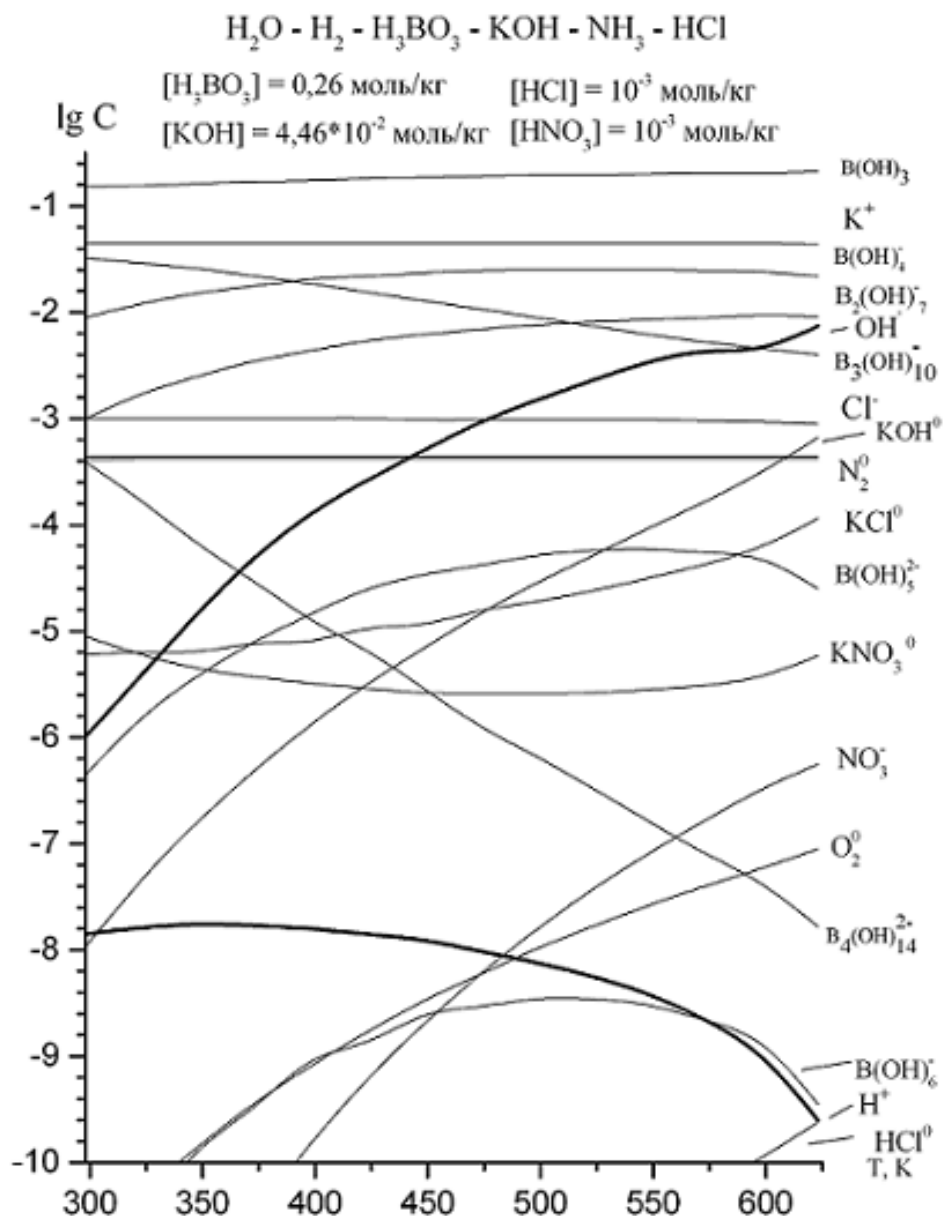


Рисунок 1. Влияние температуры на химические взаимодействия при типовом составе для аварийного режима

Выводы. Получены закономерности по влиянию температуры на химию взаимодействий и на детальный ионно-молекулярный состав водной среды аварийного бассейна (в том числе рН). Опытные данные дают, как правило, значение только по рН. Результаты позволяют обеспечить необходимые условия для поддержания слабощелочного рН около 8, необходимого по регламенту, с целью последующей минимизации процессов коррозии. Это дает основу для разработки оперативных мероприятий для ликвидации последствий аварии. Результаты расчетов хорошо согласуются с литературными данными. Программный информационный комплекс позволяет проводить расчетную оценку процессов, протекающих в защитной оболочке реактора в условиях аварийных режимов на АЭС.

КОНЦЕПЦИЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СЕВАСТОПОЛЬСКОГО ГОСУДАРСТВЕННОГО УНИВЕРСИТЕТА

А.С. Самчук

ФГАОУ ВО «СевГУ», г. Севастополь, Россия

Свидетельством, выданным Министерством образования и науки Российской Федерации от 07.06.2016 № МОН-АЭ043/10, ФГАОУ ВО «Севастопольский государственный университет» (далее – СевГУ) признан организацией, пригодной эксплуатировать объекты использования атомной энергии: ядерные установки – исследовательский ядерный реактор ИР-100, критический ядерный стенд «Стенд физический», подкритический ядерный стенд; пункты хранения радиоактивных отходов; комплекс лабораторных помещений, предназначенных для работы с радионуклидными источниками, а также осуществлять деятельность в области использования атомной энергии.

Для осуществления видов деятельности, указанных в Свидетельстве, необходимо иметь разрешения (лицензии) на право ведения работ в области использования атомной энергии. В настоящее время разработаны комплекты документов и организована работа по экспертизе комплекта документов для получения соответствующих лицензий.

Исследовательские ядерные установки (далее – ИЯУ) СевГУ, в соответствии с приказом ректора от 14.03.2017, переведены в режим длительного останова.

В соответствии с п.5.2.4 Федеральных норм и правил НП-033-11 «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» режим окончательного останова ИЯУ вводится по решению органа управления использованием атомной энергии (Минобрнауки России).

На настоящий момент распорядительный документ Минобрнауки России о выводе из эксплуатации ядерных установок СевГУ отсутствует.

На ИЯУ проведены комплексные обследования, по результатам которых получено решение о продлении срока эксплуатации до 2034 года.

В процессе проведения комплексного обследования была актуализирована Концепция вывода из эксплуатации (далее - ВЭ) ИЯУ СевГУ.

Согласно отраслевой «Концепции вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения» (приложение к приказу Госкорпорации «Росатом» от 15.07.2014 № 1/645-П) вывод из эксплуатации ЯРОО может осуществляться на основе одного из следующих базовых вариантов: ликвидация или захоронение на месте.

Реализация варианта «Захоронение на месте» предусматривает последовательный перевод объекта в пункт размещения особых РАО, а затем в пункт консервации особых РАО. Этот перевод осуществляется путем создания в таком

пункте барьеров для обеспечения безопасности, изолирующих радиоактивные отходы от окружающей среды в течение периода их потенциальной опасности. При реализации данного варианта вывода из эксплуатации объект (при наличии соответствующих обоснований и разрешительных документов) должен быть передан Национальному оператору в качестве пункта консервации особых РАО. В соответствии с «Критериями отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам», утвержденными Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069, радиоактивные отходы, образующиеся при выводе из эксплуатации неаварийных ЯРОО, не относятся к особым РАО, то есть вариант «захоронение на месте» для ИР-100, КЯС «СФ» и ПЯС в Концепции не рассматривается.

Вывод из эксплуатации ИЯУ СевГУ – это деятельность, которая осуществляется после окончательного останова объекта и исключает его использование по проектному назначению. При этом эксплуатирующая организация должна обеспечить безопасность персонала, населения и окружающей среды вплоть до достижения обоснованного конечного безопасного состояния объекта.

Показатели и характеристики конечного состояния ИЯУ после вывода из эксплуатации должны дать возможность освобождения объекта из-под контроля органов государственного регулирования в части ядерной и радиационной безопасности.

Порядок выполнения организационно-технических мероприятий определяется Приказом ГК «Росатом» от 30.06.2008 № 232дсп «О временном порядке организации работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии», согласно которому основные работы по подготовке к ВЭ и ВЭ ИЯУ можно разделить на следующие этапы:

- 1) Этап подготовки к ВЭ:
 - мероприятия до окончательного останова;
 - мероприятия после окончательного останова.
- 2) Этап основной:
 - мероприятия по подготовке к ликвидации;
 - ликвидация.
- 3) Этап заключительный.

Решение о завершении работ по каждому отдельному этапу и выводу из эксплуатации принимает эксплуатирующая организация по согласованию с Государственными органами надзора.

Критерием завершения работ этапа или вывода из эксплуатации в целом является достижение конечного состояния, определенного Проектом вывода из эксплуатации ИЯУ.

Результаты обследования по завершению каждого этапа вывода из эксплуатации должны быть документально оформлены, зарегистрированы в установленном порядке и сохранены в информационную систему по выводу из эксплуатации ИЯУ.

В связи с вышеизложенным, вариант «захоронение на месте» для ИЯУ «Исследовательский ядерный реактор ИР-100» в настоящей концепции не рассматривается.

Ликвидация может быть реализована по вариантам:

- немедленный демонтаж оборудования, систем, конструкций;
- отложенный демонтаж оборудования, систем, конструкций – не рассматривается в настоящей концепции, так как наведенная активность элементов реактора ИР-100 мала, выдержка конструкций в течение длительного времени для спада активности нецелесообразна.

Вывод из эксплуатации реактора ИР-100 по варианту «ликвидация» может осуществляться по следующим подвариантам:

Вариант 1: частичная ликвидация технологических систем и элементов реактора ИР-100 с изменением статуса ЯРОО предусматривает частичное выполнение работ, обусловленных радиационной безопасностью и экономической целесообразностью, по дезактивации и демонтажу оборудования, систем, конструкций, содержащих радиоактивные вещества, частичную ликвидацию радиоактивных загрязнений с целью изменения статуса ЯРОО, эксплуатацию вновь образованного ЯРОО и последующего вывода его из эксплуатации.

Вариант 2: полная ликвидация технологических систем и элементов реактора ИР-100 (со сносом сооружений № 2, № 3 и № 8) предусматривает выполнение работ по дезактивации и демонтажу оборудования, систем, конструкций, содержащих радиоактивные вещества, ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого в соответствии с действующими нормами уровня, обращение с РАО, включая их удаление с территории ИЯУ, и приведение зданий, сооружений и площадки ИЯУ в радиационно-безопасное состояние, с целью снятия ЯРОО с регулирующего контроля государственных органов.

Вариант 3: полная ликвидация всех систем и элементов объекта, включая строительные конструкции всех зданий и сооружений, предусматривает выполнение работ по дезактивации и демонтажу оборудования, систем, конструкций, содержащих радиоактивные вещества, ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого в соответствии с действующими нормами уровня, обращение с РАО, включая их удаление с территории ИЯУ, демонтаж строительных конструкций и приведение площадки ИЯУ в радиационно-безопасное состояние, с целью снятия ЯРОО с регулирующего контроля государственных органов.

Исходя из вышеизложенного в настоящей концепции ВЭ КЯС рассмотрен вариант вывода из эксплуатации КЯС- «Ликвидация».

Реализация варианта «Ликвидация» предусматривает:

- дезактивацию и демонтаж оборудования, систем, конструкций, зданий и сооружений объекта, содержащих радиоактивные вещества;
- ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого уровня (в соответствии с действующими нормами уровня);
- обращение с РАО, включая их удаление с площадки объекта;

- приведение объекта и площадки его размещения в состояние, обеспечивающее их полное или частичное снятие с контроля государственных органов регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Вариант ВЭ КЯС предусматривает ликвидацию (немедленный демонтаж) в пределах экспериментального бака с изменением границ объектов использования атомной энергии «Исследовательский ядерный реактор ИР-100» и «Критический ядерный стенд «Стенд физический»»: экспериментальный бак вводится в границы ИЯУ «Исследовательский ядерный реактор ИР-100».

Исходя из вышесказанного в настоящей концепции ВЭ ПЯС рассмотрен вариант вывода из эксплуатации ПЯС- «Ликвидация».

Вариант ВЭ «ликвидация» предусматривает дезактивацию и демонтаж оборудования, систем, конструкций ПЯС, вывоз содержащих радиоактивные вещества материалов и элементов ПЯС, ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого уровня в соответствии с действующими нормами, обращение с РАО и приведение объекта в состояние, обеспечивающее его полное или частичное снятие с контроля государственных органов регулирования безопасности. Строительные конструкции здания Института ядерной энергии и промышленности (далее- ИЯЭиП) демонтажу не подлежат.

Вариант «ликвидация» может быть реализован по вариантам:

- немедленный демонтаж оборудования, систем, конструкций ПЯС;
- отложенный демонтаж оборудования, систем, конструкций ПЯС.

Вариант «ликвидация» (отложенный демонтаж) не применим к ВЭ ПЯС. Наведенная активность каналов и узлов ПЯС ничтожна мала, выдержка конструкций в течение длительного времени для спада активности нецелесообразна.

При выводе из эксплуатации по варианту «ликвидация» следует учитывать, что здание ИЯЭиП является объектом культурного наследия, в отношении которого утверждено охранное обязательство. Состав (перечень) и сроки (периодичность) проведения работ по сохранению объекта культурного наследия, в отношении которого утверждено охранное обязательство, определяются соответствующим органом охраны объектов культурного наследия.

АНАЛИЗ НАКОПЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИР-100 ЗА ПЯТЬДЕСЯТ ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

П.А. Пономаренко, М.А. Фролова, А.Ю. Потапчук, С.С. Безотосный

ФГАОУ ВО «СевГУ», г. Севастополь, Россия

Статья посвящена теоретической оценке накопления изотопов плутония в исследовательском ядерном реакторе ИР-100 при изменяющейся энерговыработке реактора от 0 до 5 000 000 кВт/ч.

При работе реактора непрерывно изменяется концентрация делящихся изотопов в ядерном горючем. Работа реактора сопровождается выгоранием $^{235}_{92}\text{U}$, накоплением шлаков, $^{236}_{92}\text{U}$ и появлением изотопов плутония. [1]

По мере выгорания ядерного горючего, в частности $^{235}_{92}\text{U}$, и накопления шлаков для поддержания заданного уровня мощности существует необходимость увеличения потока тепловых нейтронов. При работе ядерного реактора запас реактивности склонен к тенденции уменьшения. В конечном итоге ядерный реактор переходит в подкритическое состояние и работа его прекращается [2].

Для энергетических ядерных реакторов весьма важным фактором является глубина выгорания ядерного горючего – уменьшение изотопа $^{235}_{92}\text{U}$. В настоящее время глубина выгорания $^{235}_{92}\text{U}$ в больших энергетических реакторах составляет до 20%.

При составлении основных уравнений, определяющих изменение изотопического состава ядерного горючего при работе реактора, промежуточные изотопы $^{239}_{92}\text{U}$, $^{240}_{92}\text{U}$, $^{239}_{93}\text{Np}$, $^{240}_{93}\text{Np}$ в цепочке ядерных реакций образования $^{239}_{94}\text{Pu}$, обычно не учитываются, так как время жизни указанных изотопов значительно меньше работы реактора. В ядерном реакторе на тепловых нейтронах обычно не учитывается и время поглощения замедляющихся нейтронов изотопом $^{236}_{92}\text{U}$. Из-за малого сечения поглощения нейтронов и малого числа ядер $^{236}_{92}\text{U}$ потеря нейтронов невелика. При низких обогащениях урана изотопом у $^{235}_{92}\text{U}$ и малого его выгорания при работе реактора изменение концентрации изотопа $^{238}_{92}\text{U}$ в течении кампании весьма невелико. Поэтому при расчете выгорания урана и накопления плутония концентрация $^{238}_{92}\text{U}$ в этих условиях может быть принята постоянной. В реакторе на тепловых нейтронах поглощение замедляющихся нейтронов происходит в основном на резонансных уровнях $^{238}_{92}\text{U}$. Поэтому при составлении соответствующих уравнений, описывающих изменение состава ядерного горючего, учитывается только резонансный захват замедляющихся нейтронов $^{238}_{92}\text{U}$ [3].

При указанных допущениях изменение состава ядерного горючего при работе реактора описывается системой уравнений (1):

$$\begin{aligned} \frac{dN_9}{dt} &= \sigma_a^8 N_8 \Phi - \sigma_a^9 N_9 \Phi + \epsilon \nu_f^5 \sigma_f^5 N_5 (1 - \varphi) \Phi + \epsilon \nu_f^9 \sigma_f^9 N_9 (1 - \varphi) \Phi \\ \frac{dN_0}{dt} &= (\sigma_a^9 - \sigma_f^8) N_9 \Phi - \sigma_a^0 N_0 \Phi \\ \frac{dN_1}{dt} &= \sigma_a^0 N_0 \Phi - \sigma_a^1 N_1 \Phi \end{aligned} \quad (1)$$

где: $\sigma_a^i N_i \Phi$ – скорость протекания реакции в 1 см^2 .

В уравнении (1), определяющем процесс накопления изотопа $^{239}_{94}\text{Pu}$, первые два члена дают скорость изменения его концентрации за счет захвата тепловых нейтронов в $^{239}_{92}\text{U}$ и $^{239}_{94}\text{Pu}$. Последние два члена этого уравнения определяют увеличение концентрации атомных ядер $^{239}_{94}\text{Pu}$ вследствие резонансного захвата замедляющихся нейтронов в $^{238}_{92}\text{U}$, возникающих от деления ядер $^{235}_{92}\text{U}$ и $^{239}_{94}\text{Pu}$ тепловыми нейтронами. Решение уравнений выполняется с учетом того обстоятельства, что в начале кампании концентрация всех изо-

топов плутония в реакторе равна нулю. Результаты вычислений, с учетом ядерно-физических и радиобиологических констант, определяющие изменение концентрации плутония в процессе работы ядерного реактора, представлены в таблице 1 [4] [5].

Изотопы плутония вплоть до массового числа 242 имеют большие периоды полураспада и накапливаются в процессе работы реактора. Скорость накопления каждого из них, так же, как и выгорание $^{238}_{92}\text{U}$, зависит от величины нейтронного потока, соответствующих сечений и вкладов поглощений при тепловых и резонансных энергиях.

При накоплении влиятельного значения ядер $^{239}_{94}\text{Pu}$ средняя доля запаздывающих нейтронов по активной зоне будет снижаться из-за меньшей физической доли запаздывающих нейтронов $^{239}_{94}\text{Pu}$, средняя доля запаздывающих нейтронов которого равна $\beta=0,0021$ по сравнению с долей запаздывающих нейтронов для $^{235}_{92}\text{U}$ - $\beta=0,0064$. Такое значение доли запаздывающих нейтронов определяет более жесткие условия безопасности регулирования реактора с плутониевым топливом в сравнении с реактором, работающим на $^{235}_{92}\text{U}$ [6].

Таблица 1 – Полученные данные изменения концентрации плутония в процессе работы ядерного реактора

Q, кВт/ч	0	$0,5 \times 10^6$	1×10^6	$1,5 \times 10^6$	2×10^6	$2,5 \times 10^6$	3×10^6	4×10^6	5×10^6
$t_{\text{раб}}$, с	0	9 000 000	18 000 000	27 000 000	36 000 000	45 000 000	54 000 000	72 000 000	90 000 000
$N5(t_{\text{раб}})$, ядер	$1,0816 \times 10^{21}$	$1,0538 \times 10^{21}$	$1,0268 \times 10^{21}$	$1,0005 \times 10^{21}$	$9,7479 \times 10^{20}$	$9,4978 \times 10^{20}$	$9,2538 \times 10^{20}$	$8,7852 \times 10^{20}$	$8,3403 \times 10^{20}$
$N5, \frac{\text{ядер}}{\text{см}^3 \text{ЯТ}}$	0	$2,7740 \times 10^{19}$	$5,477 \times 10^{19}$	$8,1105 \times 10^{19}$	$1,0676 \times 10^{20}$	$1,3176 \times 10^{20}$	$1,5617 \times 10^{20}$	$2,0303 \times 10^{20}$	$2,4751 \times 10^{20}$
$N9, \frac{\text{ядер}}{\text{см}^3 \text{ЯТ}}$	0	$3,0512 \times 10^{18}$	$5,9460 \times 10^{18}$	$8,6911 \times 10^{18}$	$1,1293 \times 10^{19}$	$1,3758 \times 10^{19}$	$1,6091 \times 10^{19}$	$2,0388 \times 10^{19}$	$2,4225 \times 10^{19}$
$N0, \frac{\text{ядер}}{\text{см}^3 \text{ЯТ}}$	0	$5,8613 \times 10^{15}$	$2,2382 \times 10^{16}$	$4,9601 \times 10^{16}$	$8,6855 \times 10^{16}$	$1,3368 \times 10^{17}$	$1,8557 \times 10^{17}$	$3,2013 \times 10^{17}$	$4,8551 \times 10^{17}$
$N1, \frac{\text{ядер}}{\text{см}^3 \text{ЯТ}}$	0	$1,7013 \times 10^{15}$	$6,5848 \times 10^{15}$	$1,4337 \times 10^{16}$	$2,4668 \times 10^{16}$	$3,7305 \times 10^{16}$	$5,1996 \times 10^{16}$	$8,6622 \times 10^{16}$	$1,2686 \times 10^{17}$

Из таблицы 1 видно, что изотопы плутония при изменяющейся энерговыработке ядерного реактора от 0 до 5×10^6 кВт/ч в исследовательском реакторе ИР-100 имеют большие периоды полураспада и накапливаются непрерывно в процессе работы реактора (число ядер в 1 см³ ядерного топлива $^{239}_{94}\text{Pu}$ возрастает на $2,1 \times 10^{19}$ единиц, $^{240}_{94}\text{Pu}$ возрастает на $4,8 \times 10^{17}$ единиц, $^{241}_{94}\text{Pu}$ возрастает на $1,3 \times 10^{17}$ единиц). Данные по накоплению плутония существенно влияют на значение β эффективного.

Ключевые слова: исследовательский реактор, выгорание урана, накопление изотопов плутония, поток тепловых нейтронов, ядерное горючее, концентрация плутония, физическая доля запаздывающих нейтронов.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РЕАКТОРА «АРГУС» ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДОВ

В.А. Павшук, Н.В. Петрунин, С.В. Мясников,
Ю.О. Кочнов, С.С. Терашкевич

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

Исследовательская ядерная установка "Аргус" представляет собой стационарный растворный реактор с топливом в форме водного раствора сульфата уранила. В ходе многолетних экспериментов по выделению радионуклидов медицинского назначения (^{99}Mo , ^{89}Sr) из облученного растворного топлива, проведенных в НИЦ "Курчатовский институт", была показана перспективность данного направления для изотопной промышленности. В июле 2014 года обогащение топлива, содержащегося в реакторе «Аргус», было снижено с 90% до 19,8% путем разбавления раствором урана низкого обогащения. Конверсия реактора «Аргус» сделала его первым из российских реакторов, переведенных на низкообогащенное топливо. Значительное повышение концентрации урановой соли в растворном топливе предсказуемо привело к возникновению новых трудностей в эксплуатации реактора и выделении целевых радионуклидов. Повышенный захват сорбентом урана в экспериментах по выделению радионуклида ^{99}Mo потребовал модификации состава и оптимизации загружаемой массы сорбента, поскольку в условиях, оптимизированных под низкообогащенное топливо, вынос урана приводил к образованию с практической точки зрения непривлекательно большого количества урансодержащих отходов и необходимости частой замены растворного топлива. Перегрузка растворного ядерного топлива признана наиболее ядерно- и радиационноопасной процедурой в эксплуатации ядерного реактора «Аргус», поэтому достигнутое повышение срока службы отдельной топливной загрузки представляет собой важную веху в обеспечении надежности производства радионуклидной продукции.

Высокая концентрация раствора низкообогащенного топлива препятствует выходу радиолитических газов и газообразных продуктов деления из раствора. Положительный эффект при этом заключается в снижении выброса радиоактивных продуктов деления в окружающее воздушное пространство при аварийной разгерметизации реактора вследствие более полного удержания их в топливном растворе. В то же время данное обстоятельство оказывает влияние на эффективность выделения радионуклида ^{89}Sr , поскольку его образование в экспериментальной петле происходит из ^{89}Kr , извлекаемого из газового пространства над реактором. Кроме того, возникает проблема удержания кислорода в топливном растворе по причине сниженной кинетики выхода газа из раствора. Поскольку выход кислорода из раствора может быть интенсифицирован радиолитическим «кипением», можно ожидать, что оставшиеся задачи, поставленные конверсией реактора "Аргус" на низкообогащенное топливо, будут решены тщательным подбором мощностных и температурных режимов работы в ходе дальнейших экспериментов.

БАССЕЙНОВЫЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ РБТ-6 И РБТ-10/2: ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И УПРАВЛЕНИЯ РЕСУРСОМ

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.В. Романовский,
Н.Р. Насыров, А.Ю. Халяпин, Д.В. Фомин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Исследовательская ядерная установка РБТ-10/2 является реактором-спутником высокопоточного реактора СМ-3, использует его отработавшее топливо и представляет собой бассейновый водо-водяной реактор на тепловых нейтронах. Номинальная мощность реактора 10 МВт. Реактор РБТ-10/2 предназначен для проведения экспериментов по изучению изменения свойств материалов под воздействием реакторного излучения, наработки радиоизотопной продукции, легирования кремния и радиационного окрашивания минералов.

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

Исследовательский реактор РБТ-6 номинальной мощностью 6 МВт также является реактором-спутником высокопоточного реактора СМ-3. Реактор РБТ-6 эксплуатируется с 1975 года. Благодаря удачно выбранной схеме и простоте в эксплуатации реактора продолжает стабильно работать, позволяя проводить как длительные эксперименты по изучению свойств материалов при постоянных параметрах и режимах облучения, так и наработку радионуклидной продукции. Срок эксплуатации ИЯУ РБТ-6 продлен до 31.12.2020 г.

В настоящее время на ИЯУ РБТ-6 продолжают работы по обследованию оборудования систем, важных для безопасности, в соответствии с «Общей программой комплексного обследования ИЯУ РБТ-6. В ходе работ выполнен комплекс прочностных расчётов, подтверждающих возможность эксплуатации основного оборудования установки до 2045 года.

В докладе, в виде иллюстраций, таблиц и графиков, даны технические характеристики ИЯУ РБТ-10/2, РБТ-6 и их экспериментальных устройств, приведен перечень основных современных и перспективных экспериментальных программ использования установок, показаны некоторые результаты современного применения. Представлены работы по модернизации экспериментальной базы. Основными задачами модернизации являются увеличение экспериментальных возможностей, продление срока эксплуатации реакторных установок и повышение их безопасности.

Следует отметить обоснованность выбранного подхода усовершенствования и продления срока эксплуатации реакторных установок бассейнового типа РБТ-10/2, РБТ-6 без длительных остановок с выполнением в полном объёме программ экспериментальных работ.

МОДЕРНИЗАЦИЯ И ПРОДЛЕНИЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.В. Романовский,
А.Ю. Халяпин, Д.В. Фомин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Материаловедческий исследовательский реактор МИР.М1 - многоцелевая установка, основным назначением которой являются петлевые испытания и специальные эксперименты с твэлами и тепловыделяющими сборками (ТВС), как действующих, так и перспективных реакторов различных типов. По физическим особенностям МИР.М1 – гетерогенный реактор на тепловых нейтронах с замедлителем и отражателем из металлического бериллия. По конструктивным особенностям он является канальным и размещен в бассейне с водой – такое конструкторское решение позволило совместить основные преимущества бассейновых и канальных реакторов. Испытания проводятся с целью проведения материаловедческих исследований для обоснования безопасности использования твэлов и ТВС при нормальной эксплуатации, переходных и аварийных режимах. Одновременно с проведением испытаний производится наработка радиоизотопной продукции. В состав реакторной установки входят радиационно-защитные камеры, позволяющие проводить промежуточные инспекции и первичные послереакторные исследования ТВС и твэлов.

В августе 2017 г. исполнилось 50 лет со дня энергетического пуска реактора. В течении всего срока службы на реакторе МИР.М1 выполнялись работы по усовершенствованию и модернизации систем важных для безопасности. Поддержание на высоком уровне культуры безопасности позволяет обеспечивать выполнение экспериментальных научно-исследовательских программ на высоком уровне и с хорошим качеством.

В докладе, в виде иллюстраций, таблиц и графиков, даны технические характеристики реактора и его экспериментальных устройств, приведен перечень основных современных и перспективных экспериментальных программ использования реактора, показаны некоторые результаты современного применения. Представлены работы по модернизации экспериментальной базы. Основными задачами модернизации являются увеличение экспериментальных возможностей, продление срока эксплуатации реакторной установки и повышение безопасности.

Приведена информация по обследованию состояния систем и оборудования, важных для безопасности, с целью продления срока службы реакторной установки. При этом реализуется вариант продления срока эксплуатации установки без длительных остановок реактора с выполнением программ экспериментальных работ. Срок эксплуатации реактора МИР продлен до конца 2025 г.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ СМ: ПРИНЯТЫЕ РЕШЕНИЯ И ОБОСНОВАНИЕ РЕСУРСА ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.Л. Петелин, М.Н. Гурьева, С.А. Сазонтов, В.С. Винокуров, Б.В. Булгаков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В 2020 г. в ГНЦ «НИИАР» был реализован проект по модернизации высокопоточного исследовательского реактора СМ-3, который предназначен для проведения экспериментальных исследований свойств реакторных материалов в процессе облучения и для наработки изотопной продукции: получения трансурановых элементов и радиоактивных нуклидов различных элементов, в том числе с высокой удельной активностью.

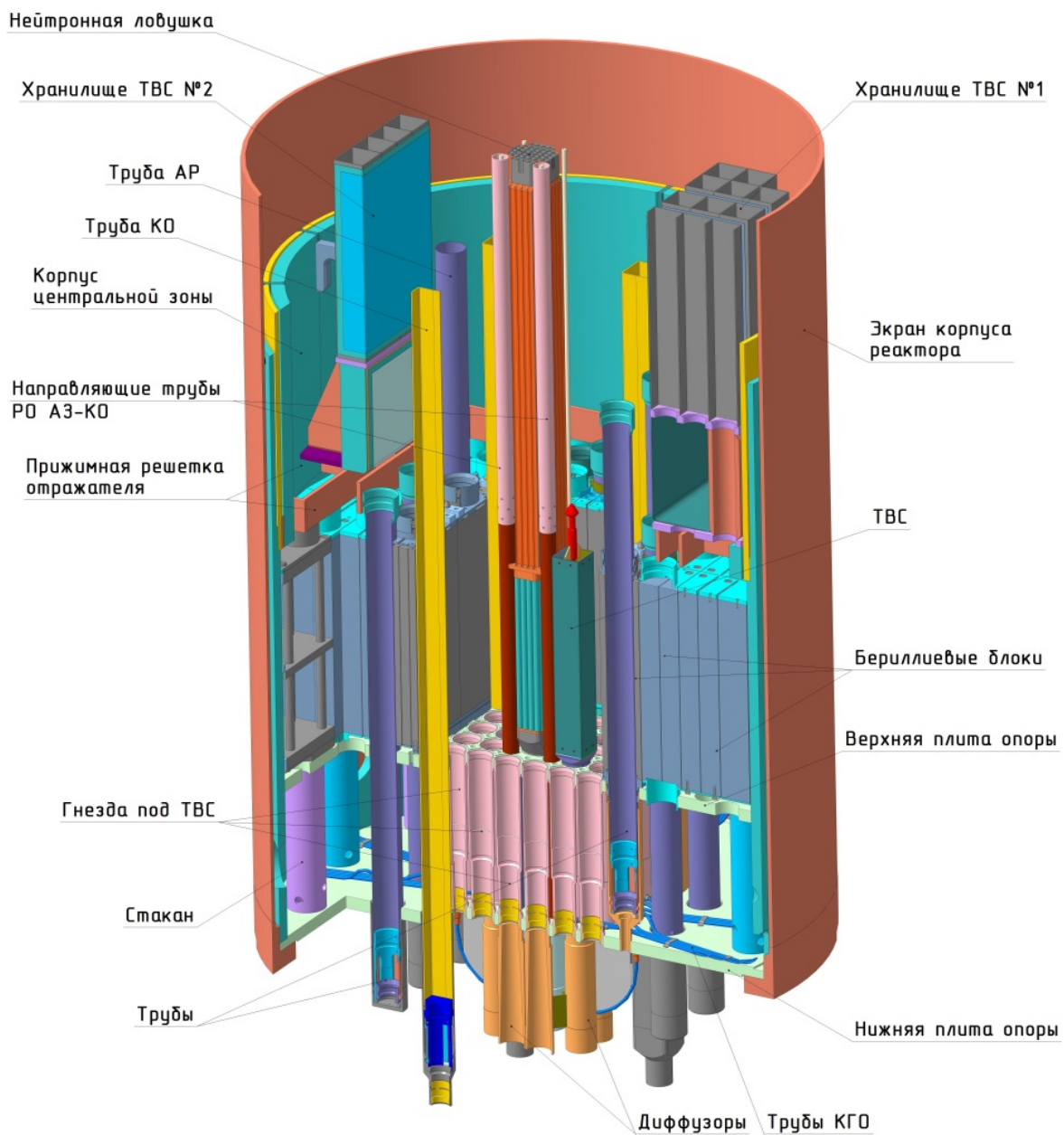


Рисунок 1. Ступенчатый разрез центральной зоны реакторной установки СМ-3

В связи с предстоящим окончанием срока эксплуатации было принято решение по модернизации центральной зоны реактора СМ-3.

Концепция проекта – обеспечение возможности увеличения объема и количества облучательных ячеек с высокой плотностью потока нейтронов $\geq 2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ в центральной нейтронной ловушке реактора с заменой рабочих органов аварийной защиты на вновь разработанные универсальные органы с одновременным выполнением функций аварийной защиты и компенсации реактивности и исключением центрального компенсирующего органа.

Сложность работы заключалась, учитывая компактное расположение, во внедрении новых элементов конструкции с учетом существующих, а также проведение дистанционных работ по монтажу.

В рамках концепции проекта была разработана нейтронная ловушка сепараторного типа с увеличением количества ячеек для мишеней с 27 до 57.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ ПО ДЕМОНТАЖУ, ТРАНСПОРТИРОВАНИЮ, РАЗМЕЩЕНИЮ НА ДОЛГОВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЗОНЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СМ

А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов, В.Д. Кизин, А.Л. Петелин,
С.А. Сазонтов, М.О. Громов, А.В. Кусовников, В.В. Авдонин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Обеспечение радиационной безопасности при проведении работ по демонтажу, транспортированию, размещению на долговременное хранение центральной зоны исследовательской ядерной установки СМ-3 заключалось в сведении к минимуму доз облучения персонала, а также недопущению загрязнения окружающей территории на всех этапах работ.

Технологические операции, начиная от демонтажа центральной зоны и заканчивая помещением её в отсек хранилища, классифицировались как радиационно-опасные работы, т.к. за время эксплуатации в материалах центральной зоны в результате активационных процессов накоплены радионуклиды различной активности, из которых основными дозообразующими являются ^{60}Co , $^{55,59}\text{Fe}$ и ^{54}Mn .

Данному этапу проекта модернизации предшествовал расчётный анализ безопасности проведения работ. В рамках анализа была выполнена оценка накопления ^{60}Co , $^{55,59}\text{Fe}$ и ^{54}Mn . Оценка накопления ^{60}Co была выполнена при предположении, что массовая доля примеси его в стали 12Х18Н10Т, являющейся основным конструкционным материалом центральной зоны, составляет 0,1%. Расчёты проводились в программном средстве ChainSolver, которое реализует решение системы уравнений изотопной кинетики.

Была выполнена проверка полученных оценок. Для этого смоделировали центральную зону реактора СМ-2 и произвели расчёт мощности эквивалентной дозы при предположении, что радиационные характеристики обусловлены только ^{60}Co . Нормируя полученные результаты на измеренную мощность эквивалентной дозы во время модернизации в 1991 году был сделан вывод о совпадении результатов расчёта активности ^{60}Co в пределах 10%.

Утилизация предыдущей центральной зоны, которая эксплуатировалась до этого в течение 12 лет (с 1978 г. до 1990 г.) осуществлялась с использованием контейнера К-1. С целью обоснования возможности использования контейнера К-1 для утилизации центральной зоны ИЯУ СМ-3 было проведено его обследование и испытание по специальной программе, которое включало визуальный и измерительный контроль и расчет биологической защиты.

Расчеты, проведенные на основании данных результатов замера сплошности биологической защиты контейнера К-1 показали, что при транспортировании контейнера К-1 с центральной зоной реактора СМ-3 необходима дополнительная биологическая защита водителя трейлера для снижения мощности дозы в кабине до необходимой величины. На основании этого был разработан соответствующий проект «Защита биологическая водителя трейлера».

В целях выполнения принципов обеспечения радиационной безопасности (нормирование, обоснование, оптимизация) были проведены расчёты ожидаемого радиационного воздействия на персонал для всех этапов модернизации: от извлечения центральной зоны, строповки транспортного контейнера с нею, подъёма и перемещения контейнера на прицеп транспортного тягача до транспортировки к пункту хранения твёрдых радиоактивных отходов и помещения центральной зоны в отсек для хранения. Ожидаемые эффективные дозы облучения персонала были рассчитаны с учётом анализа времени выполнения аналогичных технологических операций в 1991 году.

Согласно расчетов за время выполнения (3 минуты) одной технологической операции с контейнером (снятие или закрепление стропа (траверсы), установка запорной балки на крышку контейнера и др.) ожидаемая эффективная доза облучения персонала составила 0,08 мЗв. Ожидаемая эффективная доза облучения водителя во время транспортировки контейнера со здания реакторной установки до хранилища за 10 минут пути составила 0,09 мЗв.

Для безопасного движения автотранспорта с контейнером К-1 был проработан маршрут движения тягача с полуприцепом со зд. 106 до зд.143. Проведен пробный проезд тягача с полуприцепом без контейнера по маршруту от зд. 106 до зд.143, выполнены необходимые мероприятия для безопасного проезда по нему транспортного средства.

Часть операций, а именно выгрузка центральной зоны из реактора и загрузка ее в контейнер, были проведены дистанционно. Для этого был разработан проект «Система видеонаблюдения в транспортном коридоре № 25 зд. 106».

Для контроля радиационной обстановки были установлены блоки детектирования с максимальным диапазоном измерения мощности дозы гамма-излучения на пути перемещения центральной зоны. В таблице 1 приведены максимальные зафиксированные значения МЭД гамма-излучения в основных точках контроля. Контроль радиационных параметров при проведении работ проводился непрерывно системами радиационного контроля здания 106

и АСКРО промплощадки. Показания АСКРО занесены в Таблицу 2. Измерение мощности дозы гамма-излучения в кабине трейлера, вплотную и на расстоянии 1 м от контейнера с загруженной в него центральной зоной, проводились дозиметром-радиометром МКС-АТ1117М. Радиационная обстановка возле контейнера К-1 с загруженной центральной зоной показана на рисунке 1.

Таблица 1 – Параметры радиационной обстановки в основных точках контроля

№	Положение активной зоны	Время	Показания по точкам контроля СРК, мЗв/ч								
			СМ-3 (5-30)	СК-К3 (5-19)	ДК-428 (6-31)	ДК-330ПК (6-23)	ДК-330Ч (6-25)	ДК-330АГК (6-29)	ДК-25 (1-30)	ДК-159 (1-21)	Пом. 407
1	В реакторе СМ-3	8:30	0,35	4,0	0,0012	0,075	0,055	0,20	0,04	0,001	0,0001
2	На уровне биоплиты	10:33	9000	100	0,0015	74	50	200	0,04	0,001	0,0016
	Расстояние от центральной зоны до блока детектирования точки контроля (БДМГ-08Р-05), м		1,5	-	-	19,5	32,5	12,5	-	-	-
3	Напротив «горячей» камеры	10:50	110	4,8	0,0014	330	93	400	0,08	0,001	0,0013
4	Над проемом коридора № 25	11:00	20	4,3	0,0013	88	300	80	48	0,001	0,0012
5	В контейнере К-1 (коридор № 25)	11:10	0,8	4,3	0,0012	0,5	0,75	0,35	2,8	0,001	0,0001
6	В контейнере К-1 с закрытой пробкой (коридор № 25)	12:30	0,35	3,3	0,0012	0,1	0,14	0,22	2,0	0,001	0,0001
7	За воротами №5 зд. 106	12:49	0,33	3,6	0,0012	0,08	0,058	0,20	0,04	0,001	0,0001

Таблица 2 – Показания АСКРО ПП

Пост контроля	Макс. значение, мкР/ч	% от аварийной уставки	Момент наблюдения макс. значения
ПК 1/1	38.4	1.5	12.10.2019 10:46:16
ПК 1/2	16.92	0.7	12.10.2019 10:50:35
ПК 1/3	12.48	0.5	12.10.2019 10:44:06
ПК 1/4	11.04	0.4	12.10.2019 10:48:26
ПК 1/5	8.36	0.3	12.10.2019 11:01:23
ПК 2/1	20.12	0.8	12.10.2019 10:35:29
ПК 2/2	21.04	0.8	12.10.2019 10:52:45
ПК 2/3	9.68	0.4	12.10.2019 10:54:55
ПК 2/4	7.12	0.3	12.10.2019 11:55:23
ПК 2/5	7.8	0.3	12.10.2019 11:51:04
ПК 8/1	1212	48.5	12.10.2019 10:39:48
ПК 6/3	38.36	1.5	12.10.2019 10:35:29
ПК 6/4	29.64	1.2	12.10.2019 10:52:45
ПК 6/5	9.92	19.8	12.10.2019 11:33:47
ПК 6/6	539.875	5.7	12.10.2019 11:16:30
ПК 11/1	27.76	1.1	12.10.2019 10:44:06
ПК 6/8	6.56	13.1	12.10.2019 11:51:04

Работы проводились по допускам при постоянном дозиметрическом контроле. В таблице 3 приведены результаты доз облучения задействованного персонала во время утилизации центральной зоны, полученных на основе анализа индивидуальных дозиметров после проведения работ.

Таблица 3 – Эффективная доза облучения персонала

Подразделение	Количество человек	Эффективная доза	
		Средняя, мЗв	Коллективная, чел.-Зв
Руководство	2	1,61	0,00322
Управление эксплуатации реактора	2	0,83	0,00166
Группа транспортных технологий	16	0,29	0,00456
Управление радиационной безопасности	3	0,86	0,00257
Водитель	1	0,05	0,00005

Сравнение расчётной и реальной эффективной дозы облучения водителя во время транспортировки показывает, что результаты согласуются между собой в пределах 80% (расчётная оценка выше), что говорит о консервативности принятого методического подхода при выполнении оценок.

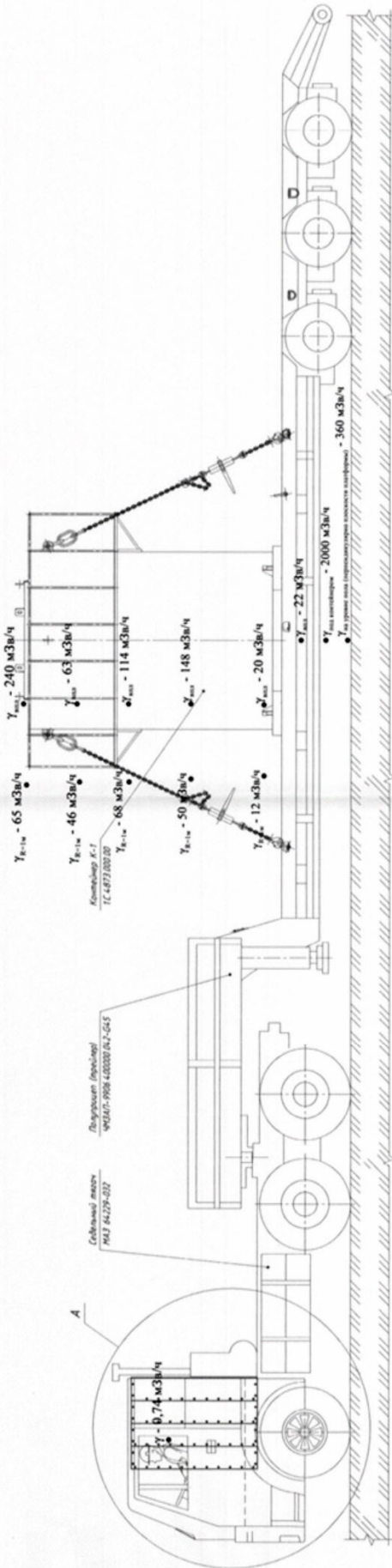
На здании 106 выполнение технологических операций на площадке обслуживания контейнера суммарно заняло 3,4 минуты, на здании хранилища – 7,6 минут. Таким образом, основываясь на данные расчетов, эффективная доза облучения персонала на здании реакторной установки должна была составить 0,09 мЗв, а на здании хранилища – 0,2 мЗв. Однако, среднее значение эффективной дозы облучения, задействованного в технологических операциях персонала, превышает данные цифры. Анализ хода проведения работ показал, что данные расхождения могли быть вызваны следующими причинами:

- занижение оценки влияния отражённого излучения во время технологических операций;
- большая неопределённость при оценке активности продуктов активации;
- отсутствие учёта нахождения персонала в полях ионизирующего излучения во время извлечения центральной зоны;
- наличие неоднородностей в крышке контейнера в результате чего ослабление гамма-излучения существенно отличается от расчётного.

На основании вышесказанного можно сделать следующие выводы:

- утилизация центральной зоны реакторной установки СМ-3 выполнена в соответствии с подготовленным порядком организации и проведения работ;
- облучение персонала сверх установленных в нормативных и регламентирующих документах пределов отсутствует;
- радиоактивное загрязнение территории по пути транспортирования контейнера К-1 с центральной зоной РУ СМ-3 не обнаружено;
- подготовительные работы, тренировки, внесённые изменения и дополнения в проекты позволили сократить время выполнения работ и провести утилизацию без нарушений.

Активная зона в контейнере К-1 (без защитной крышки)



Активная зона в контейнере К-1 (с защитной крышкой)

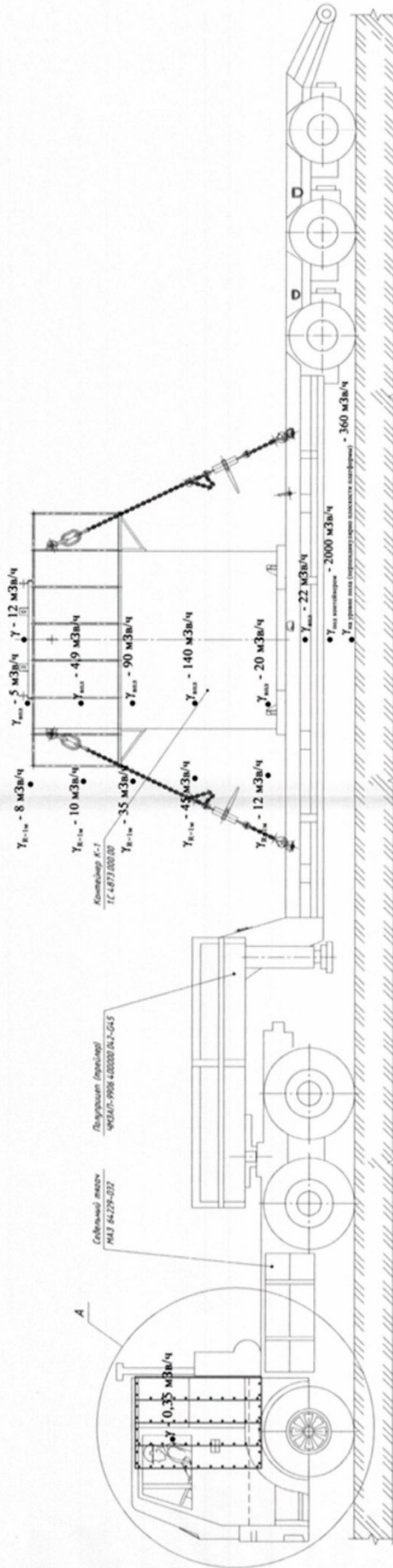


Рисунок 1 – Радиационные параметры при загруженной в контейнер центральной зоне

ПРОИЗВОДСТВО РАДИОНУКЛИДОВ В МОДЕРНИЗИРОВАННОМ РЕАКТОРЕ СМ

А.В. Куприянов, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Высокопоточный реактор СМ последние три десятилетия широко используется для наработки радионуклидов медицинского и промышленного назначения. Модернизация реактора в 2019-2020 гг. позволила увеличить облучательный объем центральной нейтронной ловушки до 57 ячеек вместо имевшихся 27 (см. рисунок). Также были усовершенствованы системы управления и аварийной защиты. В результате реконструкции срок эксплуатации реактора СМ продлен за горизонт 2040 года.

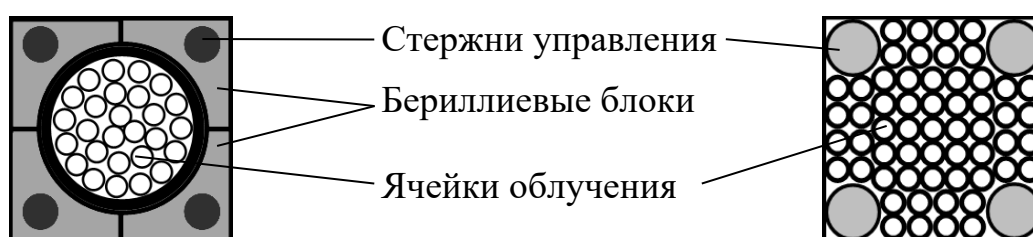


Рисунок. Схема центральной нейтронной ловушки реактора СМ: слева – до модернизации 2019-2020гг., справа – после.

Исследовались нейтронно-физические характеристики облучательных ячеек модернизированной центральной ловушки, влияющие на кинетику накопления целевых радионуклидов. Показано, что из-за замены бериллия на воду и использования периферийных областей центральной замедляющей полости средняя по всем ячейкам плотность потока тепловых и эпитепловых нейтронов в новой ловушке снижается в диапазоне $5\div 20\%$ в зависимости от загрузки стартовыми нуклидами. В ячейках центральных рядов плотность потока тепловых нейтронов существенно не изменилась, удельная активность нарабатываемых в них радионуклидов (^{75}Se , ^{89}Sr , ^{188}W , ^{177}Lu) соответствует требованиям заказчиков. Для снижения всплеска энерговыделения на границе ловушка-топливо в периферийных ячейках новой ловушки предусмотрено размещение ампул с кобальтом. Дополнительно это позволит нарабатывать за один календарный год ^{60}Co с удельной активностью более 250 Ки/г.

В докладе приведены результаты анализа эффективности наработки трансплутониевых элементов (ТПЭ) в новой ловушке. Расчетные оценки показывают, что выход ^{252}Cf , чувствительного к доле резонансных нейтронов, при облучении кюрия снизится на 15%. Однако, использование для облучения ТПЭ большего числа ячеек с различным уровнем нейтронного потока позволит уменьшить число промежуточных радиохимических переработок и, в целом, повысить показатели производства ^{252}Cf по объему и временным затратам.

Предложен и реализуется вариант использования модернизированной нейтронной ловушки, который позволяет полностью выполнить программу

наработки радионуклидов, которая базировалась на возможностях прежней ловушки, при этом дополнительно ежегодно получать более 100кКи ^{60}Co с высокой удельной активностью и обеспечить масштабное облучение мишеней с ТПЭ для создания стратегического запаса кюрия на десятилетие вперед.

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО РЕАКТОРА СМ И ПРОГРАММА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПРИ ПУСКЕ

А.П. Малков, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, В.В. Пименов,
А.В. Пайдулов, В.А. Узиков, Т.А. Полякова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Концепция высокопоточного исследовательского реактора с нейтронной ловушкой определяет состав, геометрию, условия работы активной зоны, основные конструктивные решения реакторной установки. Соответственно, и компоновка нейтронной ловушки (геометрия, размеры, замедлитель нейтронов, облучаемые материалы) оказывают влияние на физические и эксплуатационные характеристики реактора: запас реактивности, эффективность органов СУЗ, коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения, мощностной и температурный коэффициенты реактивности; баланс реактивности в кампании; показатели использования топлива [1,2]. При модернизации реактора СМ 2019-2020гг изменена компоновка нейтронной ловушки (центральной замедляющей полости) с одновременным изменением конструкции и количества центральных органов СУЗ.

Концепция новой компоновки нейтронной ловушки включает отказ от центральных бериллиевых вкладышей и увеличение количества ячеек с 27 до 57 для облучения материалов в условиях высокой плотности нейтронного потока. С позиций обеспечения безопасности – это повышение надежности работы реактора и сокращение количества высокоактивных радиоактивных отходов, поскольку бериллиевые вкладыши требовали частой замены при достижении предельно допустимого флюенса нейтронов (через 1 -1,5 года эксплуатации). Кроме этого, ликвидируется наиболее эффективный кольцевой центральный компенсирующий орган (ЦКО), увеличивается для повышения эффективности диаметр 4-х стержневых РО АЗ с переводом их в разряд рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности (РО АЗ-КО). Примерно на 1/3 хода от крайнего нижнего состояния – зона АЗ, 2/3 хода до полного извлечения из активной зоны – зона компенсатора реактивности (КО). С позиций обеспечения безопасности – это повышение надежности работы реактора за счет уменьшения общего количества РО СУЗ и исполнительных механизмов (ИМ) с одновременной их унификацией (снижение

вероятности отказа). Эффективность отдельных органов снижается по сравнению с эффективностью ЦКО (минимизируются последствия несанкционированного извлечения наиболее эффективного компенсатора реактивности) с одновременным равномерным распределением требуемой компенсирующей способности по 4-м независимым органам. Повышается эффективность отдельного РО АЗ-КО, вводимого в активную зону под действием силы тяжести и суммарная отрицательная реактивность, быстро вводимая в активную зону по сигналу АЗ при работе реактора на мощности (повышается эффективность защитного действия).

Изменение конструктивных решений и физических характеристик реактора СМ при модернизации потребовало выполнения исчерпывающего анализа и обоснования безопасности установки. Исходные данные для анализа получены по результатам расчетно-экспериментальных исследований. Эксперименты выполнены на критической сборке – физической модели реактора. Пересмотрены исходные события нарушений нормальной эксплуатации и выполнен анализ их последствий по категориям: несанкционированный ввод положительной реактивности; ухудшение теплоотвода от активной зоны; изменение давления в первом контуре реактора; ухудшение отвода тепла вторым контуром; природные явления и события техногенного происхождения. Безопасность реактора СМ после модернизации активной зоной обоснована в отчете по обоснованию безопасности.

По завершению пуско-наладочных работ технических систем реактора выполнена программа экспериментальных исследовательских работ для подтверждения проектных характеристик. Программа включала поэтапную загрузку активной зоны с одновременной проверкой характеристик новой аппаратуры СУЗ и оценкой эффектов реактивности при проведении перегрузочных операций; определение эффективности, градуировочных характеристик органов СУЗ, запаса реактивности и подкритичности активной зоны; определение температурного эффекта реактивности; определение мощностного коэффициента реактивности для неотравленного и отравленного по ^{135}Xe состояний реактора.

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МАТЕРИАЛОВ КОНСТРУКЦИЙ РЕАКТОРА СМ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ИХ СРОКА СЛУЖБЫ

В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов,
Д.А. Соколовский, Г.В. Филякин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Высокопоточный исследовательский реактор СМ-3 создан в 1961 году и предназначен для проведения экспериментальных работ по облучению образцов реакторных материалов в заданных условиях, изучению закономер-

ностей изменения свойств различных материалов в процессе облучения. К таким закономерностям можно отнести изучение низкотемпературного радиационного упрочнения и охрупчивания различных сталей и сплавов, что важно в таком направлении исследований как материаловедческие вопросы продления ресурса реакторных установок.

В докладе приведены новые данные по механическим свойствам материала корпуса реактора и некоторых конструкций реактора в зависимости от повреждающей дозы, облученных при температуре эксплуатации 60-90 °С. Общий вывод, вытекающий из полученных результатов, позволяет говорить о возможности продолжительной безопасной эксплуатации корпуса и конструкций реактора при заданных температурах эксплуатации.

МОДЕРНИЗАЦИЯ АППАРАТУРЫ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ СМ

А.Л. Петелин¹, С.А. Сазонтов¹, А.П. Малков¹, Н.Р. Насыров¹,
В.С. Винокуров¹, Р.В. Петров¹, А.Г. Петров¹, А.А. Осипов¹,
А.А. Заикин², И.В. Садов², М.В. Чуприков²,
Г.Д. Чигинцев³, С.А. Шиманский³, В.В. Кошкин³

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

² ЗАО «СНИИП — СИСТЕМАТОМ», г. Москва, Россия

³ АО «Диаконт», г. Санкт-Петербург, Россия

После остановки высокопоточного исследовательского реактора (ИЯУ) СМ-3 в июле 2019 года были начаты работы по программе модернизации его активной зоны в рамках специального инвестиционного проекта ГК «Росатом». Оборудование СУЗ ИЯУ СМ-3, эксплуатируемое с 1993 года, физически устарело и не подлежит восстановлению вследствие отсутствия элементной базы, кроме того необходима его замена с оптимальной адаптацией и расширенными функциями мониторинга, в связи с тем, что изменены конструкция и назначение рабочих органов аварийной защиты (РО АЗ). В модернизированной зоне совмещены две функции РО АЗ: функция аварийной защиты (АЗ) на нижнем участке хода РО и функция компенсации реактивности (КО) на верхнем участке хода РО, таким образом, РО АЗ становится РО АЗ-КО.

Проект модернизации предусматривает оснащение реактора СМ-3 современной аппаратурой СУЗ.

Для реализации поставленных задач АО «ГНЦ НИИАР» были заключены договоры на разработку, изготовление, поставку и ввод в эксплуатацию составных частей СУЗ с организациями:

- ЗАО «СНИИП-СИСТЕМАТОМ» на иницирующую часть СУЗ РУ СМ-3 – комплекс АСУЗ-26Р;
- АО «ДИАКОНТ» – на исполнительную часть СУЗ - электромеханические приводы РО СУЗ СМЗ (ЭМП РО).

Комплекс АСУЗ-26Р отвечает современным требованиям Российских норм и правил безопасности НП-009-17 и НП-033-11, и международным стандартам МЭК (серия G35) для исследовательских ядерных реакторов. Аналогичные комплексы имеют референтность применения на ряде ИР в атомных научных центрах России и за рубежом, в том числе в АО «ГНЦ НИИАР» на ИЯУ БОР-60.

При разработке комплекса АСУЗ-26Р применены передовые конструктивные и технологические решения, обеспечивающие взаимозаменяемость модулей и блоков, способность функционального наращивания, простоту монтажа и обслуживания.

Комплекс АСУЗ-26Р обеспечивает контроль нейтронного потока по шести идентичным каналам в диапазоне от 1 до 5×10^{10} нейтр./см²×с. При этом, управление аварийной защитой по мощности и периоду осуществляется по четырем каналам контроля нейтронного потока, два канала предназначены для контроля информации с резервного пульта управления.

Коренным образом изменилось предоставление информации - на пульте управления расположены три монитора, отображающие в цифровом и графическом виде текущие значения контролируемых параметров и состояние исправности оборудования. Модернизировано табло с указателями положения рабочих органов, качественно изменились аппаратные средства реализации контроля положения рабочих органов и способы его отображения.

Особенностями комплекса АСУЗ-26Р являются:

- автоматический переход логики аварийного останова реактора с «2 из 4» на логику «2 из 3» по мощности и периоду при неисправном одном канале АКНП;
- наличие аппаратуры диагностики и протоколирования, предназначенной для контроля состояния исправности, анализа неисправности, архивации всех контролируемых параметров (включая ключи и клавиши управления РУ) и проведения автоматизированной предпусковой проверки.

Оборудование ЭМП РО СУЗ ИЯУ СМ-3 включает в себя ЭМП РО АР-КО (6 шт.), ЭМП РО АЗ-КО (4 шт.), шкафы управления электромеханическими приводами (ШУ ЭМП, 2 шт.) и блоки аварийной защиты (БАЗ, 4 шт.).

Особенностью ЭМП РО АР-КО и ЭМП РО АЗ-КО является их исполнение из максимально унифицированных узлов и элементов, в габарите не превышающем 60 мм (без учета фланцев и разъемов) для возможности размещения приводов на крышке и стояке реактора.

Конструкция ЭМП РО обеспечивает сохранение герметичности первого контура реактора при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации (включая проектные аварии).

Наиболее важные технические характеристики ЭМП РО СУЗ:

- время сброса РО АЗ-КО в активную зону по сигналу «СБРОС АЗ» не более 0,6 с;
- определение положения и позиционирование РО с точностью не более 1 мм;
- контроль фактического положения РО с шагом не более 25 мм;
- рабочий ход 450 мм для ЭМП РО АР-КО и 380 мм для ЭМП РО АЗ-КО;
- тяговые усилия не менее 1300 Н для ЭМП РО АР-КО и 350 Н для ЭМП РО АЗ-КО;

- скорость перемещения РО не менее 15 мм/с;
- защиту от повреждения мотор-редуктора при заклинивании РО или несрабатывании КВ крайних положений;
- демпфирование подвижных частей ЭМП РО при сбросе/вводе РО;
- работоспособность после поглощения дозы ионизирующего облучения более 600 кГр;
- доступ к основным узлам для проведения ТО.

ШУ ЭМП состоит из пяти универсальных и взаимозаменяемых блоков управления приводом (БУП), выполненных в виде выдвижных модулей в корпусном исполнении с ручками и разъемами, что позволяет обеспечить простоту и оперативность их замены и обслуживания. ШУ ЭМП по сигналам от подсистем СУЗ ИЯУ СМ-3 осуществляет управление пятью приводами, которые в свою очередь осуществляют перемещение двух РО КО, одного РО АР и двух РО АЗ-КО.

ШУ ЭМП также осуществляет широкий объем контроля, защит и диагностики оборудования ЭМП РО СУЗ передаваемый по цифровым интерфейсам в подсистемы СУЗ ИЯУ СМ-3. Каждый БУП имеет индикацию базового объема диагностики, а также подключен к индивидуальному панельному компьютеру, на котором отображаются контролируемые параметры оборудования и полный объем диагностической информации.

БАЗ предназначен для питания муфты электромагнитной электромеханического привода (ЭМП) рабочего органа АЗ-КО от сети гарантированного электропитания. При поступлении сигнала «СБРОС АЗ» от любой из внешних систем управления, а также в случае пропадания (обрыва) электропитания, БАЗ осуществляет размыкание цепи питания муфты электромагнитной ЭМП РО АЗ-КО, что приводит к сбросу РО АЗ-КО в зону нижнего концевого выключателя за время не более 0,6 с.

Обмен информацией между схемами управления СУЗ ИЯУ СМ-3, ЭМП РО, БУП и комплексом АСУЗ-26Р осуществляется при помощи дискретных и аналоговых сигналов, интерфейсов RS-485, CAN.

В соответствии с техническими требованиями к привязке оборудования аппаратуры АСУЗ-26Р и оборудования ЭМП РО СУЗ к условиям исследовательской ядерной установки СМ-3 департаментом по проектированию и конструированию (ДПК) АО «ГНЦ НИИАР» выпущены проекты по размещению, монтажу оборудования СУЗ ИЯУ СМ-3 и прокладке кабельных трасс. Оборудование СУЗ РУ СМ-3 территориально разнесено по разным помещениям реакторного здания для снижения вероятности отказа по общей причине. Линии передачи данных проложены экранированными кабелями, не поддерживающими горение в металлических лотках, что обеспечивает высокие пожаробезопасность и помехозащищенность.

Замена существующей аппаратуры СУЗ на современный комплекс аппаратуры АСУЗ-26Р и оснащение ИЯУ СМ-3 современными надежными электромеханическими приводами РО СУЗ повышает безопасность и эксплуатационную надежность реактора, облегчает работу обслуживающего персонала.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ С МОДИФИЦИРОВАННОЙ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКОЙ НА КРИТИЧЕСКОЙ СБОРКЕ

А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, Д.В. Фомин,
П.А. Зайченко, А.М. Шараев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

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

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

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

По результатам экспериментальных исследований показано, что изменение компоновки нейтронной ловушки приводит к потере запаса реактивности, снижению эффективности РО КО, увеличению эффективности РО АЗ изменённой конструкции. Однако увеличением загрузки топлива в активной зоне можно компенсировать указанные потери. Суммарная эффективность РО СУЗ при компенсации потери реактивности от удаления бериллиевых вкладышей не ниже, чем при существующей до модернизации компоновке. Суммарная компенсирующая способность угловых КО и зоны КО центральных РО СУЗ позволит обеспечить продолжительность кампании не ниже существующей до модернизации при необходимом стартовом уровне подкритичности. Полученные коэффициенты неравномерности энерговыделения в типовых ячейках

активной зоны в сравнении с результатами расчетных исследований будут использованы для последующего расчета параметров гидравлического профилирования расхода теплоносителя в активной зоне.

В дальнейшем целесообразно проводить подтверждающие и уточняющие экспериментальные исследования уже в рамках выполнения программы первичной загрузки топлива в активную зону и последующих комплексных испытаний СУЗ модернизированного реактора СМ.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АО «Атомпроект» — акционерное общество «Научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт энергетических технологий "Атомпроект"» (г. Санкт-Петербург, Россия).

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

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

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

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

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

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

АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина» — акционерное общество «Радиевый институт имени В. Г. Хлопина» (г. Обнинск, Россия).

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

АО «Диаконт» — акционерное общество «Диаконт» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ГНУ «ОИЭЯИ "Сосны" НАН Беларуси» — государственное научное учреждение «Объединённый институт энергетических и ядерных исследований "Сосны" Национальной академии наук Беларуси» (г. Минск, Белоруссия).

ЗАО «Арматом» — закрытое акционерное общество «Армянский научно-исследовательский институт эксплуатации атомных электростанций» (г. Ереван, Армения).

ЗАО «СНИИП — СИСТЕМАТОМ» — закрытое акционерное общество «СНИИП — СИСТЕМАТОМ» (г. Москва, Россия).

ИЯФ АН РУз — Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан, (г. Ташкент, Узбекистан).

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

МАГАТЭ — Международное агентство по атомной энергии (г. Вена, Австрия).

РГП ИЯФ Казахстан — республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики» Министерства энергетики Республики Казахстан (г. Алматы, Казахстан).

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

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

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

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

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

ФГАОУ ВО «НИУ ИТМО» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Санкт-Петербургский национальный исследовательский университет информационных технологий, механики и оптики» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ФГБОУ ВО «СПбГИ (ТУ)» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет)» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ФГБУ «ИТЭФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Институт теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова» (г. Москва, Россия).

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"» (г. Москва, Россия).

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

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

СОДЕРЖАНИЕ

Анализ нарушений в работе исследовательских ядерных установок России. М.А. Соловьёв, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федюлин, Н.А. Калиновская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	3
Реализация проекта по модернизации активной зоны реактора СМ. А.А. Тузов, А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.П. Малков, С.А. Сазонтов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	4
Нормативное регулирование безопасности исследовательских ядерных установок: текущее состояние и направления развития. А.В. Курындин, А.М. Киркин, С.В. Синегрибов, М.Ю. Карякин (ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва, Россия).....	5
Создание исследовательской ядерной установки с многоцелевым исследовательским реактором на быстрых нейтронах МБИР. С.И. Новиков, С.А. Киверов, В.И. Черевко (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	6
Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60: работы по повышению безопасности и продлению срока эксплуатации. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, Ю.М. Крашенинников, И.Ю. Жемков, В.Б. Харлов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	7
Проблемы вывода из эксплуатации быстрых реакторов и пути их решения на базе исследовательского реактора БР-10. В.Б. Смыков ¹ , А.В. Журин ¹ , М.В. Удаляя ² (¹ АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск, Россия; ² Госкорпорация «Росатом», г. Москва, Россия).....	8
О состоянии ядерной и радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. А.А. Яничев, А.Г. Наймушин, О.М. Худолева, П.Н. Худолеев (ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск, Россия).....	9
Модернизация системы аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции в хранилище «свежего» топлива исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. И.В. Давтян, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин (ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск, Россия).....	10
Вывод из эксплуатации тяжёловодного исследовательского ядерного реактора НИЦ «Курчатовский институт» — ИТЭФ: обеспечение безопасности, обращение с радиоактивными отходами. И.В. Медников (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва, Россия).....	11
Моделирование химических процессов в водной среде аварийного процесса атомных электростанций с реакторами ВВЭР. А.Н. Иванова ¹ , А.А. Слободов ² , А.В. Гаврилов ³ , В.Г. Крицкий ³ (¹ ФГАОУ ВО «НИУ ИТМО», г. Санкт-Петербург, Россия; ² ФГБОУ ВО «СПбГТИ (ТУ)», г. Санкт-Петербург, Россия; ³ АО «Атомпроект», г. Санкт-Петербург, Россия).....	12
Концепция вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок Севастопольского государственного университета. А.С. Самчук (ФГАОУ ВО «СевГУ», г. Севастополь, Россия).....	15
Анализ накопления изотопов плутония в исследовательском реакторе ИР-100 за пятьдесят лет эксплуатации. П.А. Пономаренко, М.А. Фролова, А.Ю. Потапчук, С.С. Безотосный (ФГАОУ ВО «СевГУ», г. Севастополь, Россия).....	18

Перспективы использования реактора «Аргус» для производства радионуклидов. В.А. Павшук, Н.В. Петрунин, С.В. Мясников, Ю.О. Кочнов, С.С. Терашкевич (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва, Россия).....	21
Бассейновые исследовательские реакторы РБТ-6 и РБТ-10/2: опыт эксплуатации и управления ресурсом. А.Л. Ижutow, А.Л. Петелин, С.В. Романовский, Н.Р. Насыров, А.Ю. Халяпин, Д.В. Фомин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	22
Модернизация и продление срока эксплуатации исследовательского реактора МИР. А.Л. Ижutow, А.Л. Петелин, С.В. Романовский, А.Ю. Халяпин, Д.В. Фомин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	23
Разработка конструкции модернизированной центральной зоны реакторной установки СМ: принятые решения и обоснование ресурса эксплуатации. А.Л. Петелин, М.Н. Гурьева, С.А. Сазонтов, В.С. Винокуров, Б.В. Булгаков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	24
Обеспечение радиационной безопасности при проведении работ по демонтажу, транспортированию, размещению на долговременное хранение центральной зоны исследовательской ядерной установки СМ. А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов, В.Д. Кизин, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, М.О. Громов, А.В. Кусовников, В.В. Авдонин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	25
Производство радионуклидов в модернизированном реакторе СМ. А.В. Куприянов, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	30
Обоснование безопасности модернизированного реактора СМ и программа экспериментальных исследований при пуске. А.П. Малков, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, В.В. Пименов, А.В. Пайдулов, В.А. Узиков, Т.А. Полякова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	31
Материаловедческие исследования материалов конструкций реактора СМ для обоснования их срока службы. В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Д.А. Соколовский, Г.В. Филякин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	32
Модернизация аппаратуры системы управления и защиты реакторной установки СМ. А.Л. Петелин ¹ , С.А. Сазонтов ¹ , А.П. Малков ¹ , Н.Р. Насыров ¹ , В.С. Винокуров ¹ , Р.В. Петров ¹ , А.Г. Петров ¹ , А.А. Осипов ¹ , А.А. Заикин ² , И.В. Садов ² , М.В. Чуприков ² , Г.Д. Чигинцев ³ , С.А. Шиманский ³ , В.В. Кошкин ³ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ² ЗАО «СНИИП — СИСТЕМАТОМ», г. Москва, Россия; ³ АО «Диаконт», г. Санкт-Петербург, Россия)	33
Результаты экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ с модифицированной нейтронной ловушкой на критической сборке. А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, Д.В. Фомин, П.А. Зайченко, А.М. Шараев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	36
Названия организаций.....	37

Научное издание

МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

(г. Димитровград, 19–21 мая 2021 г.)

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина

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

Подписано в печать 18.05.2021. Формат 60×84/16.

Уч.-изд. л. ~ 2,47. Усл. печ. л. 2,38. Ризография.

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

Тираж 100 экз. Заказ № 516.

Оригинал-макет подготовлен специалистами редакционно-издательского отдела
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

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

ISBN 978-5-94831-199-9



9 785948 311999