



ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

ГОД ДОБРОВОЛЬНОЙ ЭКОЛОГИИ

2018



ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

2018

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,
ВЫПОЛНЕННЫХ В 2018 ГОДУ

Димитровград
2019

УДК 621.039
ГРНТИ 58.33.01
ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 222 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2018 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами; международная научно-техническая деятельность; редакционно-издательская деятельность. Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

Редколлегия выпуска: С.В. Абрамов; О.И. Андреев; А.В. Бурукин, кандидат технических наук; Е.А. Звир, кандидат технических наук; А.Л. Ижутов, кандидат технических наук (заместитель председателя); В.В. Калыгин, доктор технических наук, профессор (председатель); А.А. Лизин, кандидат химических наук; Ф.Н. Крюков, доктор физико-математических наук, доцент; А.Л. Петелин; С.С. Погляд; В.В. Серебряков, кандидат технических наук; В.А. Тарасов; А.А. Тузов, кандидат технических наук; Н.В. Чертухина (секретарь)

Рекомендован редакционно-издательским советом и утвержден научным советом акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Отчетный год назван добровольным экологическим годом в Ульяновской области. Шмуцтитулы издания содержат информацию о птицах, занесенных в Красную книгу России и обитающих на прилегающих к АО «ГНЦ НИИАР» территориях

© Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт
атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2019

ISBN 978-5-94831-181-4

ВВЕДЕНИЕ

В 2018 году в АО «ГНЦ НИИАР», являющемся основной экспериментальной базой госкорпорации «Росатом», выполнены важные для развития и обеспечения безопасности ядерной энергетики России исследования, а также исследования для зарубежных ядерных центров. Среди наиболее значимых результатов года следует отметить следующее:

1. Реакторные испытания и исследования образцов конструкционных материалов и элементов активных зон реакторов разных типов, в том числе новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР; макетов твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 (с ураноплутониевым нитридным топливом, в том числе с младшими актинидами, оболочками из сталей различных марок, а также с гелиевым и свинцовым подслоем), реактора МБИР с виброуплотненным МОКС-топливом; макетов твэлов, конструкционных и поглощающих материалов (для партнеров из Южной Кореи, Франции и США).
2. Обоснование ресурсных характеристик ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для реактора РИТМ универсального атомного ледокола.
3. Получение данных о работоспособности ТВС с твэлами дисперсионного типа.
4. Исследования поведения полномасштабных твэлов из тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 в условиях скачкообразного изменения мощности.
5. Подтверждение работоспособности твэлов с РЕМИКС-топливом ТВС реактора ВВЭР-1000 Балаковской АЭС и верификация расчетного кода «Старт-ЗА».
6. Исследование выхода продуктов деления из твэлов модернизированной конструкции реактора ВВЭР-1000 (с искусственно нанесенными дефектами оболочек).
7. Исследование коррозионного растрескивания под напряжением при облучении образцов сплава 718 в борно-литиевом водно-химическом режиме.
8. Испытания экспериментальных тепловыделяющих сборок реактора PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима для подтверждения ресурсных и коррозионных характеристик.
9. Радиационные испытания образцов пьезокерамики, оптических элементов и макетов резонансного и инерционного пьезодвигателей оборудования для диагностики томсоновского рассеяния в вакуумном объеме реактора ИТЭР.

По проекту «Прорыв» впервые получены данные о поведении нитридного топлива, коррозионном состоянии и механических свойствах материалов оболочек с выгоранием до 7 % тяжелых атомов.

Исследования полномасштабных отработавших ТВС реакторов ВВЭР-1000 позволили получить новые данные по характеристикам прочности и пластичности элементов каркаса тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000, которые вошли в базу данных по свойствам циркониевых сплавов и использованы для лицензирования за рубежом.

В области радиохимических технологий выполнены исследования для обоснования гидрометаллургической части комбинированной схемы переработки отработавшего ядерного топлива. Впервые получены партии смешанного нитридного топлива (с массовой долей урана и плутония не менее 97,6 %, америция — 0,6 %, нептуния — 0,4 %) из смеси диоксидов урана и плутония, с добавлением диоксида америция. Продемонстрирована возможность вовлечения в топливную композицию младших актиноидов. Успешно проведены испытания химической и радиационной устойчивости борофосфатного и боросиликатных стекол и магниево-фосфатной керамики, содержащих в своем составе 10 % хлоридов щелочных и щелочно-земельных металлов — компонентов отработавших электролитов, основных отходов пирохимического передела смешанного нитридного топлива.

Проведены плановые мероприятия по управлению ресурсом и модернизации действующих реакторных установок и развитию экспериментальной базы. Закончен очередной этап работ по техническому перевооружению и продлению срока эксплуатации реактора БОР-60, в Ростехнадзор направлены документы для получения новой лицензии. Завершены основные конструкторские и технологические работы по модернизации активной зоны реактора СМ, началось изготовление внутрикорпусных устройств реактора.

Постоянное развитие научно-технических компетенций, уникальный опыт безопасной эксплуатации комплекса исследовательских реакторов и широкий спектр проводимых исследований вносят значимый вклад в создание и экспериментальное обоснование использования атомной энергии и решение актуальных прикладных задач отрасли.

А.А. Тузов, директор АО «ГНЦ НИИАР»



ЗМЕЯЯД

Circaetus gallicus (Gmelin, 1788)
Отряд соколообразных (Falconiformes)
Семейство ястребиных (Accipitridae)

Исключительно редкий гнездящийся перелётный вид. Занесён в Красную книгу России и Ульяновской области. Распространен спорадично, везде очень редок. В период сезонных миграций отмечается в разных районах Ульяновской области, в том числе и Мелекесском районе. Можно предположить возможность гнездования вида в Ульяновской области

The background features a stylized landscape in shades of blue. In the middle ground, a silhouette of a nuclear reactor with two cooling towers emitting steam is set against a large, light blue circular shape representing the sun or moon. The foreground shows a dark blue silhouette of a forest. On the right side, a large, dark blue number '1' is prominently displayed, partially overlapping the landscape. The overall aesthetic is clean and modern.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

В 2018 году исследовательские ядерные установки АО «ГНЦ НИИАР» использовались для проведения экспериментальных работ по следующим основным направлениям:

- ◆ ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих элементов, других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя в условиях, моделирующих штатную эксплуатацию и отклонение от нормальных режимов;
- ◆ внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторного излучения на свойства топливных, конструкционных и поглощающих материалов ядерных установок различного назначения;
- ◆ разработка методик, экспериментальных устройств и внутриреакторные исследования механических характеристик материалов для ядерных реакторов;
- ◆ разработка, создание облучательных технологий и наработка трансплутониевых элементов, различных радиоизотопов медицинского и промышленного назначения, облучение материалов с целью изменения их физических свойств;
- ◆ разработка методик обеспечения, поддержания и контроля показателей водно-химических режимов, дезактивации оборудования исследовательских и энергетических ядерных реакторов и экспериментальные исследования в этих направлениях;
- ◆ разработка методик расчёта теплогидравлических, нейтронно-физических характеристик для сопровождения эксплуатации, анализа безопасности исследовательских ядерных установок и их экспериментальных устройств;
- ◆ разработка и изготовление датчиков внутриреакторного контроля температуры, давления, нейтронного потока, линейных перемещений для оснащения экспериментальных устройств;
- ◆ разработка и изготовление автоматизированных систем сбора и обработки экспериментальных данных при проведении внутриреакторных исследований;
- ◆ расчётные и экспериментальные исследования для обоснования безопасного обращения с необлучёнными и облучёнными ядерными материалами, эффективного использования топлива в активной зоне.

РЕАКТОР БОР-60

В рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на 2010–2015 годы и на перспективу до 2020 года» на реакторной установке выполнены следующие работы по техническому перевооружению и продлению срока её эксплуатации:

- ◆ введена в эксплуатацию новая схема электроснабжения системы информационной поддержки оператора;
- ◆ смонтирована аккумуляторная батарея для первого канала системы аварийного электроснабжения САЭ-1 (220 В);
- ◆ разработаны проекты:
 - замены электромагнитных пускателей в схемах управления электронагревателями системы электрообогрева натриевых контуров;
 - замены электродвигателей главных циркуляционных насосов.
- ◆ выполнены расчёты на прочность следующего оборудования:
 - реакторной газовой спектрометрической петли;
 - промежуточного теплообменника;
 - маслосепаратора;
 - подогревателя сетевой воды ПСВ-200У;
 - технологического конденсатора;
 - вертикального конденсатора;
 - буферной ёмкости парогенератора.

В отчётном году по программе реакторных испытаний и экспериментов на период до 2020 года проведены испытания (табл. 1.1–1.2):

- ◆ образцов конструкционных материалов и элементов активных зон реакторов разных типов, в том числе новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных реакторов типа ВВЭР;
- ◆ макетов твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 (с ураноплутониевым нитридным топливом, в том числе с младшими актинидами, оболочками из сталей марок ЭП823-Ш, ЧС139, ЭП450-ДУО и ЭП823-ДУО¹, а также с гелиевым и свинцовым подслоем);
- ◆ макетов твэлов реактора МБИР, содержащих виброуплотнённое МОКС-топливо, для обоснования их работоспособности;
- ◆ макетов твэлов, конструкционных и поглощающих материалов в рамках контрактов с Корейским исследовательским институтом атомной энергии, Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции, компаниями «Электрисите де Франс» (Франция) и «Терра Пауэр» (США).

Таблица 1.1

Характеристики материаловедческих сборок, облучавшихся в реакторе БОР-60

Тип облучательного устройства	Число устройств	Температура испытаний, °С	Достигнутый флюенс нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	Характеристика образцов
С радиационным нагревом	1	380–580	До 19,0	Образцы конструкционных материалов (Франция)
	2	570–630	До 8,3	Образцы конструкционных материалов реактора на быстрых нейтронах (Корея)
		620–680	До 13,1	
	1	315–325	До 4,0	Образцы циркониевых сплавов (Франция)
	1	315–345	До 0,5	Образцы конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР
	2	350–370	До 16,8	
380–420		До 18,4		
С твэльным подогревом	3	440–460	До 13,8	Образцы конструкционных материалов реактора TWR (США)
		500–550	До 13,4	
		575–625	До 14,6	
	2	475–525	До 0,8	Макеты поглощающих элементов (Франция)
	1	380–420	До 4,8	Образцы конструкционных материалов (Франция)
		400–450	До 1,4	Образцы конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР

¹ Здесь и далее: ЭП823-Ш (16Х12МВСФБР-Ш) — ферритно-мартенситная легированная, в том числе кремнием, сталь для изготовления особо тонкостенных труб и прутков, деталей техники специального назначения; ЧС139 — высокохромистая ферритно-мартенситная сталь для производства прутков, трубной заготовки и труб, применяемых для изготовления деталей и конструкций активных зон энергетических ядерных (реакторов на быстрых нейтронах) и термоядерных реакторов; ЭП450-ДУО и ЭП823-ДУО — механически легированные дисперсно-упрочнённые оксидами ферритно-мартенситные стали (основа ЭП450 и ЭП823 соответственно). — Прим ред.

Таблица 1.2

**Краткие характеристики экспериментов, проводившихся в реакторе БОР-60,
и облучавшихся тепловыделяющих сборок**

Состав топлива	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %	Массовая доля плутония-239, %	Вид топлива	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС
						Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	
Облучавшиеся в реакторе и выгруженные из него в 2018 году									
Диоксид урана	23	37	75	–	Виброуплотнённое	19,3	35	15	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450 ²
Композиция на основе диоксидов урана и плутония	1	37	42	95	Смешанное виброуплотнённое, с массовой долей диоксида урана 65 % и диоксида плутония 35 %	15,1	29	14,2	Макеты твэлов реактора МБИР, оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
Композиция на основе нитридов урана и плутония	1	7	0,3	12	Нитридное смешанное	2,0	32	5,9	Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
Находящиеся в реакторе по состоянию на 31.12.2018									
Диоксид урана	112	37	75	–	Виброуплотнённое	17,5	37	13,3	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
	3	19	75	–		8,9	28	9,2	
	1	7	75	–		6,4	30	5,8	Разборная; твэльный подогрев
	2	19	75	–		0,8	27	0,8	
Сплав урана с цирконием	1	7	20	–	Металлическое	0,2	65	0,6	Разборная; макеты твэлов
Сплав урана с цирконием и диоксид урана	1	7	20	–	Металлическое	4,3	37	6,8	Разборная; макеты твэлов, твэльный подогрев, замедлитель
		7	75	–	Виброуплотнённое	5,6	25		
Композиция на основе нитридов урана и плутония	1	19	0,3	50	Нитридное смешанное	0,6	40	0,6	Разборная; макеты твэлов реактора БН-1200
	3	7	0,3	12–21		4,9	40	16,0	
	1	7	0,4	21	Нитридное смешанное, с младшими актиноидами	0,9	40	0,3	Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300

² Здесь и далее: ЭП450 (12Х12М1БФР) — ферритно-мартенситная легированная бором сталь для изготовления труб энергетического оборудования и оборудования АЭС; ЧС68 (06Х16Н15М2Г2ФР) — аустенитная сталь, применяемая для изготовления трубопроводов, оборудования, в том числе твэлов, АЭС. — Прим ред.

РЕАКТОР РБТ-10/2

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы. Перевод на топливо с увеличенным содержанием урана осуществляется без изменения графика работы реактора. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. Продолжены автономные испытания системы управления и защиты реактора, подготовлен и направлен в Ростехнадзор комплект документов для внесения изменения в условия действия лицензии, чтобы принять систему управления и защиты в эксплуатацию.

В отчётном году проводили работы по ядерному легированию кремния и производству радионуклидов йода-131 и молибдена-99, наработку последнего осуществляли в режиме еженедельных поставок.

РЕАКТОР РБТ-6

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2020 годы. Перевод на топливо с увеличенным содержанием урана осуществляется без изменения графика работы реактора. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. Продолжены работы по комплексному обследованию установки с целью продления срока службы на период после 31 декабря 2020 года.

Экспериментальные работы в отчётном году были направлены на изучение изменения механических свойств конструкционных материалов реакторов разных типов под облучением до требуемого флюенса (повреждающей дозы) при заданной температуре. Испытаны образцы корпусных сталей и материалов опорных металлоконструкций действующих энергетических реакторов с целью прогнозирования их свойств и обоснования остаточного ресурса для продления срока эксплуатации реакторных установок.

В стенде «Корпус» проведены радиационные испытания образцов пьезокерамики, оптических элементов и макетов инерционного и резонансного пьезодвигателей, предназначенных для использования в составе оборудования диагностики томсоновского рассеяния в вакуумном объёме реактора ИТЭР.

В рамках выполнения производственной программы продолжено облучение мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок и получения йода-131.

РЕАКТОР МИР

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы. Завершены петлевые испытания и исследования:

- ◆ петлевой тепловыделяющей сборки ПТВС-31М реактора РИТМ универсального атомного ледокола (до глубокого выгорания топлива и увеличенного ресурса работы);
- ◆ поведения под облучением образцов сплава 718 в рамках контракта с компанией «Фраматом» (ранее «Арева», Франция).

В петлевой установке ПВ-1 проведены:

- ◆ испытания ТВС с негерметичными твэлами с целью обоснования лицензионных требований и усовершенствования расчётных кодов по прогнозированию радиационной обстановки в первом контуре реактора ВВЭР-1000 в условиях штатной эксплуатации модернизированного топлива;
- ◆ эксперимент со скачкообразным увеличением мощности полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000 с топливными таблетками без центрального отверстия и глубоким выгоранием для обоснования их работоспособности и изучения формоизменения оболочек из циркониевых сплавов в режимах с нарушением нормальной эксплуатации.

Продолжены петлевые испытания:

- ◆ экспериментальных твэлов реактора ВВЭР с РЕМИКС-топливом (с периодическим извлечением и исследованием состояния отдельных твэлов);
- ◆ ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для обоснования элементной базы транспортных реакторов и атомных станций малой мощности.

Начаты петлевые испытания: экспериментальной ТВС типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима по контракту с Китайским институтом атомной энергии и экспериментальных твэлов с ураноциркониевым топливом по контракту с Корейским исследовательским институтом атомной энергии.

В нескольких вытеснителях рабочих ТВС реактора завершено облучение стартового материала для наработки углерода-14. В табл. 1.3 представлены перечень и цели основных экспериментов в реакторе МИР (с указанием кратких характеристик объектов и параметров испытаний).

Таблица 1.3

Основные сведения о петлевых испытаниях твэлов и экспериментах в реакторе МИР

Цель испытаний	Длина твэла, мм	Число твэлов	Выгорание топлива
Исследование ресурсных характеристик ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для реактора РИТМ универсального атомного ледокола	1 000	31	1,05 г/см ³
Обоснование работоспособности элементов ТВС с твэлами дисперсионного типа	1 000	55	0,3 г/см ³
Обоснование работоспособности полномасштабных твэлов из ТВС реактора ВВЭР-1000 с топливной таблеткой без центрального отверстия и изучение формоизменения оболочек из циркониевых сплавов в режимах со скачкообразным увеличением мощности	1 000	6	40–45 МВт-сут/кг урана
Подтверждение работоспособности твэлов с РЕМИКС-топливом ТВС реактора ВВЭР-1000 Балаковской АЭС и верификация расчётного кода «Старт-3А» ³	580	10–6	38 МВт-сут/кг тяжёлых атомов
Исследование выхода продуктов деления из твэлов модернизированной конструкции типа ВВЭР-1000 с искусственно нанесёнными дефектами оболочек и выгоранием топлива около 60 МВт-сут/кг урана в петлевой установке реактора МИР	1 000	2	60 МВт-сут/кг урана
Исследование коррозионного растрескивания под напряжением при облучении образцов сплава 718 ⁴ в борно-литиевом водно-химическом режиме	–	72 образца	–
Подтверждение ресурсных и коррозионных характеристик экспериментальной ТВС типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима	1 000	10	2 МВт-сут/кг урана
Дооблучение твэлов с ураноциркониевым топливом до целевого выгорания для проведения последующих экспериментов в предельных режимах и определения лимитирующих значений линейной мощности	820	14	0,35–0,48 г/см ³

РЕАКТОР СМ

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ на 2015–2030 годы. В полном объёме выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов, усовершенствованы системы водяного и газового пожаротушения установки.

³ Старт-3А — программа для прочностных расчётов с целью исследования, обоснования и лицензирования тепловыделяющих элементов ядерных энергетических установок на тепловых и быстрых нейтронах в нормальных условиях эксплуатации и при нарушении нормальных условий эксплуатации. — Прим ред.

⁴ Здесь и далее 718 (ХН45МВТЮБР) — жаропрочный высококачественный сплав семейства Инконель, характеризующийся повышенной прочностной и коррозионной стойкостью, разработанный и созданный конкретно для эксплуатации при температурных режимах, достигающих 980 °С. — Прим ред.

Завершены исследования коррозионного растрескивания под напряжением образцов сплава 718 при облучении в борно-литиевом водно-химическом режиме в высокотемпературных ампульных каналах отражателя реактора (по контракту с компанией «Фраматом» (ранее «Арева», Франция)). С целью обеспечения разработки новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных реакторов типа ВВЭР начаты испытания образцов конструкционных материалов:

- ◆ в ампульном канале с естественной циркуляцией воды в отражателе реактора при температуре 300 °С;
- ◆ в активной зоне реактора в условиях контакта с теплоносителем первого контура.

Продолжены работы по инвестиционному проекту «Модернизация активной зоны реактора СМ», направленному на расширение экспериментальных возможностей установки. Проведены прочностные расчёты изменённых опорных и несущих конструкций активной зоны, рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности и ТВС, новой конструкции нейтронной ловушки для увеличения облучательного объёма. Применение современных конструктивных решений полностью подтверждено. Завершены работы и подготовлен отчёт по обоснованию безопасности модернизированного реактора в соответствии с требованиями государственных нормативных документов. Ростехнадзором принят к рассмотрению комплект документов для внесения изменений в условия действия лицензии на эксплуатацию реактора. Специализированными организациями завершается работа по изготовлению комплекта аппаратуры системы управления и защиты и разработке рабочей конструкторской документации на электромеханические приводы рабочих органов системы управления и защиты реактора с модернизированной активной зоной.

Выполнена, как и в предыдущие годы, обширная программа по реакторному производству радионуклидов различного назначения. В нейтронной ловушке реактора нарабатывали радионуклиды медицинского применения с высокой удельной активностью, такие как стронций-89, вольфрам-188, барий-131, лютеций-177. Проведена активация сердечников источников на основе селена-75 для дефектоскопии. Продолжена наработка иридия-192, кобальта-60 с высокой удельной активностью (более 9,25 ТБк/г (250 Ки/г)) и востребованных в ядерной медицине йода-125 и йода-131. Осуществляется программа получения изотопов трансплутониевых элементов, в том числе калифорния-252, предназначенного для изготовления нейтронных источников.

В рамках договора с Институтом ядерных исследований Российской академии наук и реализации эксперимента по поиску стерильных нейтрино выполнен большой объём работ для накопления хрома-51 в нейтронной ловушке реактора с целью последующего изготовления на его основе калибровочного образца для галлиево-германиевого нейтринного телескопа:

- ◆ проведены расчётно-экспериментальные исследования физических характеристик реактора с новым облучательным устройством в нейтронной ловушке;
- ◆ изучены свойства исходного материала;
- ◆ получены данные для обоснования безопасности реакторного облучения и обращения с облучённым материалом в радиационно-защитной камере;
- ◆ разработана рабочая конструкторская документация на облучательное устройство, защитный контейнер, источник ионизирующего излучения, оснастку и специнструмент;
- ◆ создана технология работ в реакторе и радиационно-защитной камере.

КРИТИЧЕСКИЕ СТЕНДЫ РЕАКТОРОВ СМ И МИР

Эксплуатацию критических стендов реакторов СМ и МИР проводили в плановом порядке в соответствии с условиями действия лицензий на их эксплуатацию.

На критическом стенде реактора МИР исследовали нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора и экспериментальной ТВС с твэлами типа PWR в условиях требуемого водно-химического режима. Итогом экспертизы документов по безопасности критического стенда стало положительное заключение, позволяющее получить очередную лицензию на эксплуатацию установки.

На критическом стенде реактора СМ продолжили исследования нейтронно-физических характеристик реактора с модернизированной активной зоной. В рамках задачи по наработке радионуклида хрома-51 и изготовления на его основе калибровочного образца источника нейтрино проведены экспериментальные исследования физических характеристик реактора с макетом облучательного устройства в нейтронной ловушке. В стадии завершения работы по формированию комплекта документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации критического стенда, для направления в Ростехнадзор в рамках процедуры получения очередной лицензии на эксплуатацию установки в 2019 году. Проработаны изменения конструкторской документации с целью приведения критического стенда в соответствие с планируемой модернизацией реактора СМ.

В рамках мероприятий по повышению безопасности и эффективности экспериментальной базы атомной энергетики завершена поставка оборудования и приборов для модернизации системы радиационного контроля критических стендов и установки измерения активности твэлов и урановых индикаторов.

РЕАКТОР ВК-50

Основные направления работ на реакторной установке:

- ◆ выработка и подача в сеть электрической энергии и тепла для нужд промышленной площадки института и населения;
- ◆ расчётные и экспериментальные исследования в соответствии с программой работ по эффективному использованию топлива в активной зоне реактора;
- ◆ получение экспериментальных данных по физике, теплофизике, теплогидравлике, выходу и распространению продуктов деления, необходимых для верификации расчётных программ, разработок и предложений по существующим и инновационным реакторам и обоснования безопасности действующих;
- ◆ изучение характеристик водно-химического режима, разработка методики его поддержания и контроля показателей;
- ◆ усовершенствование расчётно-методического обеспечения для обоснования безопасной и эффективной работы реакторной установки;
- ◆ работа с отработавшими тепловыделяющими сборками.

Энерговыработка реактора составила 1 314 974 МВт·ч, отпуск электрической и тепловой энергии — 262 251 МВт·ч и 37 604 Гкал соответственно.

Основные показатели работы исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР» в 2018 году представлены в табл. 1.4.

Таблица 1.4

Показатели работы реакторов

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60	ВК-50	
Максимальная мощность, МВт	90	6	39	10	50	200 (до 50)*	
Коэффициент использования времени, отн. ед.:	по плану	0,64	0,71	0,60	0,73	0,64	0,80
	фактически	0,67	0,71	0,61	0,73	0,59	0,76
Время работы реактора, сут:	по плану	233	259	219	267	234	293
	фактически	245	259	222	267	214	283
Число плановых остановок**	24	35	17	38	9	2	

* В скобках дополнительно указана максимальная электрическая мощность.

** Неплановых остановок реакторов не было.

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, А.Ю. Седин

СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ В РЕЖИМЕ СКАЧКООБРАЗНОГО УВЕЛИЧЕНИЯ МОЩНОСТИ

В реакторе МИР проводили облучение экспериментальной тепловыделяющей сборки, содержащей твэлы с оболочками из различных сплавов циркония. Сравнение влияния на них облучения было основной задачей испытаний, во время которых проводили промежуточное обследование состояния твэлов. При очередном обследовании были извлечены четыре твэла: три (№ 21, 22, 25) с оболочками из сплавов Э110 о. ч.⁵ и один (№ 32) с оболочкой из сплава Э110-М⁶. Твэлы № 21, 25, 32 были выбраны для сравнительных испытаний в режиме скачкообразного увеличения мощности, а для исследований после базового облучения отобран твэл № 22.

Во время эксперимента приблизительно за 15 мин максимальную линейную мощность увеличивали: для твэлов № 25 и 32 — с 230 до 420 Вт/см, а для твэла № 21 — с 200 до 365 Вт/см (рис. 1.1).

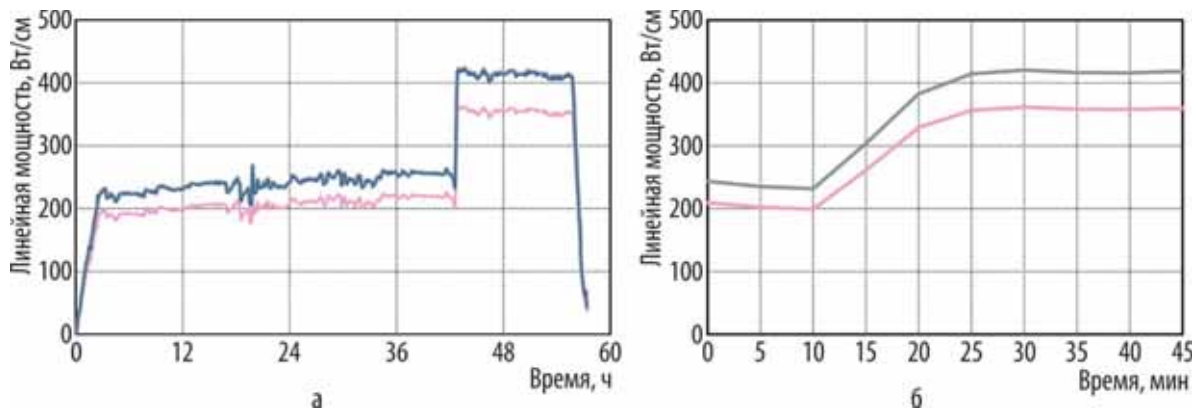


Рис. 1.1. Изменение максимальной линейной мощности твэлов № 21 (—), 25 и 32 (—) во время испытаний (а) при увеличении мощности (б)

Послереакторные исследования показали, что приращение максимальной остаточной диаметральной деформации после скачка мощности для твэла № 25 составило примерно 1,1 %, а для твэла № 32 — приблизительно 1 % (рис. 1.2).

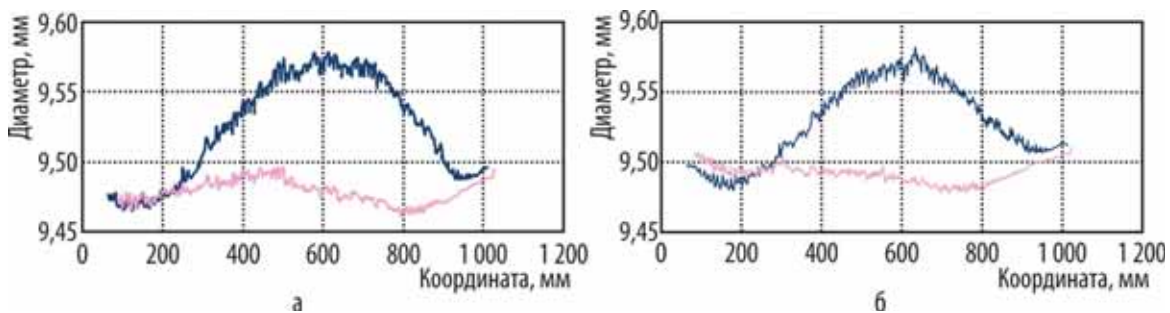


Рис. 1.2. Профилограммы твэлов № 25 (а) и № 32 (б) до (—) и после (—) эксперимента

После испытаний в режиме скачкообразного увеличения мощности не произошло заметного изменения механических свойств оболочек. Незначительные изменения структуры топлива вызваны повышением температуры во время испытаний. Все твэлы сохранили герметичность и работоспособность.

А.Г. Ещеркин, А.И. Долгов, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова,
В.А. Овчинников, А.В. Горячев, Л.В. Киреева

⁵ Здесь и далее Э110 о. ч. — сплав на основе циркония; о. ч. — особо чистый (по гафнию). — Прим ред.

⁶ Здесь и далее Э110-М — модифицированный сплав на основе циркония (например, с увеличенным содержанием кислорода и железа). — Прим ред.

ИЗУЧЕНИЕ КОРРОЗИОННОГО РАСТРЕСКИВАНИЯ ПОД НАПРЯЖЕНИЕМ СПЛАВА 718 ПРИ ОБЛУЧЕНИИ

В исследовательских реакторах СМ и МИР проведены испытания образцов сплава 718 в условиях водно-химического режима, характерного для реакторов PWR, с целью изучения коррозионного растрескивания под напряжением при трёх различных диапазонах значений плотности потока быстрых (с энергией свыше 1 МэВ) нейтронов:

- 1) $(1-3)10^{12} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ — для реактора МИР (I);
- 2) $(1,12-1,51)10^{13} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ — для реактора СМ (II);
- 3) $(0,98-1,30)10^{14} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ — для реактора СМ (III).

Для обеспечения условий эксперимента были разработаны оригинальные нагружающие пеналы и облучательные устройства (рис. 1.3) для реакторов МИР (I) и СМ (II и III), а также установка для измерения релаксации напряжения (релаксометр). Каждое облучательное устройство было оснащено термоэлектрическими преобразователями для измерения температуры теплоносителя, омывающего образцы, и активационными детекторами для определения набранного флюенса по окончании испытаний.

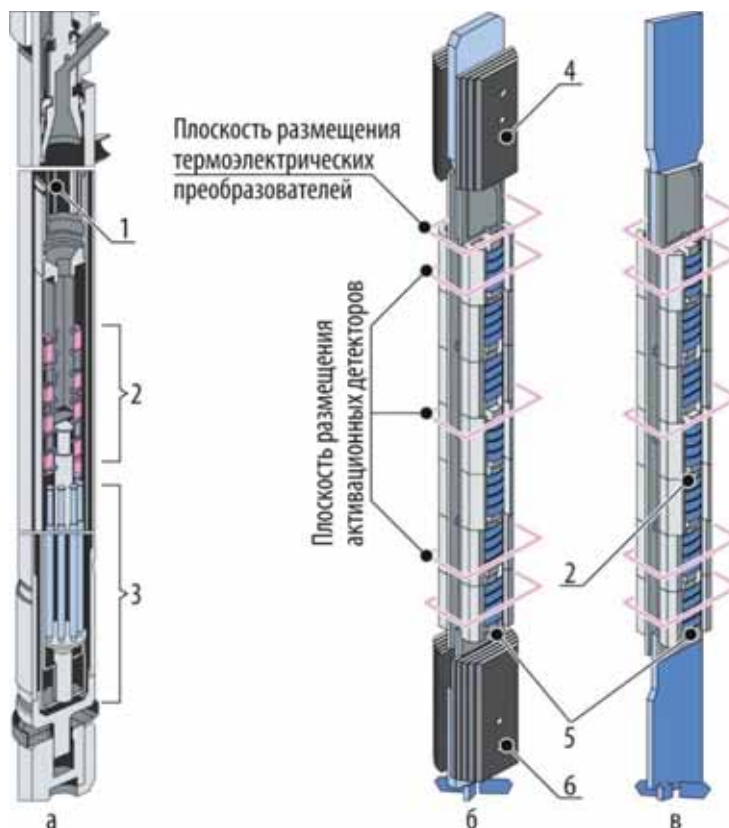


Рис. 1.3. Конструктивная схема I (а), II (б) и III (в) облучательных устройств: 1 — термоэлектрические преобразователи; 2 — нагружающие пеналы; 3 — нагревательный блок; 4 — верхний нагреватель; 5 — держатель; 6 — нижний нагреватель

Образец представлял собой выполненную из сплава 718 пластину длиной 24 мм, шириной 5 мм и толщиной 0,27 мм. Для испытаний образцов была выбрана схема нагружения с четырёхточечным изгибом с четырьмя уровнями нагружения. Такая схема (рис. 1.4) позволяет создавать необходимый уровень механического напряжения в плоских образцах путём деформации на величину параметра u . При этом учитываются их первоначальные механические свойства до облучения, а уровни нагружения для каждого пенала могут отличаться в широком диапазоне создаваемого напряжения [1, 2].

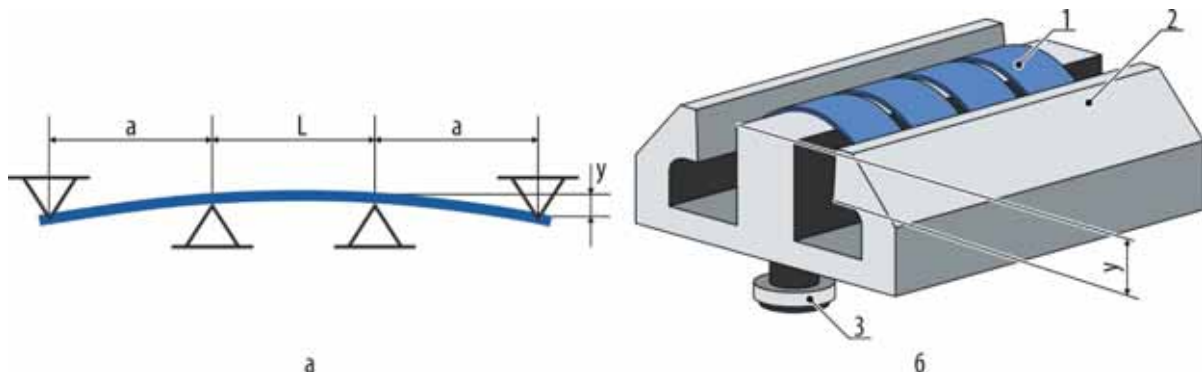


Рис. 1.4. Схема нагружения образцов при испытаниях (а) и конструктивная схема нагружающего пенала (б): 1 — испытуемый образец; 2 — нагружающие опоры; 3 — штифты для фиксации в облучательном устройстве; L — расстояние между внутренними опорами, а — расстояние между внутренней и внешней опорой; у — разность высот внутренней и внешней опоры нагружающего пенала

Измерение релаксации напряжения проводили в условиях радиационно-защитной камеры на специально разработанном релаксметре [3]. Шаговый двигатель, входящий в состав устройства, с помощью шарико-винтовой пары задаёт вертикальное движение нагружающей призмы с установленным датчиком силы. При этом происходит постепенное нагружение образца до момента его отрыва от опоры пенала. Эта сила воспринимается датчиком, показания которого выводятся на экран персонального компьютера в виде зависимости от координаты перемещения нагружающей призмы в реальном времени. Момент отрыва образца от нагружающей опоры пенала определяют на графике по точке перегиба кривой. В этой точке сила, приложенная к образцу, равна силе, с которой образец воздействует на нагружающую опору пенала вследствие заданной деформации. Значение измеренной силы используют для определения уровня напряжения, созданного в образце.

Испытания образцов проходили в течении пяти циклов различной длительности (табл. 1.5) в режиме без поверхностного кипения теплоносителя в условиях водно-химического режима, характерного для реактора PWR. Общее время испытаний составило примерно 240 эфф. сут. Для некоторых образцов после каждого цикла испытаний проводили измерение уровня релаксации. Из-за необходимости соблюдения безопасности при проведении испытаний в экспериментальном канале реактора СМ заданные значения концентрации водорода получали способом радиационного разложения аммиака, добавляемого в теплоноситель [4]. Концентрацию водорода при испытаниях образцов в реакторе МИР поддерживали с помощью имеющейся системы дозирования водорода в теплоноситель первого контура петлевой установки ПВ-2 реактора.

После каждого цикла испытаний проводили промежуточные исследования образцов, которые включали визуальный осмотр на стенде инспекции [1, 5] и определение напряжения в отдельных образцах. В качестве примера на рис. 1.5 приведена фотография одного из пеналов с образцами после первого цикла испытаний в петлевой установке ПВ-2 реактора МИР, а на рис. 1.6 — результаты измерения силы отрыва образца от нагружающей опоры пенала, полученные при помощи релаксметра. Значение измеренной силы характеризует уровень напряжения в образце, который рассчитывается по эмпирической формуле

$$\sigma = \frac{6Pa}{Sh}, \quad (1.1)$$

где σ — значение напряжения, Па;

а — расстояние между внутренней и внешней опорой нагружающего пенала, мм;

S — площадь поперечного сечения образца, мм²;

h — толщина образца, мм;

P — сила воздействия образца на датчик, Н.

Таблица 1.5

Параметры испытаний образцов

Параметр	Тип облучательного устройства и его местонахождение		
	I	II	III
	Петлевая установка ПВ-2 реактора МИР	Экспериментальный канал отражателя реактора СМ	
Средний ряд		Ближний ряд	
Температура поверхности образцов, °С	290–300	300–323	293–319
Плотность потока быстрых нейтронов (с энергией свыше 1 МэВ), $\times 10^{12} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	1–3	11,9–15,5	100–134
Показатели качества водно-химического режима теплоносителя: рН при 300 °С, отн. ед.	7,2–7,4	7,1–7,3	7,1–7,6
Концентрация, мг/кг: катионов лития	5,4–5,5	4,0–6,3	4,2–9,2
борной кислоты	7 000–7 900	6 900–8 300	5 600–8 200
водорода при нормальных условиях	4,2–5,4	–	–
аммиака	–	0,1–10,4	0,1–10,4



Рис. 1.5. Изображение пенала с образцами

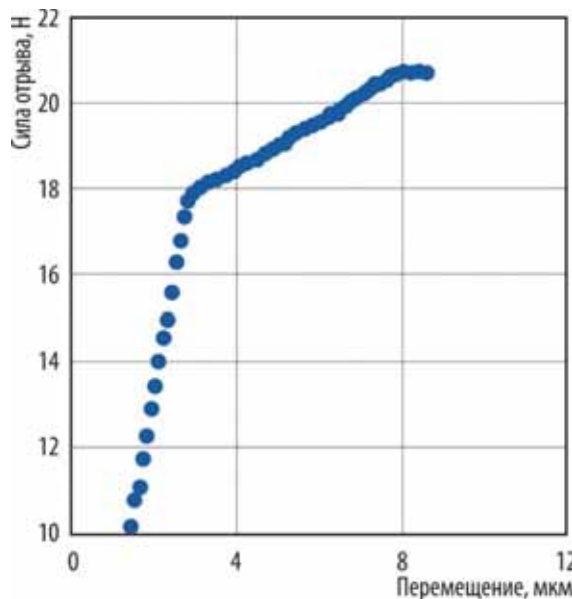


Рис. 1.6. Зависимость силы воздействия образца на датчик от координаты перемещения нагружающей призмы

Для измеренных образцов была получена зависимость уровня релаксации напряжения от набранного флюенса быстрых (с энергией свыше 1 МэВ) нейтронов (рис. 1.7).

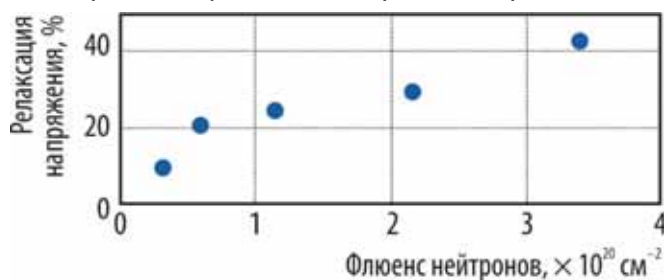


Рис. 1.7. Зависимость уровня релаксации напряжения от набранного флюенса быстрых нейтронов

Результаты испытания плоских образцов из сплава 718, проведённых в реакторах МИР и СМ при различных значениях плотности потока быстрых нейтронов и заданных значениях напряжения в образцах, позволяют характеризовать поведение конструктивных элементов, изготовленных из сплава 718, при их работе в составе полномасштабных ТВС водяных энергетических реакторов.

Список литературы

1. Бурукин А.В., Долгов А.И., Ижутов А.Л. и др. Методы и устройства для реакторных испытаний конструкционных материалов и элементов тепловыделяющих сборок под нагрузкой. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 2. С. 45–54. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» / Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив. — Режим доступа: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5095>. Дата обращения: 22.05.2019.
2. Бурукин А.В., Долгов А.И., Ижутов А.Л. и др. Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении в реакторе МИР. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 г.). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 21–24. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/go_2014_nauchn_sayt_0.pdf. Дата обращения: 30.01.2019.
3. Серёдкин С.В., Палачёв П.С., Марихин Н.Ю. и др. Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава INCONEL 718 при облучении в реакторе СМ. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 г.). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 31. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_otchyot_2013_sayt.pdf. Дата обращения: 30.01.2019.
4. Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Владимирова О.Н. и др. Исследование полноты разложения аммиака в условиях экспериментального стенда реактора СМ. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 г.). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 30–32. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_nauchnyy_2016_sayt_2.pdf. Дата обращения: 30.01.2019.
5. Burukin A.V., Dolgov A.I., Izhutov A.L. et al. Equipment for Interim Examinations of Fuel Rods in the MIR Reactor Storage Pool. — Proceedings of the 10-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 7–14 September 2013, Sandanski, Bulgaria. — Sofia, Bulgaria: Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy of the Bulgarian Academy of Sciences, 2013. P. 244–250.

*А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин, В.А. Овчинников, О.Н. Владимирова,
А.И. Долгов, М.А. Мокеичев, С.В. Серёдкин, В.А. Кисляков*

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТВЭЛОВ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ КОНСТРУКЦИИ И С ИСКУССТВЕННЫМИ ДЕФЕКТАМИ ОБОЛОЧЕК

По программе экспериментальных и расчётно-теоретических исследований выхода радиоактивных продуктов деления из негерметичных ТВЭлов реакторов типа ВВЭР-1000 модернизированной конструкции с топливными таблетками без центрального отверстия проведено два эксперимента в петлевой установке ПВ-1 реактора МИР. Объектом исследования являлись

рефабрикованные твэлы с искусственными дефектами на оболочке и выгоранием топлива около 60 МВт-сут/кг урана. Целью экспериментов было получение параметрической зависимости выхода радиационно значимых продуктов деления. Эти данные необходимы как для прогнозирования радиационной обстановки в первом контуре реакторов типа ВВЭР-1000, так и для разработки методик и верификации расчётных кодов.

Проектные характеристики петлевой установки ПВ-1 обеспечивают возможность работы твэлов экспериментальной ТВС в режиме нормальной эксплуатации реактора ВВЭР-1000. Специально разработанный комплекс оборудования и методик [1] позволяет проводить измерения активности определяющих радиационную обстановку радионуклидов в теплоносителе первого контура петлевой установки двумя методами: непрерывными онлайн-измерениями, которые отображают кинетику изменения активности во время эксперимента, и измерениями по пробам теплоносителя (с помощью реперных точек по активности долгоживущих нуклидов) для контроля эффективности регистрации гамма-квантов при онлайн-измерениях.

В состав облучательного устройства входила экспериментальная ТВС [2], содержащая твэл с искусственным дефектом, окружённый шестью твэлами, и в поперечном сечении аналогичная фрагменту сборки реактора ВВЭР-1000. Конструкция экспериментальной тепловыделяющей сборки обеспечивала дистанционную замену установленного в центральную ячейку твэла с искусственно нанесённым дефектом на оболочке, что позволяло многократно использовать экспериментальное устройство. Длина топливной части твэлов составляла около 1 000 мм, что соответствует высоте активной зоны реактора МИР.

В первом эксперименте на координате 115 мм от верхнего торца экспериментального твэла на его оболочку был искусственно нанесён дефект в виде круглого отверстия диаметром 1 мм, во втором — дефект оболочки был выполнен в виде аксиальной щели длиной 14 мм и шириной 1,4 мм на координате 150 мм от нижнего торца твэла. Параметры испытания твэлов по мощности энерговыделения (рис. 1.8) и условиям охлаждения обеспечивали как выбором картограммы активной зоны реактора и изменением положения органов регулирования для корректировки мощности, так и изменением технологических параметров первого контура петлевой установки. Температуру оболочки и топливного сердечника твэлов определяли путём расчётной обработки данных регистрации теплофизических параметров облучения.

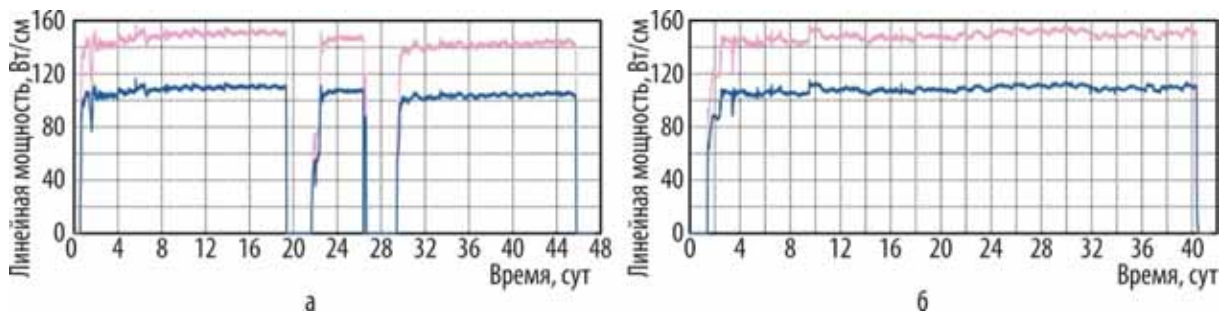


Рис. 1.8. Изменение средней (—) и максимальной (—) линейной мощности экспериментального твэла в процессе первого (а) и второго (б) экспериментов

В процессе обоих испытаний отклонений от заданных параметров облучения не отмечено, поведение экспериментальной тепловыделяющей сборки с негерметичным твэлом было типичным, как и изменение удельной активности продуктов деления различных физико-химических групп (инертные радиоактивные газы, галогены) в теплоносителе (рис. 1.9). В настоящее время проводят посттестовые материаловедческие исследования экспериментальных твэлов. После обработки и анализа экспериментальных данных будет получена информация о выходе продуктов деления из твэлов модернизированной конструкции с негерметичной оболочкой и выгоранием топлива около 60 МВт сут/кг урана. Результаты проведённых экспериментов использованы для обоснования необходимости и возможности исследований по изучению особенностей выхо-

да продуктов деления из твэлов последних конструктивных модификаций с нижними и верхними топливными бланкетами, выполненными из урана пониженного обогащения, а также особенностей формирования вторичных дефектов оболочки в режиме эксплуатации с переменной мощностью (например, в условиях недельного циклирования).

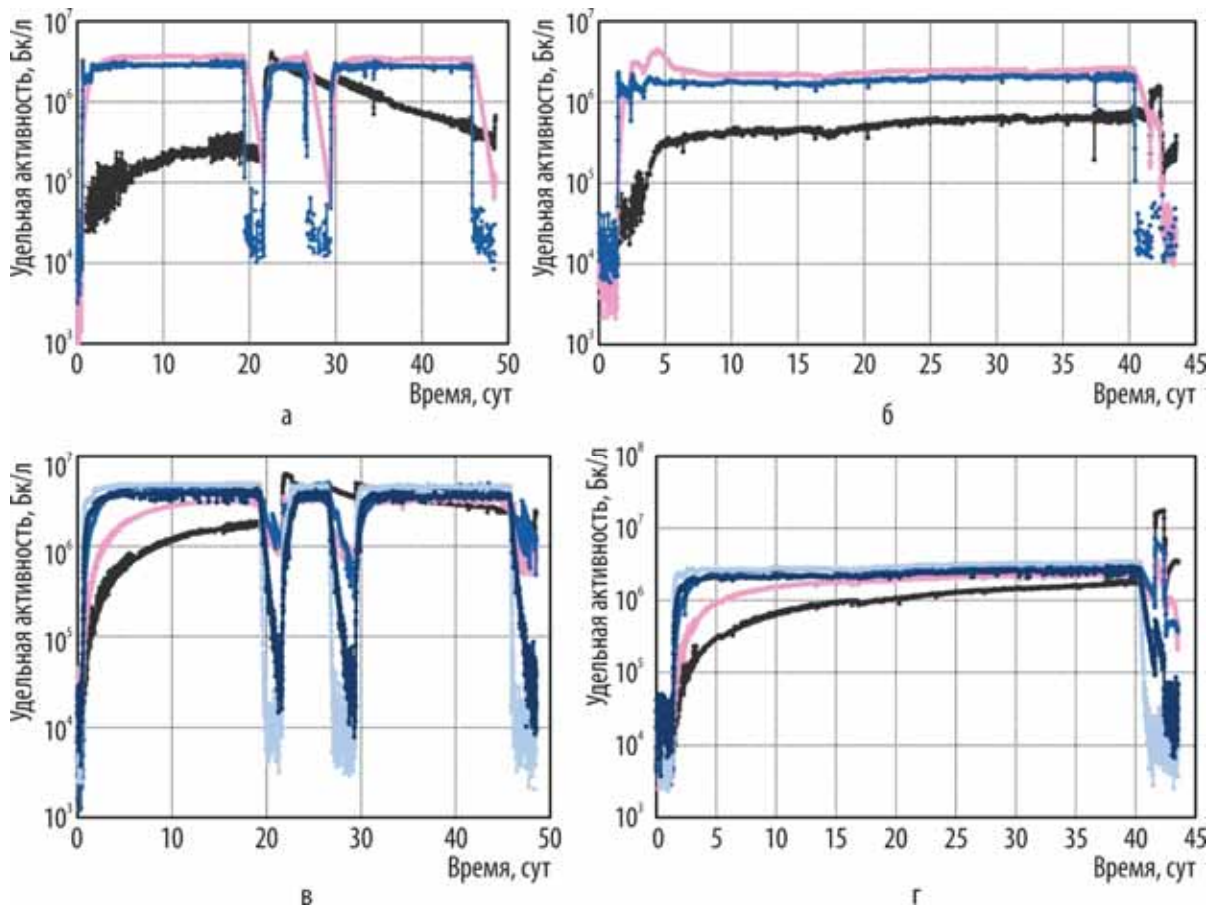


Рис. 1.9. Изменение удельной активности изотопов ксенона (а, б) с массовыми числами 133 (—), 135 (—), 138 (—) и йода (в, г) с массовыми числами 131 (—), 132 (—), 133 (—), 134 (—), 135 (—) в теплоносителе петлевой установки ПВ-1 в процессе первого (а, в) и второго (б, г) экспериментов

Список литературы

1. Кудрин Ю.С., Ильенко С.А., Киселева И.В. Исследования в петлевой установке реактора МИР выхода продуктов деления из твэлов реактора ВВЭР-1000 с искусственно нанесёнными дефектами оболочки. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИИАР», 2017. Вып. 2. С. 14–26. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИИАР» / Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив. — Режим доступа: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5095>. Дата обращения: 22.05.2019.
2. Горячев А.В., Ильенко С.А., Киселева И.В., Кудрин Ю.С. Исследование в реакторе МИР выхода продуктов деления из модернизированных твэлов реактора ВВЭР-1000 с искусственными дефектами оболочек. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 г.). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИИАР», 2018. С. 18–20. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo_2017_sayt_0.pdf. Дата обращения: 30.01.2019.

С.А. Ильенко, И.В. Киселёва, Ю.С. Кудрин

РЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ УРАНОГАДОЛИНИЕВОГО ТОПЛИВА

Конкурентоспособность и эффективность использования топлива в энергетических реакторах определяется уровнем достигнутого выгорания топлива. Работоспособность твэлов при высоких значениях выгорания во многом зависит от физико-механических, физико-химических, теплофизических свойств топливного сердечника, его радиационной стойкости, способности к удержанию продуктов деления. На напряжение на оболочке, ограничивающее работоспособность твэлов в стационарных и переходных режимах эксплуатации, влияют давление газообразных продуктов деления и силовое взаимодействие топлива и оболочки. Одним из направлений повышения работоспособности твэлов является оптимизация структуры и состава оксидного топливного сердечника. Технологические разработки в этой области должны сопровождаться исследованием его свойств, из которых наиболее важными являются радиационная ползучесть, определяющая напряжение на оболочке, и вклад радиационного доспекания в общую деформационную картину, что в совокупности позволяет предсказывать ресурс эксплуатации твэла. Целью работы было получение размерных характеристик в процессе реакторного облучения топливных трубчатых образцов из оксидного ураногадолиниевого топлива для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния. Оксид гадолиния в данных образцах используется как выгорающий поглотитель нейтронов.

Методика исследования размерных характеристик топливных образцов была определена с учётом опыта аналогичных работ по исследованию ползучести уранового оксидного топлива,

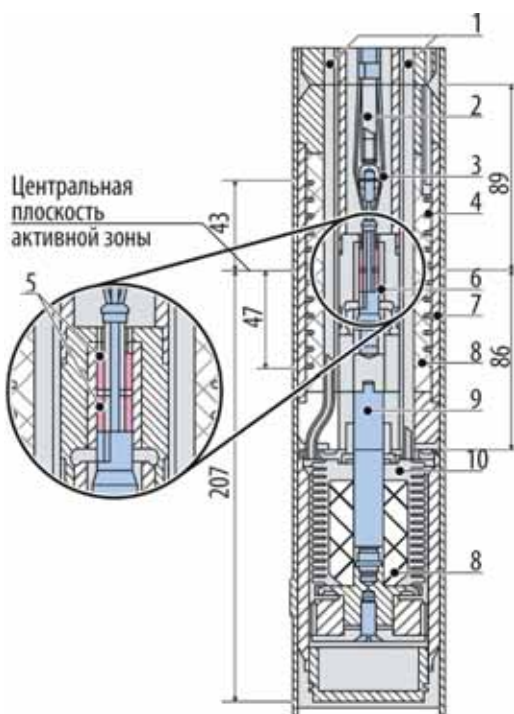


Рис. 1.10. Общий вид рабочего участка облучательного устройства: 1 — газовые линии; 2 — удлинитель; 3 — термоэлектрический преобразователь; 4 — нагреватель; 5 — образцы; 6 — гильза из молибдена; 7 — наконечник; 8 — графит; 9 — толкатель; 10 — сифон

проведённых в АО «ГНЦ НИИАР»⁷. Она предполагает непрерывное измерение изменения высоты облучаемого образца, находящегося под воздействием постоянного сжимающего усилия (рис. 1.10). На рис. 1.11 представлена диаграмма деформации топливных образцов из оксидного ураногадолиниевого топлива в процессе реакторного облучения в реакторе РБТ-6 для различных режимов нагружения при температуре, равной 870 °С. Полученные диаграммы деформации могут быть использованы для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния оксидного ураногадолиниевого топлива.

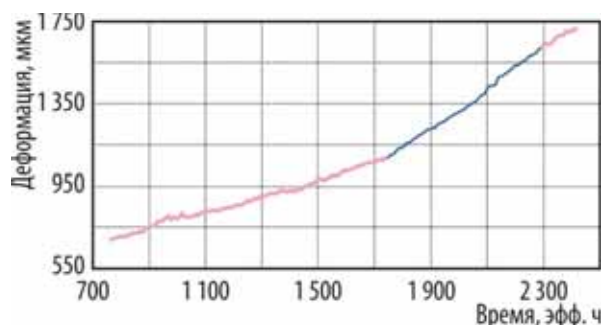


Рис. 1.11. Диаграмма деформации топливного сердечника в результате радиационной ползучести при нагрузке 30 (—) и 40 (—) МПа

Г.А. Ильных, С.В. Серёдкин

⁷ Малыгин В.Б., Михеев Е.Н., Федотов А.В. и др. Методика и результаты исследования радиационной ползучести крупнозернистого топлива на основе диоксида урана // Атомная энергия, 2014. Т. 116, вып. 1. С. 15–20.

МЕТОДИКА РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ НОВОЙ РАДИАЦИОННО СТОЙКОЙ СТАЛИ ДЛЯ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

С целью изучения свойств новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных реакторов типа ВВЭР, в том числе и ВВЭР-ТОИ, обоснования проектного срока эксплуатации таких устройств и возможности его продления проведено облучение образцов новой и используемой (08X18H10T)⁸ сталей в одном из ближних каналов отражателя активной зоны реактора СМ. Образцы должны были облучаться в условиях водяного теплоносителя при температуре 300–330 °С без кипения на поверхности до повреждающей дозы 3–5 сна.

Облучательное устройство для испытаний образцов представляло собой подвеску, размещённую внутри штатного стального канала высокотемпературной петли ВП-3 реактора СМ. Канал полностью заполнен дистиллированной водой. Естественная циркуляция воды в канале организована с помощью разделителя потока, в верхней части которого расположены переливные окна. Подвеска устройства (рис. 1.12) включает в себя держатель, на который крепятся семь перфорированных трубок с образцами для испытаний на разрыв (по шесть штук в каждой). Образцы для испытаний на ударную вязкость установлены на верхнем и нижнем этажах по четыре штуки на каждом. Для контроля температурного режима испытаний рабочий участок оснащён шестью термоэлектрическими преобразователями градуировки хромель-алюмель. Они установлены на уровне первого, четвёртого и восьмого этажей рядом с образцами. Полость канала подсоединена к компенсатору объёма, обеспечивающему давление в диапазоне от 15 до 16 МПа, необходимое для предотвращения кипения воды на поверхности образцов. Регулирование температуры осуществляли изменением давления и состава газа (воздух, гелий, азот или их смесь) в межкорпусном пространстве канала.

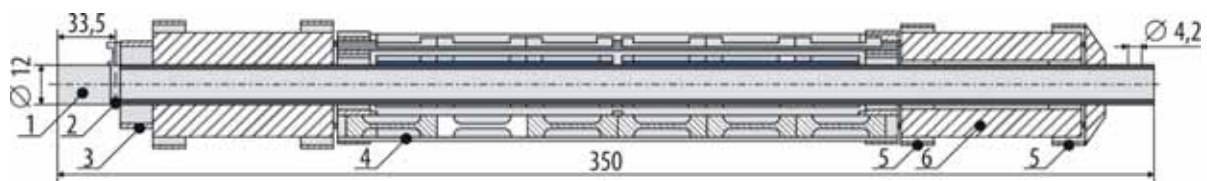


Рис. 1.12. Общий вид подвески с образцами: 1 — держатель; 2 — штифт; 3 — верхние обоймы; 4 — трубка с образцами для испытаний на разрыв; 5 — нижние обоймы; 6 — образец для испытаний на ударную вязкость

Испытания образцов проводили при плотности потока нейтронов (с энергией выше 0,1 МэВ) около $3 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при температуре от 290 до 335 °С. Регистрация температуры образцов за несколько кампаний реактора в процессе облучения показала, что разброс температуры по шести термоэлектрическим преобразователям не превышает 5 °С. Средняя температура в экспериментальном объёме составила 325 °С. Требуемую повреждающую дозу удалось набрать за 135 эфф. сут.

С.В. Серёдкин, Н.Ю. Марихин

⁸ Здесь и далее 08X18H10T — коррозионно-стойкая, жаростойкая хромоникелевая сталь аустенитного класса, применяющаяся для изготовления сварных изделий, в том числе и в атомной промышленности, обладающая повышенной сопротивляемостью межкристаллитной коррозии в ряде промышленных сред. — Прим. ред.

НЕЙТРОННОЕ ОБЛУЧЕНИЕ В РЕАКТОРЕ РБТ-6 РАЗЛИЧНЫХ ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

Для исследования влияния нейтронного облучения на механические свойства конструкционных материалов и материалов сварных швов были разработаны, изготовлены и использованы в реакторе РБТ-6 облучательные устройства серии «Прометей». В устройствах испытывали образцы следующих типовых размеров (рис. 1.13): СТ-0,5 и SEB-10 (для определения параметров трещиностойкости), разрывные пятикратные и с концентратором на рабочей части (для определения прочностных и пластических характеристик при кратковременном растяжении).

Облучательное устройство (рис. 1.14), которое устанавливали непосредственно в ячейку активной зоны реактора РБТ-6, состояло из наружного негерметичного корпуса, имитирующего корпус ТВС реактора, кассеты с образцами и нейтронно-активационными детекторами. Средой испытаний являлся теплоноситель первого контура реактора РБТ-6, температура облучения образцов — от 50 до 90 °С.

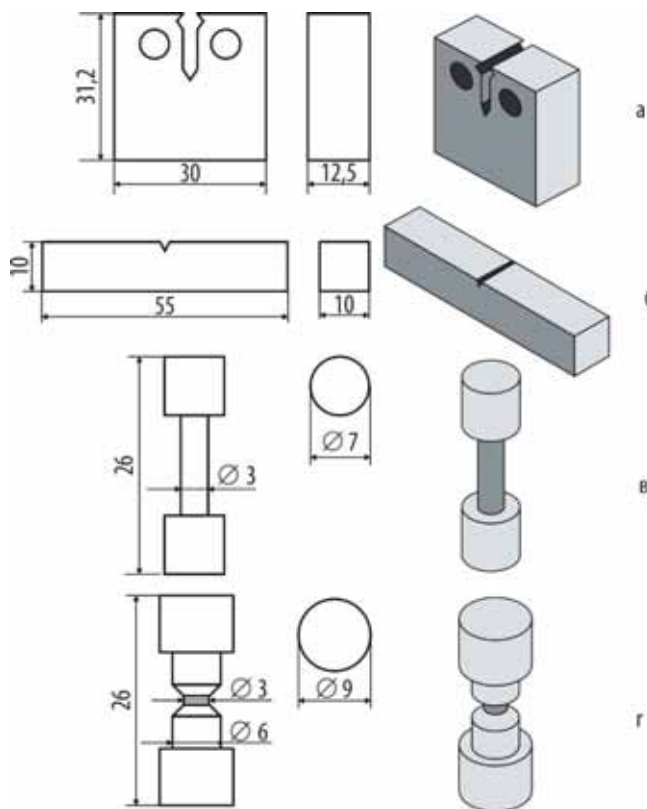


Рис. 1.13. Внешний вид и размеры образцов типа СТ-0,5 (а) и SEB-10 (б), разрывных: пятикратного (в) и с концентратором на рабочей части (г)

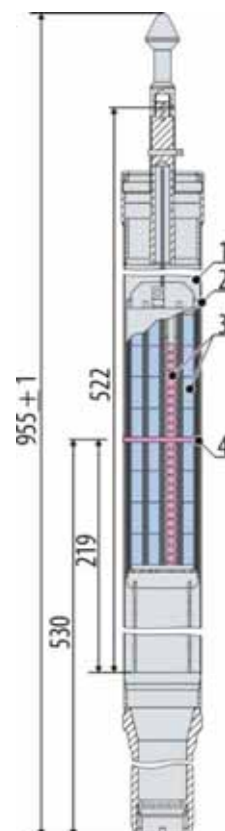


Рис. 1.14. Общий вид облучательного устройства серии «Прометей»: 1 — наружный корпус; 2 — кассета; 3 — образцы; 4 — центральная плоскость активной зоны

Всего было изготовлено три устройства, в которых испытывали образцы из сталей марок 10ХН1М⁹, 15Х2НМФА¹⁰, 08Х18Н10Т, А533В¹¹, металла кольцевого бака опорной конструкции реак-

⁹ Здесь и далее 10ХН1М — конструкционная низколегированная сталь, применяемая для изготовления бесшовной трубной заготовки, толстолистового проката, оборудования и трубопроводов атомных станций, в химической, нефтехимической и газовой промышленности. — Прим. ред.

¹⁰ Здесь и далее 15Х2НМФА — теплоустойчивая, радиационно стойкая хромомолибденованадиевая сталь, обладающая высокой пластичностью, вязкостью, сопротивлением хрупкому разрушению и применяемая для изготовления корпусов реакторов водо-водяного типа. — Прим. ред.

¹¹ Здесь и далее А533В — конструкционная низкоуглеродистая марганцеомолибденовая сталь, применяющаяся для изготовления сосудов под давлением. — Прим. ред.

тора третьего блока Нововоронежской АЭС. Облучение проводили при плотности потока нейтронов с энергией нейтронов свыше 0,5 МэВ не менее $1,0 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. При проведении серии испытаний максимальный флюенс на образцах доходил до 10^{20} см^{-2} .

В зависимости от требуемого для испытаний количества образцов и их расположения конфигурация кассеты может быть изменена. Облучательное устройство выполнено разборным, что позволяет извлекать образцы в условиях радиационно-защитной камеры.

В.А. Кисляков, Н.К. Калинина, С.В. Серёдкин

РАДИАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ ОБРАЗЦОВ ВНУТРИВАКУУМНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ДИВЕРТОРА РЕАКТОРА ИТЭР

Целью работы было определение изменения параметров образцов пьезокерамики и оптических элементов, макетов многослойных диэлектрических лазерных зеркал, оптических окон, пьезодвигателей в результате нейтронного облучения, аналогичного условиям эксплуатации на реакторной установке ИТЭР. Для радиационных испытаний образцов пьезокерамики, оптических элементов и макетов пьезодвигателей выбрана ячейка № 24 второго ряда стенда «Корпус» реактора РБТ-6 (рис. 1.15).

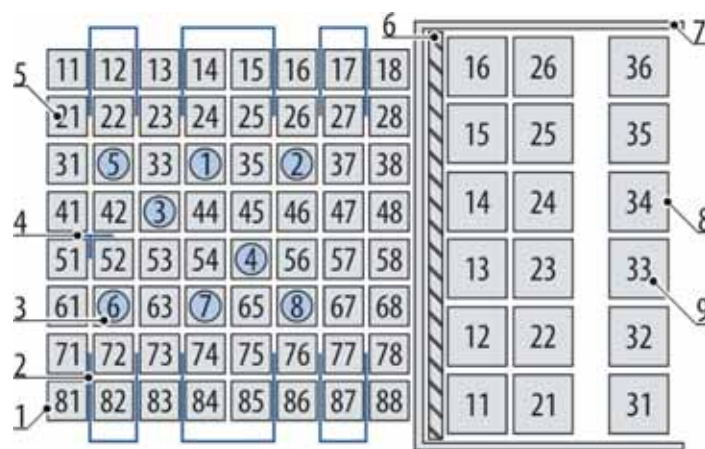


Рис. 1.15. Поперечное сечение активной зоны реактора РБТ-6 и стенда «Корпус»: 1 — тепловыделяющая сборка; 2 — совмещенный исполнительный орган аварийной защиты и компенсации реактивности; 3 — канал облучения в активной зоне реактора; 4 — рабочий орган автоматического регулирования; 5 — номер ячейки активной зоны реактора; 6 — свинцовый экран; 7 — выгорodka стенда; 8 — ампула; 9 — номер ячейки стенда

Для снижения доли тепловых нейтронов в спектре при проведении радиационных испытаний образцов и макетов решено было использовать экран, содержащий порошок карбида бора природного состава. Ширина засыпки карбида бора — 8 мм, пористость засыпки — 50%. Экран должен окружать образцы и макеты по вертикали с четырёх сторон. Дополнительно для снижения плотности потока тепловых нейтронов проведена оптимизация максимальной плотности потока быстрых нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ) на образцах подбором ширины зазора между первым и вторым рядами заполненного водой стенда «Корпус» (табл. 1.6). Поскольку максимальная плотность потока быстрых нейтронов при проведении испытаний не должна превышать $2,5 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, выбран зазор, равный 20 мм.

Зависимость максимальной плотности потока нейтронов на образцах от толщины зазора

Ширина зазора, мм	Максимальная плотность потока нейтронов, $\times 10^{12} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	Статистическая неопределённость расчёта, %
30	1,72	2,4
25	2,04	2,2
20	2,47	2,1
16	2,78	1,6
12	3,06	1,5
10	3,51	1,8

Таблица 1.6

При проведении реакторных испытаний образцов во все ячейки первого и второго рядов стенда «Корпус», кроме ячейки № 24, устанавливали стальные имитаторы облучательных устройств. На рис. 1.16 приведено сравнение спектра нейтронов в месте размещения внутривакуумных элементов дивертора реактора ИТЭР и ожидаемого спектра в районе расположения испытуемых образцов в облучательном устройстве в стенде «Корпус» на уровне центральной плоскости активной зоны реактора РБТ-6. Испытания образцов должны быть проведены до флюенса нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ) для испытуемых образцов и макетов, примерно равного

$1,0 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$; при температуре облучения не более $200 \text{ }^\circ\text{C}$ и в инертном газе. Для реакторных испытаний разработали два облучательных устройства, каждое из которых состояло из подвески с фланцем и ампулы из нержавеющей стали квадратного сечения (рис. 1.17), содержащей экран с порошком карбида бора и обоймы с образцами или макетами. Облучательные устройства, оснащённые нейтронно-активационными детекторами (мониторами) и термоэлектрическими преобразователями градуировки хромель-алюмель, содержали по четыре герметичных газовых полости: ампулы, подвески, экрана с порошком карбида бора, трубки для загрузки или выгрузки мониторов. Все полости имели газовые линии для подключения к газовакуумному стенду, обеспечивающему их вакуумирование, заполнение инертным газом (гелий, неон) и контроль давления. Кабели термоэлектрических преобразователей и датчиков давления МИДА, установленных на газовакуумном стенде, подключены к системе сбора и обработки информации автоматизированной системы научных исследований, обеспечивающей круглосуточный контроль параметров и их запись на электронный носитель.

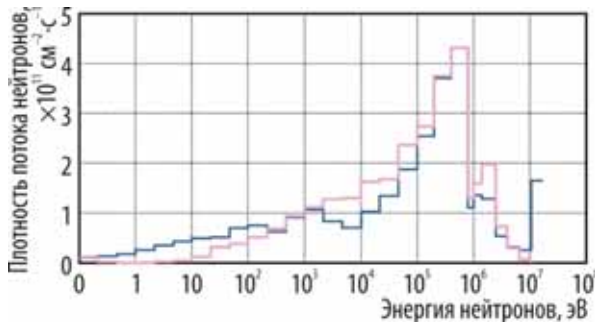


Рис. 1.16. Спектры нейтронов в местах размещения внутривакуумных элементов дивертора реактора ИТЭР (—) и расположения образцов и макетов в стенде «Корпус» (—)

В первом облучательном устройстве проведены реакторные испытания образцов пьезокерамики и оптических элементов в течение 81,6 эфф. сут при температуре $150 \text{ }^\circ\text{C}$ до флюенса нейтронов, равного $1,0 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$ (табл. 1.7).

Таблица 1.7.

Расчётные и экспериментальные значения флюенса нейтронов в устройстве с образцами

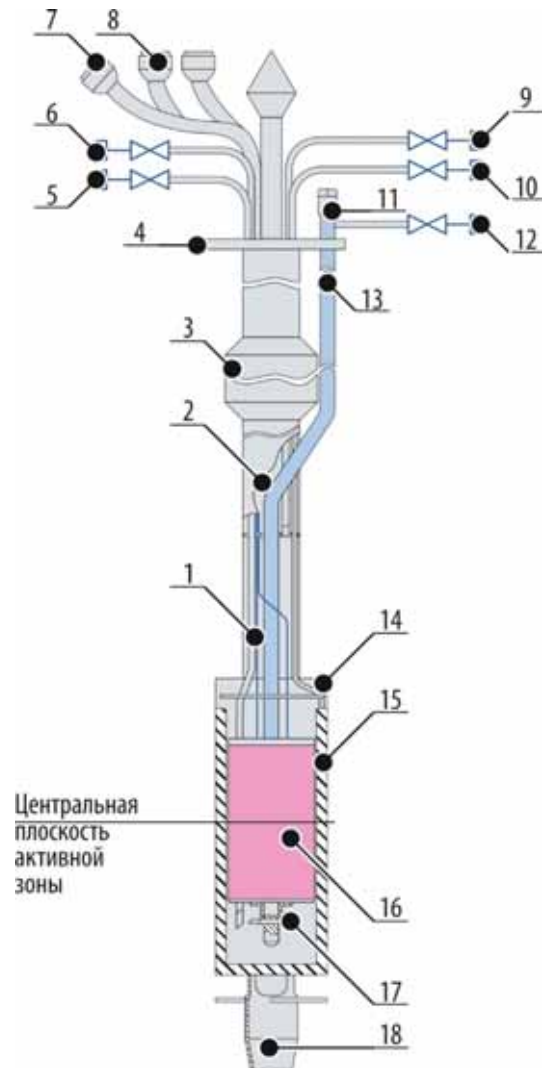
Расположение мониторов, мм*	Флюенс нейтронов (с энергией более 3 МэВ), $\times 10^{17} \text{ см}^{-2}$			Флюенс нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ), $\times 10^{18} \text{ см}^{-2}$		
	Расчёт	Эксперимент	Расчёт / Эксперимент	Расчёт	Эксперимент	Расчёт / Эксперимент
72	3,773	3,909	0,97	7,907	7,005	1,13
36	4,073	3,898	1,04	8,744	7,140	1,22
0	3,978	3,962	1,00	9,000	7,643	1,18
-36	3,940	4,051	0,97	8,751	7,662	1,14
-72	3,793	3,777	1,00	8,214	6,969	1,18

* Относительно центральной плоскости активной зоны ($\pm 5 \text{ мм}$).

После снижения активности образцов пьезокерамики и оптических элементов планируются их послереакторные испытания. В настоящее время продолжаются реакторные испытания второго облучательного устройства с макетами пьезодвигателей и керамическими образцами.

Рис. 1.17. Общий вид облучательного устройства для радиационных испытаний:

- 1 — силовые и измерительные кабели;
- 2 — подвеска;
- 3 — биологическая защита;
- 4 — фланец устройства;
- 5 — трубка для заполнения полости ампулы газом;
- 6 — трубка для контроля давления в полости подвески;
- 7 — разъём подключения термоэлектрического преобразователя к автоматизированной системе научных исследований;
- 8 — разъёмы подключения силовых и измерительных кабельных линий пьезодвигателей к блоку управления
- 9 — трубка для контроля давления в полости экрана;
- 10 — трубка для вакуумирования полости ампулы;
- 11 — заглушка трубки для загрузки и выгрузки мониторов;
- 12 — трубка для контроля давления в полости загрузки и выгрузки мониторов;
- 13 — трубка для загрузки и выгрузки мониторов;
- 14 — ампула;
- 15 — экран с порошком карбида бора;
- 16 — обойма с образцами или макетами;
- 17 — штифт, фиксирующий платформу с макетами и образцами;
- 18 — опора устройства



Н.К. Калинина, С.В. Серёдкин, М.Ф. Валишин,
В.В. Пименов, А.Р. Белозерова, В.Г. Нагайцев, С.А. Енин

ОПРЕДЕЛЕНИЕ В РЕАКТОРЕ МИР КРИТИЧЕСКОЙ ПЛОТНОСТИ ТЕПЛОВОГО ПОТОКА ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Одной из возможных аварий на реакторе ВВЭР-1000 может быть авария, вызванная несанкционированным вводом в активную зону положительной реактивности. При нарушениях в системе охлаждения возможно развитие ситуации, при которой на оболочке твэлов возникнет кризис теплоотдачи первого рода. Для расчёта распределения температуры в твэле в условиях кризиса необходимо знать величину критической плотности теплового потока для конкретной геометрии пучка твэлов.

До настоящего времени опубликованные экспериментальные данные по критической плотности теплового потока при массовой скорости теплоносителя менее $500 \text{ кг}/(\text{м}^2\cdot\text{с})$ отсутство-

вали. Эти значения получали экстраполяцией данных. В работе [1] описано, как рассчитать с помощью таблицы критическую плотность теплового потока для пучков обогреваемых стержней. В дальнейшем метод был доработан для учёта локальных параметров в каждой проходной ячейке [2].

В канале реактора МИР проведён эксперимент «Кризис стационарный» [3]. Объектом испытания была чехловая сборка из трёх укороченных твэлов реактора ВВЭР-1000 в треугольной решётке с шагом 12,75 мм. Такую конфигурацию сборки наиболее часто применяют в реакторных экспериментах, когда изучают поведение твэлов в условиях аварий, в частности с возникновением кризиса теплоотдачи на оболочке. В ходе эксперимента определены параметры, при которых в канале реактора МИР на оболочке твэлов в испытываемой сборке возникает кризис теплоотдачи, и значения критической плотности теплового потока, необходимые для расчёта пространственного распределения температуры твэлов. Ограничительными факторами, которые определяют параметры реакторного эксперимента, являются длина активной зоны (область нагрева теплоносителя) и минимальный расход теплоносителя (свойство технологического контура циркуляции). Непосредственно перед кризисом теплоотдачи давление, расход теплоносителя и мощность энерговыделения не изменялись. Кризис теплоотдачи наступал при росте локального паросодержания в теплоносителе. По результатам прямого измерения параметров эксперимента установлена критическая плотность теплового потока с неопределённостью 10%. Результаты эксперимента использовали для совершенствования расчётных методик, применяемых для пучков стержней.

По результатам сравнения значений критической плотности теплового потока для трёхэлементной сборки: полученного при обработке измеряемых в режиме реального времени параметров эксперимента «Кризис стационарный» [3] и рассчитанного по методу, изложенному в работах [1, 4], — определены условия применения этого метода для расчёта критической плотности в чехловой трёхэлементной сборке при массовой скорости теплоносителя около 200 кг/(м²·с) и поправочный коэффициент (1,29), при применении которого достигается корреляция данных, полученных двумя способами. На рис. 1.18 показана расчётная схема пучка из трёх твэлов (сектор 60°), а на рис. 1.19 представлены результаты расчёта критической плотности теплового потока для соответствующих ячеек.

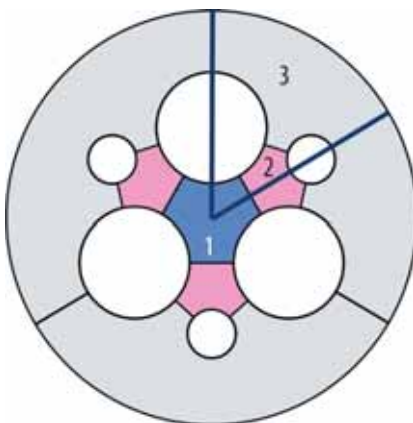


Рис. 1.18. Расчётная схема пучка твэлов с указанием номеров ячеек

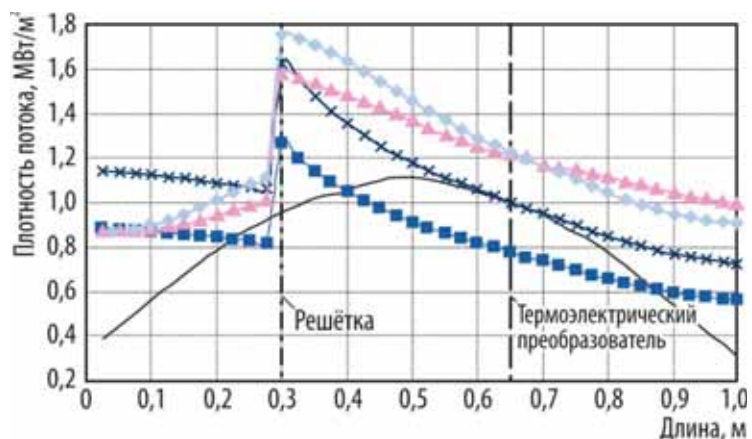


Рис. 1.19. Распределение по длине твэлов критической плотности теплового потока для первой (—◆—), второй (—▲—), третьей (—■—) ячеек (также для последней — умноженное на поправочный коэффициент (—×—)) и плотности теплового потока (—)

Список литературы

1. Бобков В.П., Ефанов А.Д., Пометько Р.С., Смогалев И.П. Модифицированная таблица для расчёта критических тепловых потоков в сборках тепловыделяющих стержней в треугольной упаковке // Теплоэнергетика, 2011. № 4. С. 43–51.

- Groeneveld D.C., Shan J.Q., Vasic A.Z. et al. The 2006 CHF look-up table // Nuclear Engineering and Design 2007. № 237. P. 1909–1922. — Режим доступа: http://www.mie.uth.gr/ekp_yliko/CHF_Groeneveld_2006_table.pdf. Дата обращения: 15.05.2017.
- Дреганов О.И., Шулимов В.Н., Алексеев А.В., Киселёва И.В. Результаты эксперимента «Кризис стационарный». — Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2014. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. Вып. 2. С. 3–9.
- Бобков В.П., Виноградов В.Н., Кириллов П.Л., Смогалев И.П. Табличный метод расчёта критического теплового потока в водоохлаждаемых треугольных сборках стержней // Атомная энергия, 1999. Т. 87, вып. 1. С. 17–28.

А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов

РАЗРАБОТКА ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ В РЕЖИМЕ С БЫСТРЫМ ИЗМЕНЕНИЕМ МОЩНОСТИ

Для исследования процессов механического взаимодействия топлива с оболочкой и обоснования критериев безопасной эксплуатации твэлов водо-охлаждаемых реакторов требуется проведение испытаний со скачкообразным изменением их мощности [1]. Возможные исследуемые исходные события можно разделить на протекающие за 10–30 мин и за время около одной минуты [1, 2]. В ранее проведённых в реакторе МИР экспериментах мощность твэлов увеличивали в 1,5–3 раза за счёт извлечения ближайших к экспериментальному каналу стержней регулирования за 5–20 мин или путём подъёма общей мощности реактора. При этом скорость изменения мощности составляла 5–15 Вт/(см · мин). Для проведения испытаний со скоростью увеличения мощности 100–200 Вт/(см · мин) было разработано и изготовлено специальное облучательное устройство (рис. 1.20), в котором изменение мощности происходит за счёт вращения поглощающего экрана [3].

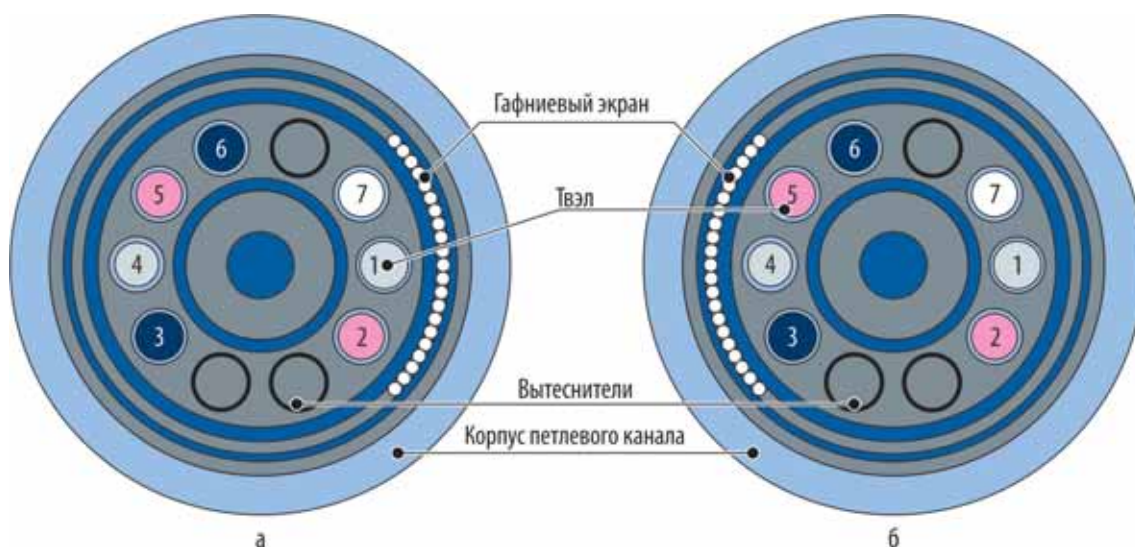


Рис. 1.20. Принципиальная схема облучательного устройства при различном положении гафниевого экрана: 0° (а) и 180° (б) — с указанием номеров ячеек

Ещё на стадии разработки, при проведении нейтронно-физических расчётов по программному коду MCU [4], были выбраны материальный состав и геометрия поглощающего нейтроны

экрана, обеспечивающего необходимую амплитуду увеличения мощности, и определена зависимость от угла поворота экрана следующих величин:

- ◆ реактивности (рис. 1.21);
- ◆ максимальной линейной мощности испытуемых твэлов (рис. 1.22);
- ◆ суммарной мощности твэлов;
- ◆ плотности потока нейтронов в облучательном устройстве.

Было определено, что при установке облучательного устройства в третий ряд активной зоны реактора МИР во время вращения экрана на 360° изменение реактивности составит около $\pm 0,05 \beta_{эфф}$. При повороте экрана происходит увеличение приблизительно в два раза мощности заэкранированных твэлов и плотности потока тепловых нейтронов в зоне установки твэлов. Мощность облучательного устройства изменяется примерно на 7,5 %, мощность энерговыделения в конструкционных материалах и мощность тепловых потерь не изменяются.

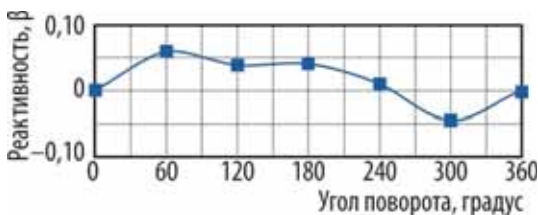


Рис. 1.21. Зависимость изменения реактивности от поворота экрана относительно центральной оси устройства (угол 300° ориентирован на центральную ось активной зоны)

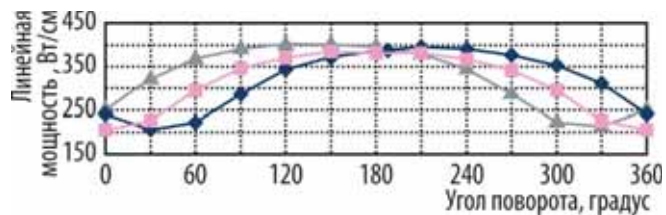


Рис. 1.22. Изменение линейной мощности твэлов в первой (—■—), второй (—▲—) и третьей (—◆—) ячейках в зависимости от угла поворота экрана при постоянной мощности петлевого канала с облучательным устройством около 210 кВт

Испытания облучательного устройства (см. рис. 1.20) были проведены в петлевом канале 3-10 реактора МИР. В первые шесть ячеек устройства были установлены полномасштабные твэлы реактора ВВЭР-1000, в седьмую — рефабрикованный твэл, который был оснащён датчиком измерения температуры топлива, а в остальные три ячейки — трубки-вытеснители. Максимальное выгорание твэлов было примерно равно 45 МВт-сут/кг урана, высота топливного сердечника первых шести твэлов составляла около 3,5 м, а седьмого — 0,65 м. В исходном состоянии экран был размещён напротив первой, второй и седьмой ячеек. Поворот на 180° осуществили примерно за минуту. Амплитуду (кратность) увеличения мощности определили по показаниям датчика потока нейтронов типа детектора прямого заряда с гафниевым эмиттером и по отношению разницы температуры топлива ($T_{топ}$) и теплоносителя ($T_{вых}$) после и до поворота поглощающего экрана (в моменты времени $(j + 1)$ и j соответственно) по формуле

$$A(\alpha^0) = \frac{T_{топ}^{j+1} - T_{вых}^{j+1}}{T_{топ}^j - T_{вых}^j} \tag{1.2}$$

Увеличение температуры топлива и удвоение линейной мощности твэлов произошло примерно за 40 с. Мощность петлевого канала уменьшилась приблизительно на 5 %. Поворот экрана (рис. 1.23) сопровождался незначительным изменением реактивности реактора (не более $\pm 0,05 \beta_{эфф}$).

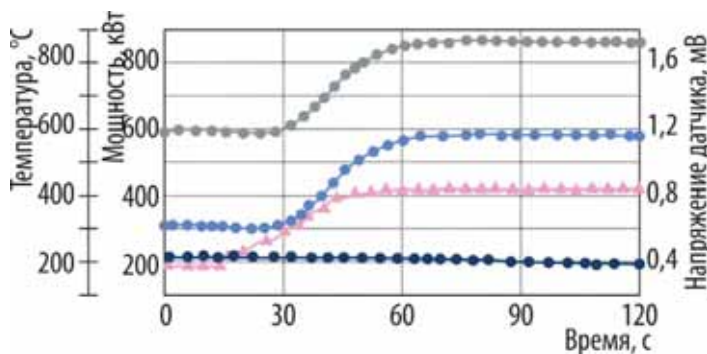


Рис. 1.23. Изменение контролируемых параметров: мощности петлевого канала с облучательным устройством (—●—), температуры топлива (—●—) и разницы температуры топлива и теплоносителя (—●—) — и показаний детектора прямого заряда (—▲—) во время поворота экрана

Результаты испытаний подтвердили расчётные характеристики облучательного устройства. Показано, что оно позволяет вдвое изменять линейную мощность твэлов за время меньше минуты, не оказывая влияния на работу реактора.

Список литературы

1. Eshcherkin A.G., Ovchinnikov V.A., Shakhmut E.E. et al. [Электронный ресурс]. Power ramping and cycling testing of VVER fuel rods in the MIR reactor. — The 18th IGORR conference and IAEA Workshop on Safety Reassessment of Research Reactors in Light of the Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident (J7-TR-54790), 4–7 December 2017, Sydney, Australia. — Режим доступа: <https://www.igorr.com/Documents/2017-Sydney/Presentation/Wednesday/90%20present%20IGORR%20EAG2.pdf>. Дата обращения: 11.03.2019.
2. Ещеркин А.Г., Кузнецова Е.Е., Шахмутъ Е.Е. Особенности методики испытаний в петлевом канале реактора МИР твэлов в режимах с изменением мощности. — Сборник докладов конференции молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике», г. Москва, 20–21 ноября 2014 г. — М.: АО «НИКИЭТ», 2014. С. 169–180.
3. Патент № 127506 (13)U1, Российская Федерация, (51)МПК G21C7/08(2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания в исследовательском ядерном реакторе твэлов в режимах с изменением мощности / Калыгин В.В., Овчинников В.А. // Бюл., 2013. № 12. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 11.03.2019.
4. Гуревич М.И., Шкаровский Д.Л. Расчёт переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCU: учебное пособие. — М.: Национальный исследовательский ядерный университет «Московский инженерно-физический институт», 2012. — 154 с.

*А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, В.В. Калыгин,
Е.Е. Шахмутъ, Е.Е. Кузнецова*

ФОРМИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В РЕАКТОРЕ МИР

В материаловедческом исследовательском реакторе МИР одновременно проводят испытания нескольких опытных ТВС и экспериментальных устройств, отличающихся конструкцией, материальным составом, содержанием делящихся материалов в твэлах, мощностью, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Поэтому главное требование, предъявляемое к реактору, — возможность обеспечения, поддержания и контроля заданных условий облучения одновременно для всех исследуемых изделий при безусловном выполнении требований ядерной безопасности.

Особенностью эксплуатации петлевых исследовательских реакторов с большим количеством экспериментальных каналов является отличие величины полного запаса реактивности активной зоны от используемого в кампании запаса реактивности на величину эффективности органов регулирования, необходимых для поддержания заданных режимов испытаний по мощности в петлевых установках. Чаще всего такие реакторы эксплуатируют на уровне мощности ниже номинальной. Мощность реактора в конкретной кампании определяется требуемой мощностью экспериментальных устройств. Чем меньше мощность реактора при условии обеспе-

чения заданных режимов испытаний в экспериментальных каналах, тем меньше расход необлучённого топлива и ниже темпы накопления отработавшего ядерного топлива. Но не всегда все работоспособные экспериментальные петлевые установки с имеющимися параметрами теплоносителя востребованы заказчиками, а в ряде случаев приоритет испытаний в отдельных петлевых установках препятствует проведению экспериментов в каналах других установок. Поэтому в петлевых реакторах коэффициент использования реактора по времени часто заметно отличается от коэффициента использования мощности и коэффициента использования экспериментальных каналов. Из представленной гистограммы на рис. 1.24 видно, что значение временного коэффициента использования реактора в последние годы эксплуатации немного снизилось, что в основном связано с проведением дополнительных работ по химической отмывке теплообменного оборудования. В наибольшей степени меняется коэффициент использования экспериментальных каналов, что определяется количеством заказов на реакторные ресурсы.

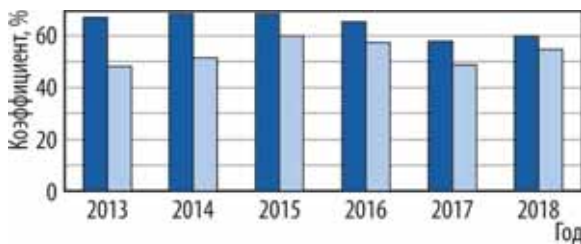


Рис. 1.24. Изменение коэффициентов использования реактора (■) и экспериментальных каналов (□)

Основной задачей формирования каждой загрузки активной зоны реактора МИР является выбор картограммы размещения рабочих тепловыделяющих сборок с различным выгоранием топлива, обеспечивающей возможность создания и поддержания в ходе планируемой кампании заданных режимов испытаний экспериментальных устройств по мощностным параметрам при условии минимизации мощности реактора и расхода

топлива. Формировать распределение энерговыделения по рабочим тепловыделяющим сборкам активной зоны, необходимое для обеспечения требуемых режимов испытаний экспериментальных устройств и петлевых каналов, можно, меняя положение органов регулирования и загружая в активную зону тепловыделяющие сборки с различным выгоранием. Оптимизация загрузки сборок с различным выгоранием позволяет сократить количество органов системы управления и защиты, введённых в активную зону. Так можно обеспечить работу реактора с меньшим избыточным запасом реактивности и более высоким средним выгоранием топлива в активной зоне при минимальном флюенсе нейтронов на рабочих органах системы управления и защиты. Из представленной на рис. 1.25 гистограммы видно, что в последние годы среднее

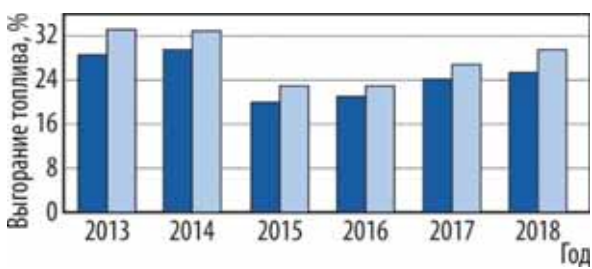


Рис. 1.25. Среднее выгорание рабочих тепловыделяющих сборок реактора МИР на начало (■) и конец (□) кампании

выгорание топлива на конец кампании увеличивается, что связано с проведением длительных ресурсных испытаний, а также испытаний, требующих большего уровня мощности.

При загрузке реактора необходимо учитывать влияние на расход топлива процесса отравления бериллиевой кладки ядрами лития-6 и гелия-3. Оптимизировав загрузку активной зоны реактора, удалось снизить общий годовой расход необлучённых тепловыделяющих сборок до пятидесяти в год. Представленные на рис. 1.26 результаты расчёта концентрации эффективного поглотителя, учитывающего наличие лития-6 и гелия-3, в бериллиевых блоках отображают общую тенденцию её увеличения со временем эксплуатации бериллиевой кладки. Пики на графиках отражают рост концентрации гелия-3 из-за распада трития при остановках реактора. Высокие пики соответствуют длительной остановке (около месяца) для проведения ежегодного

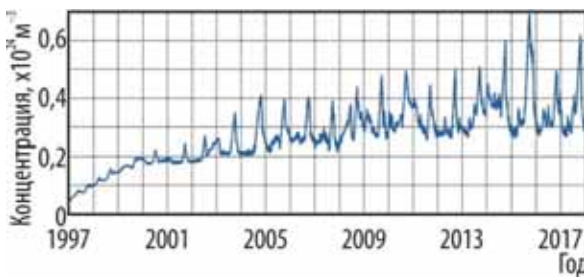


Рис. 1.26. Изменение концентрации эффективного поглотителя в бериллиевых блоках

планового профилактического ремонта реактора, низкие — остановкам реактора между кампаниями для перегрузки активной зоны и экспериментальных устройств. Реализуемая в последние годы поэтапная замена бериллиевых блоков (два-три блока в год) во время планового профилактического ремонта позволила стабилизировать концентрацию поглотителя нейтронов в бериллии активной зоны на приемлемом уровне.

Для обеспечения требований ядерной безопасности формирование загрузки активной зоны выполняют по определённым правилам, отражённым в эксплуатационной документации, а по завершению перегрузки проводят контроль параметров, важных для ядерной безопасности. По результатам градуировок органов системы управления и защиты реактора получены диапазоны изменения их эффективности, запаса реактивности и подкритичности (табл. 1.8), которые не выходят за пределы паспортных предельных значений.

Таблица 1.8

Характеристики активной зоны, связанные с реактивностью, $\beta_{эфф}$

Характеристика	Диапазон изменения значения	Среднее значение
Эффективность одного рабочего органа: аварийной защиты и компенсации реактивности	0,12–2,48	0,9
компенсатора с догрузкой	0,09–6,50	1,1
автоматического регулирования мощности	0,20–0,65	0,5
Суммарная эффективность рабочих органов аварийной защиты	4,6–7,9	6,1
Запас реактивности	2,0–16,1	9,9
Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погружённых органах компенсации реактивности	18,9–25,4	22,5

В отчётном году было проведено тринадцать кампаний реактора МИР, нарушений требований ядерной безопасности по подкритичности активной зоны при перегрузках, эффективности органов системы управления и защиты не было, требуемые режимы испытаний по мощности экспериментальных устройств были реализованы.

А.М. Шараев¹², Д.В. Фомин¹², А.П. Малков, В.А. Свистунов

ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТРОЛОГИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МОДЕЛИ РАСХОДОМЕРНОЙ НАСАДКИ ДЛЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА БОР-60

Объектом исследования являлась экспериментальная модель расходомерной насадки, предназначенной для измерения расхода натрия через тепловыделяющие и другие сборки реактора БОР-60. Основными измерительными элементами модели были вихревой и магнитный

¹² Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ «МИФИ»». — Прим. авт.

преобразователи расхода натрия, установленные последовательно на петле пробоотборника во втором контуре БОР-60. Вихревой преобразователь специального изготовления (внутренний диаметр канала — 20 мм) по конструкции идентичен вихревому преобразователю расходомерной насадки, в качестве магнитного преобразователя модели использовали штатный магнитный расходомер пробоотборной петли.

Функционально вихревой преобразователь модели используют либо для калибровки магнитного расходомера по месту эксплуатации, либо в качестве основного средства измерения расхода натрия в петле. Это позволяет обеспечивать выполнение измерительных операций,

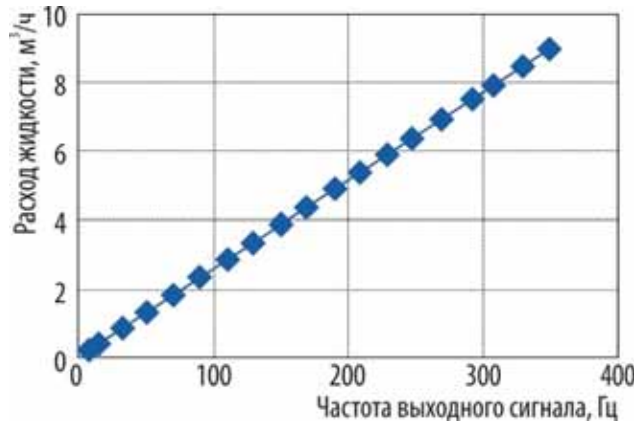


Рис. 1.27. Градуировочная характеристика вихревого расходомера

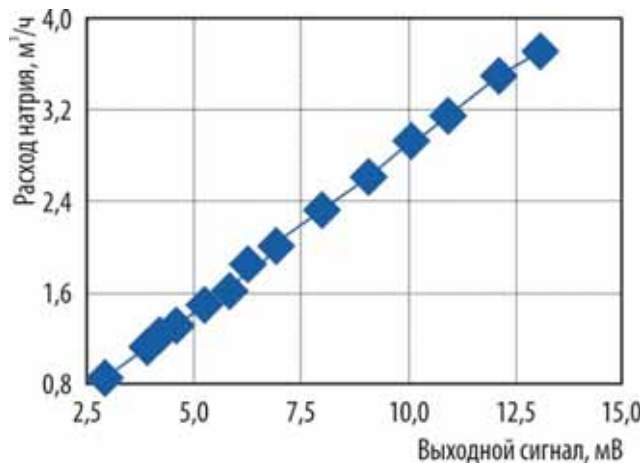


Рис. 1.28. Градуировочная характеристика магнитного расходомера

исследований установлено, что точность измерений для натриевых расходомеров, используемых в модели расходомерной насадки для реактора БОР-60, удовлетворяет требованиям технического задания на проект насадки (относительная неопределённость измерения расхода составляет менее $\pm 1,5\%$).

предусмотренных регламентом ввода в эксплуатацию и дальнейшего использования расходомерной насадки в реакторе БОР-60. В результате дореакторной калибровки вихревого преобразователя на водяной поверочной установке получено, что в рабочем диапазоне расхода градуировочная характеристика расходомера линейна: частота выходного сигнала прямо пропорциональна расходу жидкости (рис. 1.27). При этом границы неопределённости для коэффициента преобразования вихревого расходомера составляют не более $\pm 0,8\%$ при доверительной вероятности, равной 0,95.

На натриевой петле БОР-60 методом сличения с показаниями вихревого преобразователя проведена калибровка, в результате которой определена градуировочная характеристика магнитного преобразователя модели (рис. 1.28). При этом границы неопределённости для коэффициента преобразования магнитного расходомера составляют не более $\pm 1,2\%$ при доверительной вероятности, равной 0,95.

Оценку метрологических характеристик расходомеров проводили в соответствии с отраслевыми и государственными стандартами¹³. В результате проведённых

*Л.А. Адамовский, Р.Е. Бочкарёв, Ю.М. Крашенинников,
Ю.А. Кушнир, Д.А. Матросов, А.А. Хорошилов*

¹³ ГОСТ Р 54500.3-2011/ Руководство ИСО/МЭК 98-3:2008. Неопределённость измерения. Ч. 3. Руководство по выражению неопределённости измерений. — М.: Стандартинформ, 2012. — 100 с.

ИСПЫТАНИЯ В НАТРИИ МАКЕТНЫХ ОБРАЗЦОВ УЛЬТРАЗВУКОВОГО ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ СИСТЕМЫ ЗВУКОВИДЕНИЯ РЕАКТОРА БН-800

Объектами исследования были несколько высокотемпературных макетных образцов ультразвукового преобразователя разрабатываемой системы звуковидения ядерного реактора БН-800. Данная система предназначена для обнаружения препятствий вращению поворотных пробок, находящихся в пространстве над головками сборок активной зоны, путём сканирования пространства ультразвуковым лучом сквозь оптически непрозрачный слой натриевого теплоносителя [1, 2]. Цель работы состояла в проверке работоспособности макетных образцов ультразвукового преобразователя в натрии при значениях температуры от 230 до 250 °С, соответствующих режиму перегрузки реактора БН-800, и оценке времени вхождения образцов в рабочий режим. Испытанные образцы относились к типу иммерсионных прямых совмещённых нефокусирующих преобразователей и имели два варианта исполнения корпуса и различную частоту основного резонанса, равную 4 МГц и 3,2 МГц.

Известно, что если не предпринимать мер по активации мембраны, выполненной из нержавеющей стали, то при температуре 200 °С граница между металлом мембраны и омывающим её натрием становится звукопрозрачной после выдержки в течение нескольких суток [1, с. 31]. Для сокращения времени вхождения преобразователя в рабочий режим излучающая ультразвук поверхность мембраны каждого из образцов была активирована в процессе изготовления и защищена тонким слоем одного из легкоплавких металлов или сплавов [3].

Испытания макетных образцов проводили в натриевом баке «Визус», моделирующем геометрию надзонного пространства реактора БН-800 и условия режима перегрузки (рис. 1.29). При испытании каждого образца выполняли цикл работ, включающий подготовку образца и манипулятора и установку их в стенд, разогрев стенда, выполнение акустических измерений, расхолаживание стенда, извлечение манипулятора из стенда, выщелачивание натрия и отмывку, замену образца. Продолжительность циклов работ — от двух до четырёх суток. Работоспособность образцов оценивали по наличию эхо-сигналов от контрольных отражателей и экрана, моделирующего стенку бака реактора, которые регистрировали с помощью специализированного ультразвукового одноканального дефектоскопа ДУО-1 и макета электронного блока, разработанного в АО «ГНЦ НИИАР». Чувствительность измерительной системы определяли по амплитуде эхо-сигнала от контрольных отражателей.

По одному образцу каждого исполнения были испытаны в течение 17 сут на длительную работоспособность. Оба образца в конце срока извлекли из натрия, выдержали в аргоне при температуре 60–80 °С в течение 10 или 30 ч, вновь погрузили в натрий и снова испытали. Оба образца подтвердили свою работоспособность.

Влияние материала защитных покрытий на время установления акустического контакта между излучающей поверхностью мембраны и натрием оценивали по величине амплитуды эхо-сигнала от стального экрана, моделирующего стенку бака реактора. Получены экспериментальные данные о динамике процесса установления звукопрозрачности переходного слоя между мембраной и натрием при растворении в натрии защитных покрытий мембраны, выполненных из индия, сплава Розе¹⁴, припоев ПОС-61¹⁵ и ПОИн52¹⁶. Лучшие результаты по скорости стабили-

¹⁴ Сплав Розе назван в честь германского химика Валентина Розе старшего. Состав сплава: олово (25 %), свинец (25 %), висмут (50 %). Температура плавления +94 °С. Сплав Розе похож на сплав Вуда, но отличается от него меньшей токсичностью, так как не содержит кадмий. — Прим. ред.

¹⁵ Припой — материал, применяемый при пайке для соединения заготовок и имеющий температуру плавления ниже, чем соединяемые металлы. Обычно применяют сплавы на основе олова, свинца, кадмия, меди, никеля, серебра и другие. ПОС-61 — мягкий припой (оловянно-свинцовый сплав с температурой плавления, равной 183 °С). — Прим. ред.

¹⁶ Припой ПОИн-52 — мягкий припой (оловянно-индиевый сплав с температурой плавления, равной 120 °С). — Прим. ред.

зации амплитуды эхо-сигнала от экрана зафиксированы у образцов с защитными покрытиями из индия.

Цель работы достигнута: подтверждена работоспособность макетных образцов ультразвукового преобразователя в натрии при температуре от 230 до 250 °С в течение времени, соответствующего продолжительности перегрузки реактора БН-800, а также исследована работоспособность растворимых в натрии защитных покрытий, консервирующих излучающую ультразвук поверхность мембраны в активном состоянии. Настоящая работа будет полезна при разработке ультразвуковых систем контроля надзонного пространства реакторов МБИР и БН-1200.

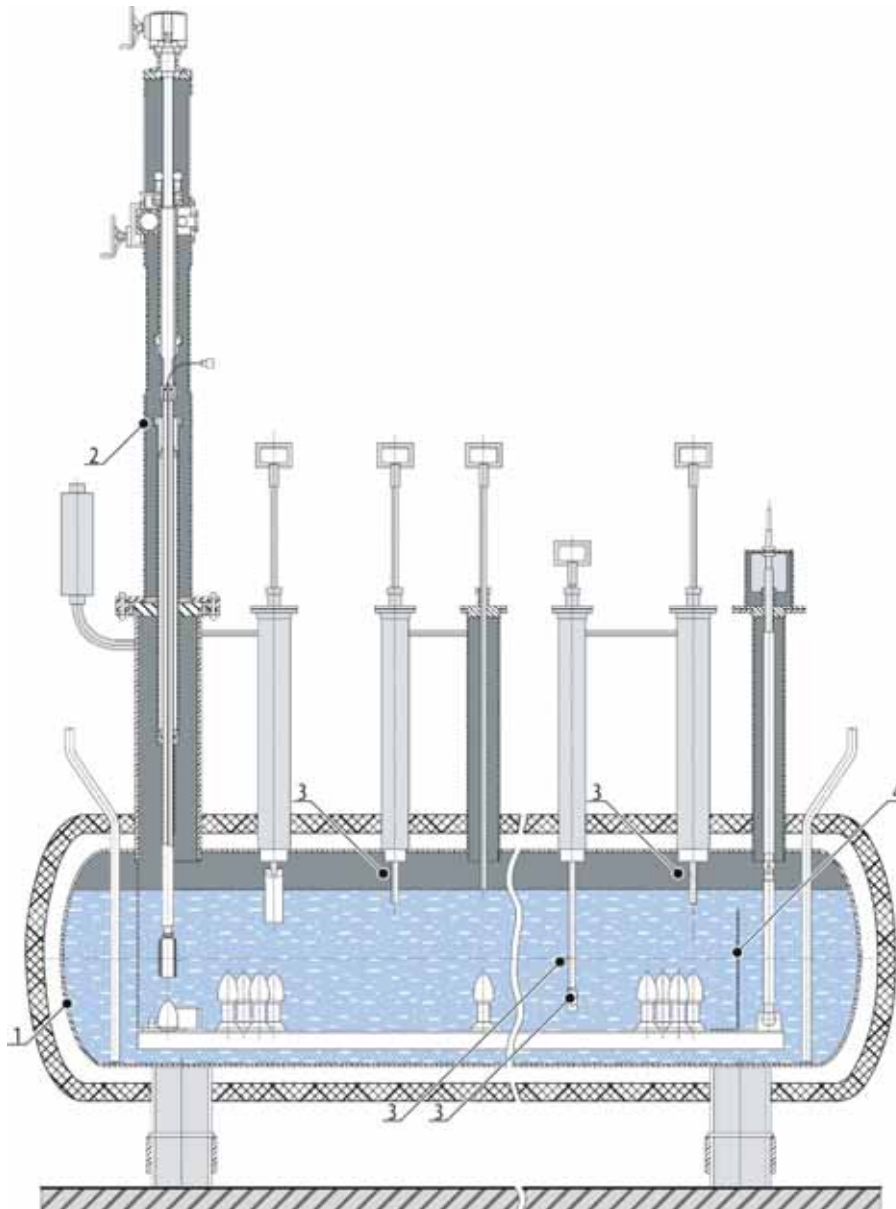


Рис. 1.29. Схема бака «Визус»: 1 — ёмкость, заполняемая жидким натрием; 2 — манипулятор с образцом; 3 — контрольные отражатели; 4 — экран (имитатор стенки бака реактора)

Список литературы

1. Гребёнкин Ю.П., Соколов В.М., Александров К.А. и др. Системы звуковидения быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем: обзор. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1986. — 56 с.
2. Ультразвук. Маленькая энциклопедия. — М.: Советская энциклопедия, 1979. — 400 с.

3. Авторское свидетельство СССР № 1471849 (19)SU(11)(13)A1, Российская Федерация, (51)МПК G01N 29/00(1900.01) [Электронный ресурс]. Способ изготовления ультразвукового преобразователя с мембраной для работы в жидком металле / Гребёнкин Ю.П., Соколов В.М. // Бюл., 1997, № 9712 (конвенционный приоритет). — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 18.03.2019.

Ю.П. Гребёнкин

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ ОБЛУЧЕНИЯ ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Методика устанавливает правила расчёта температуры теплоносителя на выходе из экспериментальной сборки с образцами конструкционных сталей, которую облучают в реакторной установке БОР-60. В зависимости от изменения параметров реактора диапазон изменения температуры облучения составляет 310–370 °С, температуры подогрева теплоносителя в облучательном устройстве — 5–20 °С. Тепловая мощность реактора может меняться в диапазоне от 40 до 55 МВт. Границы неопределённости расчётного значения температуры облучения образцов в вышеуказанном диапазоне при доверительной вероятности, равной 0,95, не превышают ± 7 °С.

Температура теплоносителя реактора на выходе из облучательного устройства — экспериментальной сборки с образцами из конструкционных материалов — равна:

$$t_{0y} = t_{bx} + \Delta t_{0y}, \quad (1.3)$$

где t_{bx} — температура теплоносителя на входе в реактор и облучательное устройство, °С;

Δt_{0y} — перепад температуры на облучательном устройстве, или температура подогрева, °С.

Численное значение Δt_{0y} зависит от расхода теплоносителя через облучательное устройство и его мощности. Последняя складывается из мощности радиационного энерговыделения в образцах и конструкционных материалах и мощности, передаваемой облучательному устройству за счёт теплообмена с шестью более горячими окружающими сборками. Удельное радиационное энерговыделение в конкретной точке реактора определяли расчётным путём по аттестованному комплексу программ МСУ. Для облучательного устройства в конкретной ячейке реактора оно равно

$$N_{\text{рад}} = k_1 N_p, \quad (1.4)$$

где $N_{\text{рад}}$ — мощность радиационного энерговыделения в образцах и конструкционных материалах, Вт;

k_1 — мощностной коэффициент, практически постоянный для конкретной загрузки реактора;

N_p — мощность реактора, Вт.

Мощность, передаваемую облучательному устройству от соседнихборок, при относительно малой температуре подогрева в устройстве (до 20 °С) в первом приближении определяют выражениями:

$$N_T = k_2 \Delta t_p \frac{\lambda}{\delta} F = k_3 \Delta t_p, \quad (1.5)$$

$$k_2 = \frac{\Delta t_{\text{окр}}}{\Delta t_p}, \quad (1.6)$$

где N_T — мощность, передаваемая облучательному устройству от соседнихборок, Вт;
 k_2 — температурный коэффициент, практически постоянный для конкретной загрузки реактора;
 Δt_p — температура подогрева теплоносителя в реакторе, °С;
 λ — теплопроводность теплоизолирующей стенки облучательного устройства, Вт/(м² · °С);
 δ — толщина теплоизолирующей стенки, м;
 F — поверхность теплообмена через теплоизолирующую стенку, м²;
 k_3 — геометрический коэффициент;
 $\Delta t_{окр}$ — средняя температура подогрева теплоносителя в окружающих сборках, °С.

Выходит, что подогрев теплоносителя в облучательном устройстве равен

$$\Delta t_{Oy} = \frac{K_1 N_p + N_T}{\gamma c_p G_{Oy}}, \quad (1.7)$$

где γ — плотность теплоносителя, м³/ч;
 c_p — удельная теплоёмкость теплоносителя, Дж/(кг · °С);
 G_{Oy} — расход теплоносителя через облучательное устройство, м³/ч.

Теплоноситель в облучательное устройство подаётся из камеры высокого давления. Расход натрия через него определяют выражением

$$\Delta P_{КВД} = k_{Oy} G_{Oy}^2, \quad (1.8)$$

где $\Delta P_{КВД}$ — давление в камере высокого давления, Па;

K_{Oy} — коэффициент, отражающий взаимосвязь давления в камере высокого давления и расхода через облучательное устройство.

Расход через реактор также связан с давлением в камере высокого давления и определяется выражением

$$\Delta P_{КВД} = k_p G_p^2, \quad (1.9)$$

где G_p — расход натрия через реактор, м³/ч;

k_p — коэффициент, отражающий взаимосвязь давления в камере высокого давления и расхода через реактор.

Из этого следует, что

$$G_{Oy} = k_4 G_p, \quad (1.10)$$

где k_4 — коэффициент, отражающий взаимосвязь расхода теплоносителя через облучательное устройство и расхода через реактор.

Выполнив несложные преобразования, получим:

$$\Delta t_{Oy} = \frac{k_1}{k_4} \Delta t_p + \frac{k_3 \Delta t_p^2}{k_4 N_p} = A \Delta t_p + B \frac{\Delta t_p^2}{N_p}, \quad (1.11)$$

где $A = \frac{k_1}{k_4}$, $B = \frac{k_3}{k_4}$.

Коэффициенты A и B практически постоянны для конкретной конструкции облучательного устройства и загрузки реактора. Вычисление их расчётным способом приводит к большому значению неопределённости, основной вклад в которую вносит неопределённость, связанная с реальной теплопроводностью теплоизолирующего зазора. Поэтому целесообразно данные коэффициенты определять в прямом эксперименте с измерением температуры в инструментированной ячейке Д-23, и затем использовать полученные значения для расчёта температуры в любой аналогичной по характеристикам ячейке. Поскольку в другой ячейке возможно некоторое изменение её параметров: мощности, расхода, средней температуры окружающихборок —

следует вводить поправки, полученные расчётно-экспериментальным способом. С учётом поправок формула (1.11) принимает следующий вид:

$$\Delta t_{0y} = A \Delta t_{\text{окр}} \frac{N_{0y} \cdot G_{D23}}{N_{D23} \cdot G_{0y}} + B \times \frac{\Delta t_p^2 \cdot \overline{\Delta t_{\text{окр}}}}{N_p \cdot \overline{\Delta t_{D23}}}, \quad (1.12)$$

где N_{D23} — мощность облучательного устройства, связанная с радиационным энерговыделением в ячейке Д-23, Вт;

N_{0y} — мощность облучательного устройства в любой другой ячейке реактора, Вт;

G_{D23} — расход через облучательное устройство в ячейке Д-23, м³/ч;

$\overline{\Delta t_{D23}}$ — средняя температура подогрева теплоносителя в шести сборках, окружающих облучательное устройство в ячейке Д-23, °С;

$\overline{\Delta t_{\text{окр}}}$ — средний подогрев теплоносителя в шести сборках, окружающих облучательное устройство в любой другой ячейке, °С.

Расход через каждую сборку для конкретной ячейки определяют экспериментально на гидравлическом стенде. Реальный расход через сборки для каждой микрокампании рассчитывают по специальным аттестованным программам гидравлического расчёта. Мощность сборок определяют по формуле

$$N_{0y} = k_{сб} N_p, \quad (1.13)$$

где $k_{сб}$ — расчётный коэффициент.

Средний подогрев теплоносителя в окружающих сборках вычисляют по формуле

$$\Delta t_{\text{окр}} = \sum_{i=1}^6 \frac{N_{pi} k_{сбi}}{\gamma \times c_p G_{\text{окр}i}} / 6, \quad (1.14)$$

где $G_{\text{окр}i}$ — расход через сборку окружения, м³/ч.

Окончательно температура теплоносителя на выходе из облучательного устройства может быть записана в виде

$$t_{0y} = t_{\text{вх}} + A \Delta t_p \frac{k_{0y}}{k_{D23}} \cdot \frac{G_{D23}}{G_{0y}} + B \frac{\sum_{i=1}^6 \frac{k_{сбi}}{G_{\text{окр}i}} \cdot \Delta t_p^2}{\sum_{j=1}^6 \frac{k_{D23j}}{G_{D23j}} \cdot N_p}. \quad (1.15)$$

Разработанная методика необходима для определения температуры облучения образцов конструкционных материалов в реакторе БОР-60, которая важна при проведении послереакторных исследований.

А.Н. Козолуп

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОЙ МОЩНОСТИ В ЗАЩИТЕ РЕАКТОРА БОР-60

При расчётном определении абсолютных значений нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60 в рамках расчётно-экспериментального сопровождения его эксплуатации происходит нормировка на заданную тепловую мощность, которую определяют по экспериментальным значениям подогрева теплоносителя и его расхода через реактор. При этом не учитывают потери тепловой мощности через внешнюю поверхность реактора.

Востребованность экспериментальных исследований в спектре быстрых реакторов привела к значительному росту числа реакторных испытаний, проводимых в активной зоне реактора БОР-60. Для компенсации уменьшения реактивности реактора при замене штатной тепловыделяющей сборки на экспериментальную необходимо догружать от одной до трёх сборок на границу бокового экрана и активной зоны [1]. Размеры последней значительно увеличились, а стальной экран, выполняющий функции радиационной и тепловой защиты корпуса реактора и закорпусных элементов реакторной установки, уменьшился, вследствие чего выросла утечка нейтронов и гамма-квантов из реактора, что привело к дополнительному нагреву корпуса, радиационной защиты и воздуха в вентиляционной системе, которая служит для охлаждения биологической и тепловой защиты реактора [2].

Контроль параметров реакторной установки БОР-60 во время остановки, переходных режимов и работы на мощности ведётся с помощью информационной измерительной системы, которая предоставляет данные с измерительных приборов в реальном времени [1]. Для проведения оценочного расчёта изменения тепловой мощности (нагрузки), снимаемой воздухом спецвентиляции, были выбраны две микрокампании — 2008 и 2018 годов. Из представленных на рис. 1.30 картограмм видно, что за данный промежуток времени число тепловыделяющих сборок увеличилось (110 и 125 для микрокампаний соответственно), а число сборок в боковом экране уменьшилось.

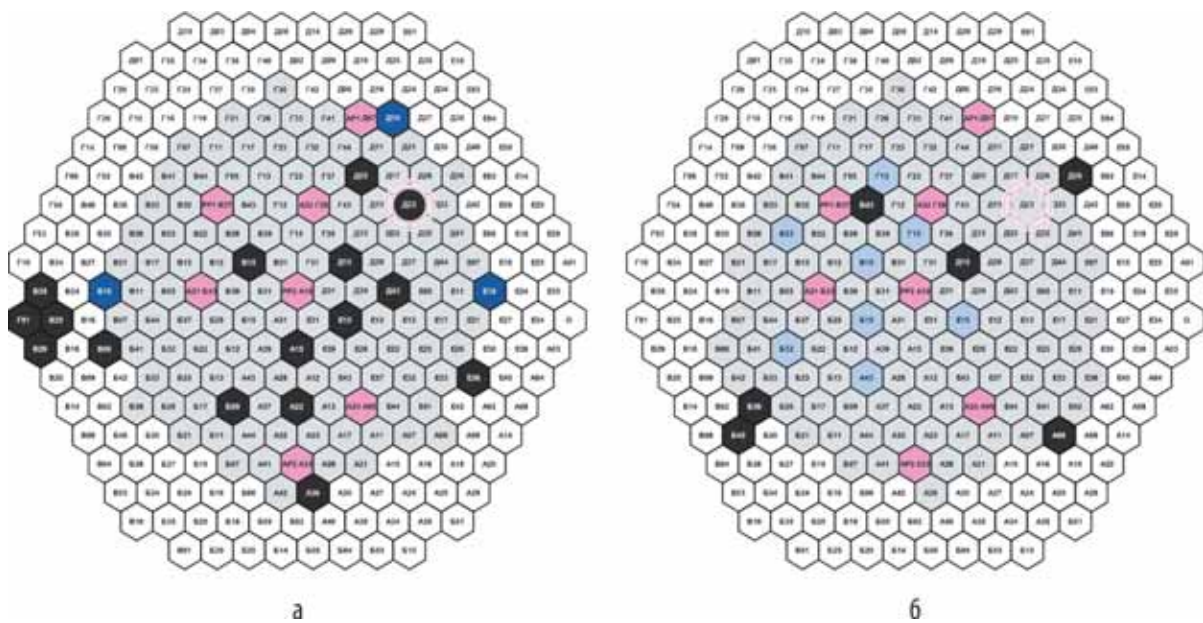


Рис. 1.30. Картограммы загрузки реактора БОР-60 в микрокампании 2008 (а) и 2018 (б) годов: Fe — штатные тепловыделяющие сборки; Fe^* — экспериментальные тепловыделяющие сборки; St — стальные сборки бокового экрана; St^* — воспроизводящие сборки бокового экрана; AlSi — материаловедческие пакеты

В табл. 1.9 приведены данные информационной измерительной системы — значения температуры, расхода и активности воздуха в спецвентиляции, приведённые к тепловой мощности реактора, равной 50 МВт. Активность воздуха практически полностью определяется активацией аргона в нейтронном потоке ($^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$).

Таблица 1.9

Характеристика воздуха спецвентиляции

Год микрокампании	Температура, °C		Расход воздуха, м ³ /ч	Активность, ×10 ⁶ Бк/м ³
	на входе	на выходе		
2008	27	96	32 500	1,33
2018	20	101	32 230	1,92

Разогрев элементов защиты реактора происходит в результате теплопередачи от корпуса реактора и радиационного тепловыделения от нейтронного и гамма-излучения. Тепловую мощность, которая отводится спецвентиляцией, можно определить по уравнению теплового баланса

$$N_T = G(h_{\text{ВЫХ}} - h_{\text{ВХ}}), \quad (1.16)$$

где N_T — тепловая мощность, кВт;

G — массовый расход воздуха, кг/с;

$h_{\text{ВЫХ}}$ — энтальпия при выходной температуре воздуха, кДж/кг;

$h_{\text{ВХ}}$ — энтальпия при входной температуре воздуха, кДж/кг.

Энтальпию для атмосферного воздуха рассчитывают по формуле

$$h_B = C_{c.в} T + (\gamma + C_{пT}) \frac{d}{1000}, \quad (1.17)$$

где h_B — энтальпия атмосферного воздуха, кДж/кг;

$C_{c.в}$ — теплоёмкость сухого воздуха, равная 1,005 кДж/(кг · °С) [3];

T — температура воздуха, °С;

γ — удельная теплота парообразования, равная 2500 кДж/кг;

$C_{пT}$ — теплоёмкость водяного пара, равная 1,8 кДж/(кг · °С);

d — влагосодержание, равное 10 г/кг.

Используя данные информационной измерительной системы (см. табл. 1.9) и формулы (1.16) и (1.17), определили тепловую мощность, отводимую воздухом спецвентиляции, которая составила 0,61 МВт в микрокампанию 2008 года и 0,70 МВт в микрокампанию 2018 года. За десять лет произошло увеличение тепловой мощности, выделяемой в защите реактора, на 15 %, а активность воздуха при этом выросла на 40 %, то есть вклад нейтронов в тепловыделение в защите реактора составляет примерно 35 %.

Для уточнения отдельных составляющих тепловыделения в защите реактора БОР-60 необходимо провести нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты, а также проанализировать данные информационной измерительной системы по спецвентиляции при работе на различных уровнях мощности и остановленном реакторе. Результаты расчётно-экспериментального анализа позволят уточнить реальную мощность реактора, скорректировать результаты нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов, а также выработать рекомендации по снижению утечки тепла и ионизирующего излучения.

Список литературы

1. Неверов В.А., Асеев Н.А., Грязев В.М., Краснояров Н.В. Исследование полей радиационного энерговыделения в реакторе БОР-60: препринт НИИАР-6(414). — Димитровград: Научно-исследовательский институт атомных реакторов имени В.И. Ленина, 1980. — 17 с.
2. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Ишунина О.В. и др. Исследования активации воздуха в защите реактора БОР-60. — Сборник тезисов докладов Девятой международной студенческой научной конференции «Полярное сияние–2006. Ядерное будущее: безопасность, экономика и право» / под ред. проф. В.В. Харитонов, Санкт-Петербург, 30 января — 4 февраля 2006 г. — М.: Московский инженерно-физический институт, 2006. — 434 с.
3. Теплофизические свойства веществ: справочник / под ред. Н.Б. Варгафтика. — Л.: Госэнергоиздат, 1956. — 367 с.

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, В.Ю. Анисимов¹⁷, А.Е. Дьяченко¹⁷

¹⁷ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

РАСЧЁТ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА ВЫГРУЖЕННЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА БОР-60

Одной из основных задач реализации государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности является переработка отработавшего ядерного топлива [1], которое, кроме делящихся и сырьевых нуклидов, пригодных для дальнейшего использования, содержит потенциально опасные радиоактивные нуклиды, образующиеся в результате облучения в ядерном реакторе. В АО «ГНЦ НИИАР» ведут полное расчётное сопровождение эксплуатации реактора БОР-60 и проводимых на нём экспериментальных исследований. Для всех сборок отслеживают изменение нуклидного состава, глубины выгорания ядерного топлива, флюенса нейтронов и другое. Во время перегрузок реактора, при формировании новой компоновки активной зоны, проводят выгрузку тепловыделяющих сборок, достигших предельных параметров облучения, и загрузку новых. После выгрузки из реактора отработавшие ТВС помещают в водный бассейн выдержки реакторной установки, а далее их передают в пункт хранения ядерных материалов — стационарное сооружение, предназначенное для хранения отработавшего ядерного топлива.

Для транспортировки отработавших тепловыделяющих сборок на переработку во ФГУП «ПО "Маяк"» необходима информация об истории и условиях их облучения, составе топливной композиции и многое другое. Для получения таких сведений в последние два года были проведены расчётные исследования радиационных характеристик (выгорания и нуклидного состава) ядерного топлива более 500 отработавших тепловыделяющих и воспроизводящих сборок, облучавшихся соответственно в активной зоне и боковом экране реактора БОР-60 с 1972 по 2010 годы и отличающихся между собой как типом топлива и обогащения, так и временем облучения и хранения. В реакторе БОР-60 за время эксплуатации конструкция рабочих ТВС и состав топлива претерпевали существенные изменения. С 1969 года реактор работал на таблеточном оксидном высокообогащённом (эффективное обогащение по урану-235 около 90 %) урановом топливе. В начале восьмидесятых годов реактор был переведён на смешанное виброуплотнённое ураноплутониевое оксидное топливо (эффективное обогащение по урану-235 около 75 %), изменились и аксиальные размеры активной части и торцевых зон воспроизводства. В настоящее время в реакторе используют виброуплотнённое урановое оксидное топливо (эффективное обогащение по урану-235 около 70 %).

Определение изменения изотопного состава и глубины выгорания топлива выполняли по специально разработанной и аттестованной методике расчёта изотопного состава урана и плутония в отработавших ТВС реактора БОР-60, на основании которой был разработан программный модуль [2]. В данной методике используется упрощённая модель ядерных превращений, которая доказала свою надёжность неоднократной верификацией по программам, учитывающим полную цепочку превращений нуклидов (например, AFPA¹⁸ [3], CARE¹⁹ [4] и FISPACT²⁰ [5]). Тёмно-синим цветом на рис. 1.31 выделены нуклиды, которые исключены из рассматриваемой цепочки превращений. Исключение из данной цепочки изотопа нептуния-239 обосновано его коротким периодом полураспада (2,36 сут) по сравнению с продолжительностью микрокампании и перегрузок реактора и временем хранения отработавших тепловыделяющих сборок в бассейне выдержки после выгрузки из реактора. Плутоний-238 может накапливаться по двум веткам:



¹⁸ Здесь и далее AFPA — программа, обеспечивающая расчёт остаточного тепловыделения, радиационных характеристик (интегральная активность и её составляющие, спектр и интенсивность излучения), выгорания, изменения изотопного состава топливных сборок в процессе облучения в реакторе, числа делений, выделившейся энергии. — Прим. ред.

¹⁹ Здесь и далее CARE — программа для расчёта изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке. — Прим. ред.

²⁰ Здесь и далее FISPACT — программа для расчёта изменения изотопного состава и активности различных сборок в процессе облучения в реакторе. — Прим. ред.

Так как первая реакция накопления изотопа плутония-238 имеет малую вероятность, а сечение (n, 2n)-реакции второй реакции мало в сравнении с сечением захвата на изотопе плутония-239, то плутоний-238 также исключён из рассматриваемой цепочки.

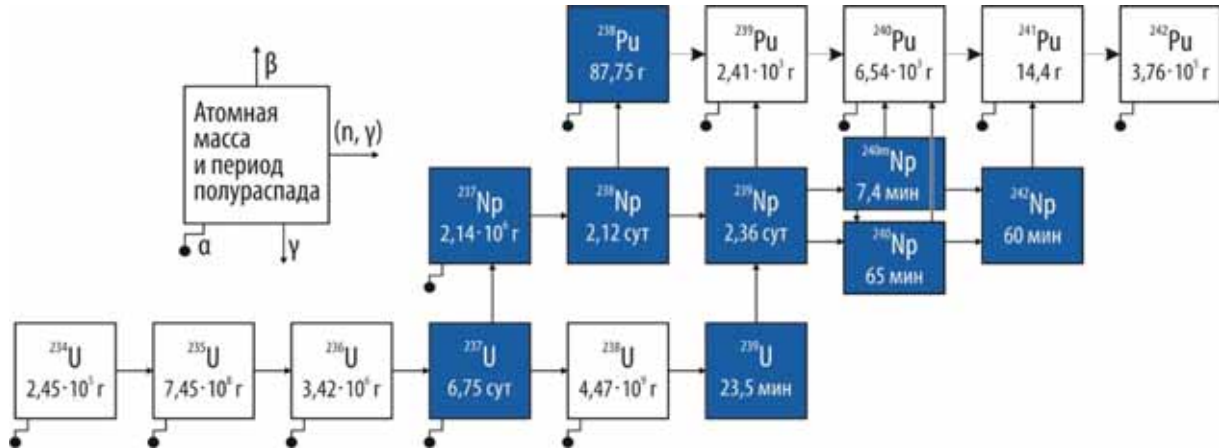


Рис. 1.31. Цепочка ядерных превращений нуклидов под действием нейтронного облучения (с указанием типа реакции, перехода и характеристик изотопа)

Рассчитываемые по данной методике значения масс изотопов урана и плутония определяют с относительной погрешностью $\pm 10\%$ для доверительной вероятности, равной 0,95. После проведённых расчётных исследований в 2017–2018 годах из стационарного хранилища облучённых ядерных материалов АО «ГНЦ НИИАР» во ФГУП «ПО "Маяк"» было отправлено на переработку более 350 облучённых сборок реактора БОР-60, суммарные расчётные значения масс нуклидов ядерного топлива, пригодных для дальнейшего использования, которых приведены в табл. 1.10 (251 сборка первого типа с урановым ядерным топливом и 101 сборка второго типа с обеднённым урановым топливом).

Таблица 1.10

**Масса изотопов урана и плутония
в отработавших тепловыделяющих сборках, отправленных на переработку, г**

Тип сборки и зона	Уран					Плутоний				
	Сумма	Изотопы			Сумма	Изотопы				
		235	236	238		239	240	241	242	
1	Активная часть	584 088	360 257	61 070	162 760	4 239	4 143	92	3,6	0,06
	Торцевые зоны воспроизводства	414 116	1 051	62	413 002	8 622	8 293	288	40	0,8
2		719 251	2 264	179	716 808	20 421	19 106	1 049	256	9,7

Список литературы

1. Об утверждении основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и на дальнейшую перспективу [Электронный ресурс]. Указ Президента Российской Федерации от 13 октября 2018 года № 585. — Справочная правовая система «Гарант». — Режим доступа: <http://base.garant.ru/72075716/>. Дата обращения: 01.04.2019.
2. Свидетельство № 2018614972 (12), Российская Федерация [Электронный ресурс]. Программа VYG для расчёта изотопного состава урана и плутония в отработавших ТВС реактора БОР-60 / Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. // 20.04.2018. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Программы для ЭВМ, базы данных и топологии интегральных микросхем / Реестр программ для ЭВМ. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 01.04.2019.

3. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облучённого ядерного топлива: справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1983. — 382 с.
4. Кочетков А.Л. Программа CARE: расчёт изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: препринт: ФЭИ-2431. — Обнинск: Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 1995. — 14 с.
5. Forrest R.A., Tabasso A., Danani C. et al. Handbook of Activation Data Calculated Using EASY-2007. — Abingdon, Oxfordshire, United Kingdom: Culham Science Centre of EURATOM/UKAEA Fusion Association, 2009. — 666 p.

О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, М.Г. Шаронова

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОСТРАНСТВЕННО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОНОВ В БОКОВОМ ЭКРАНЕ РЕАКТОРА БОР-60

Реактор БОР-60 используют для проведения реакторных экспериментов с целью обоснования эксплуатации действующих, сооружаемых и проектируемых ядерных реакторов. В основном материалы испытывают в облучательных устройствах активной зоны реактора. Многолетний опыт сопровождения облучения в активной зоне показал удовлетворительное согласование результатов, полученных расчётным и экспериментальным путём [1, 2]. В последнее время повысился интерес к реакторным испытаниям в боковом экране, состоящем из стальных сборок (75 % — сталь, 25 % — натрий), реактора БОР-60 [3].

Экспериментальные исследования в стальном боковом экране реакторов на быстрых нейтронах ранее практически не проводили, а неопределённость расчётов нейтронно-физических характеристик в таком экране значительно выше, чем в воспроизводящем [1, 4]. К тому же в боковом экране наблюдается существенная радиальная неравномерность распределения нейтронно-физических характеристик, что, учитывая отсутствие ориентации относительно центра активной зоны граней сборок и, соответственно, исследуемых образцов, ограничивает возможности удовлетворительного определения параметров облучения.

Целью настоящей работы было расчётно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов в сборке бокового экрана реактора БОР-60. В микрокампанию МК-105 в реактор были загружены (рис. 1.32) сто четырнадцать штатных и семь экспериментальных тепловыделяющих сборок, двенадцать экспериментальных нетопливных сборок (материаловедческих пакетов), сто двадцать шесть стальных сборок.

В ячейке Б24 седьмого ряда реактора облучали образцы конструкционных материалов в составе разборного облучательного устройства, поперечное сечение которого представлено на рис. 1.33. Угловое положение пеналов с образцами относительно друг друга и чехла устройства не зафиксировано. Для экспериментального определения нейтронно-физических условий в облучательное устройство были установлены капсулы с нейтронно-активационными детекторами на основе ниобия, титана, меди и железа. Капсулы расположены под углом 120° относительно друг друга, что позволяет определять ориентацию образцов относительно центра активной зоны. Координаты расположения детекторов по высоте устройства относительно уровня центральной плоскости активной зоны:

- ◆ – 10,98 см для капсул 1, 2, 3 пенала 1;
- ◆ + 4,23 см для капсул 1, 2, 3 пенала 5;
- ◆ + 8,03 см для капсул 1, 2, 3 пенала 6.

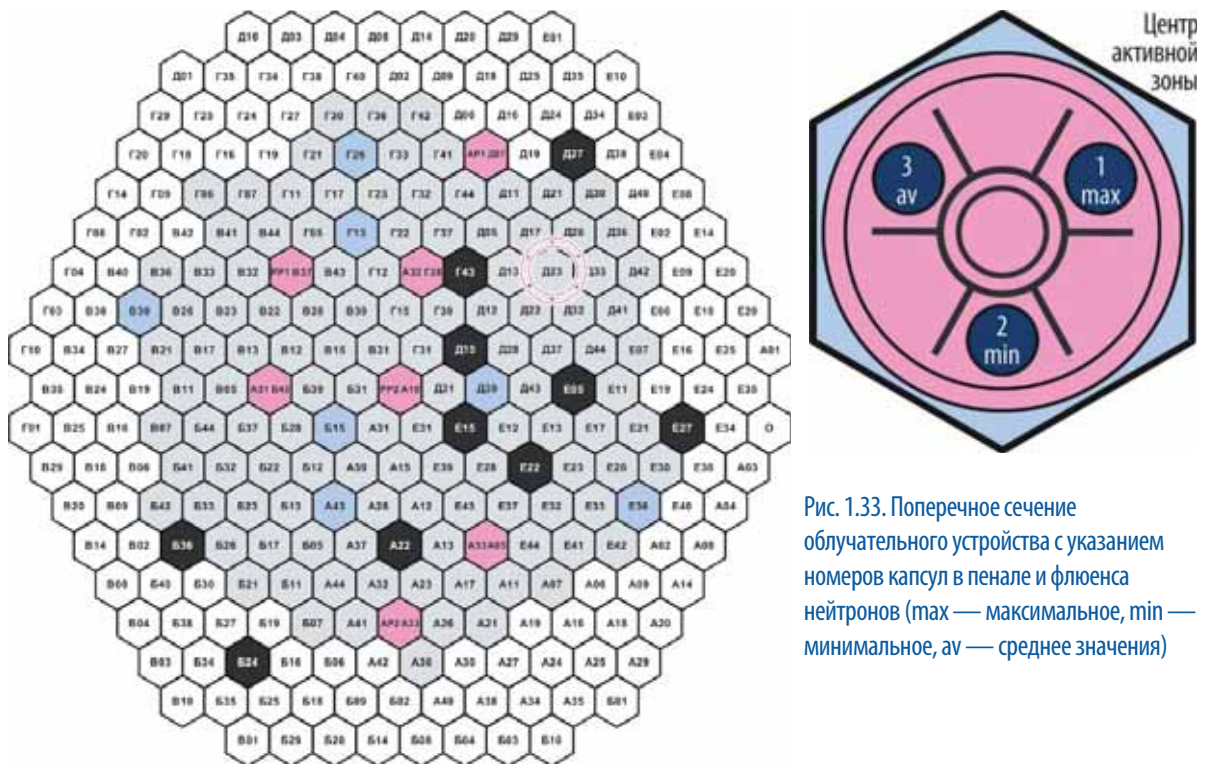


Рис. 1.32. Картограмма загрузки реактора BOR-60: Г^{60} — штатные тепловыделяющие сборки; В^{60} — экспериментальные тепловыделяющие сборки; А^{60} — стальные сборки бокового экрана; А^{60} — материаловедческие пакеты

Реакции взаимодействия нейтронов с ядрами нуклида-мишени в нейтронно-активационных детекторах [5] и эффективные сечения представлены в табл. 1.11. Относительная расширенная неопределённость определения значений порогового флюенса нейтронов составляет $\pm 9,3\%$ при доверительной вероятности, равной 0,95 [6].

Таблица 1.11

Данные по взаимодействию нейтронов

Ядерная реакция	Эффективный энергетический порог, МэВ	Эффективное сечение, $\times 10^{-27} \text{ см}^2$ (мбарн)	Массовая доля элемента, %
$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	3,0	357	5,8 (железо-54)
$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$	1,0	207	100 (ниобий-93)
$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$	4,6	114	8,0 (титан-46)
$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	7,0	41	99,6 (медь-63)

Расчёт флюенсов нейтронов в боковом экране реактора был проведён по комплексам программ MCU-RFFI/A²¹ [7] и TRIGEX²² [8]. Неопределённость расчёта при использовании первой программы составляет $\pm 6,4\%$, второй — $\pm 10\%$. В табл. 1.12 в относительных единицах приведены значения флюенса нейтронов, полученные экспериментально и с помощью расчётов. Видно, что при использовании программы MCU расхождение рассчитанных и экспериментальных значений флюенса нейтронов при энергии выше 1 и 3 МэВ находится в пределах неопределённости эксперимента — 9,3%; при энергии выше 4,6 МэВ — достигает 24%; при энергии выше 7 МэВ —

²¹ Здесь и далее MCU-RFFI/A — программа, предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией. — Прим. ред.

²² Здесь и далее TRIGEX — программа для расчёта нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах в трёхмерной гексагональной геометрии в многогрупповом диффузионном приближении на основе библиотек ядерных констант. — Прим. ред.

незначительно превосходит неопределённость эксперимента и достигает 13 %. Отличие рассчитанных по программе TRIGEX данных от экспериментальных значений флюенса нейтронов при энергии выше 1 и 3 МэВ не превышает 16 %, а при энергии выше 7 МэВ может достигать 30 %.

Таблица 1.12

**Относительные значения флюенсов нейтронов
в капсулах с нейтронно-активационными детекторами**

Координата по высоте облучательного устройства, см	Пенал-капсула	Эффективный энергетический порог, более МэВ					
		1	3	4,6	7		
-10,98	1-1	1,00	1,00	-	-		
		0,89	0,95				
		0,87	0,87				
	1-2	1,00	1,00				
		0,97	1,14				
		0,89	0,84				
	1-3	1,00	1,00			1,00	1,00
		1,05	1,08			1,18	0,88
		0,98	0,98			1,04	0,70
4,23	5-1	1,00	1,00	1,00	1,00		
		1,02	1,09	1,24	0,94		
		0,95	0,96	1,04	0,70		
	5-2	1,00	1,00	-	-		
		1,05	1,08				
		0,96	0,87				
	5-3	1,00	1,00				
		0,94	0,93				
		0,93	0,89				
8,03	6-1	1,00	1,00			-	-
		0,97	1,05				
		0,91	0,91				
	6-2	1,00	1,00				
		0,95	1,02				
		0,88	0,79				
	6-3	1,00	1,00	1,00	1,00		
		1,03	1,08	1,21	0,88		
		1,02	1,04	1,08	0,95		

Примечание. Голубым цветом выделены строки, где представлены экспериментальные данные, белым цветом — результаты, полученные при помощи программы MSU, серым цветом — при помощи программы TRIGEX.

Список литературы

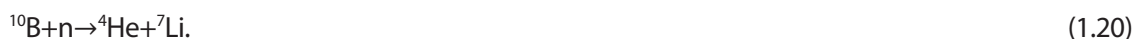
1. Гаджиев Г.И., Жемков И.Ю. Обзор исследований нейтронно-физических характеристик, выполненных при пуске реактора БОР-60: обзор. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. — 88 с.
2. Жемков И.Ю., Ишунина О.В., Яковлева И.В. Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2000. — 38 с.
3. Жемков И.Ю. Научно-методическое сопровождение эксплуатации исследовательского реактора на быстрых нейтронах: автореферат диссертации на соискание учёной степени доктора технических наук. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. — 42 с.
4. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Теллин А.И., Рязанов Д.К. Расчётно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране

- реактора БОР-60 / Вопросы атомной науки и техники, серия «Ядерно-реакторные константы», 2017. Вып. 2, С. 67–76.
5. Брегадзе Ю.И., Степанов Э.К., Ярына В.П. Прикладная метрология ионизирующих излучений / под ред. Ю.И. Брегадзе. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 264 с.
 6. Белозерова А.Р., Павлов В.В., Чернышева Т.И., Енин С.А. Алгоритмы обработки нейтронно-активационных измерений. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2018. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. Вып. 3. С. 17–25. — eLIBRARY ID: 36424450.
 7. Гуревич М.И., Шкаровский Д.А. Расчёт переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCSU: учебное пособие. — М.: Национальный исследовательский ядерный университет «Московский инженерно-физический институт», 2012. — 156 с. — Режим доступа: <http://znanium.com/catalog/product/56275>. Дата обращения: 03.04.2019.
 8. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846 — Обнинск: ФГУП «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», 2000. — 14 с.

*А.В. Боев, А.Р. Белозерова, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина,
Ю.В. Набойщиков, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева*

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБРАЗОВАНИЯ ГЕЛИЯ ПРИ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЯХ ОБРАЗЦОВ КАРБИДА БОРА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА БОР-60

В настоящее время в реакторе БОР-60 в составе облучательного устройства проводят испытания образцов карбида бора. Выполнены расчётные исследования по образованию гелия в поглощающем элементе, облучающемся в ячейке пятого ряда реактора. В карбиде бора основным поглощающим нейтроны изотопом является бор-10. Вследствие поглощения образуются изотопы гелия и лития:



Однако следует отметить, что в образовавшемся изотопе лития при захвате быстрых нейтронов также возможна реакция с получением гелия и трития:



Поскольку облучение образцов карбида бора проходит в условиях спектра нейтронов активной зоны быстрого реактора, реакцию (1.21) необходимо учитывать для корректного определения количества образовавшегося гелия.

Расчёты нейтронного потока, а также скорости реакции (1.20) проводили, используя прецизионный код MCSU-RR²³ [1]. Этот комплекс предназначен для расчёта нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов и подкритических систем методом Монте-Карло²⁴ в произ-

²³ Здесь и далее MCSU-RR (Monte Carlo Universal – Research Reactor) — комплекс программ для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло, предназначенный для исследовательских реакторов. — Прим. ред.

²⁴ Метод Монте-Карло — общее название группы численных методов, основанных на получении большого числа реализаций стохастического (случайного) процесса, который формируется таким образом, чтобы его вероятностные характеристики совпадали с аналогичными величинами решаемой задачи. Название метода происходит от названия коммуны в княжестве Монако, знаменитого своими многочисленными казино, поскольку именно рулетка является одним из самых широко известных генераторов случайных чисел. — Прим. ред.

вольной трёхмерной геометрии. Неопределённость итогового результата формируется из неопределённости используемых констант, достоверности расчётной модели, а также статистической неопределённости, которая зависит от количества проведённых итераций. В данной работе число вычислений траекторий частиц подбирали таким образом, чтобы вклад статистической неопределённости в итоговый результат был незначительным. В соответствии с рекомендациями Международного агентства по атомной энергии [2] использовали данные библиотеки оценённых ядерных констант ENDF/B-VII.0²⁵. Расчётная модель современного состояния реактора была получена с помощью комплекса KAP²⁶ [3]. Для оценки количества образовавшихся гелия-4, лития-7 и трития использовали программный комплекс FISPACT (версия EASY²⁷ 2007), который позволяет, используя внешние библиотеки ядерных данных для соответствующих нуклидов, определять изменение нуклидного состава образца в процессе облучения, а также при выдержке после завершения облучения. Результаты расчётов представлены в табл. 1.13.

Таблица 1.13
**Количество образовавшихся изотопов,
×10²⁰ атомов**

Изотоп	Результаты расчёта по программе	
	MCU-RR	FISPACT
Тритий	–	5,9
Гелий-4	430,0	436,3
Литий-7	430,0	424,1

По результатам расчёта методом Монте-Карло в исследуемом карбиде бора выгорает $430 \cdot 10^{20}$ атомов бора-10, в результате чего по реакции (1.20) образуется соответствующее количество атомов гелия-4 и лития-7. Однако данный расчёт не может учитывать изменение концентрации гелия-4 и лития-7 по реакции (1.21), поскольку для её реализации исходная расчётная модель должна содержать изотопы, получающиеся в результате протекания реакции (1.20). В свою очередь, FISPACT учитывает все изменения нуклидного состава карбида бора в процессе облучения образцов. Из результатов расчёта следует, что по реакции (1.21) количество образовавшихся атомов трития и гелия-4 соответствует количеству выгоревших атомов лития-7 в пределах неопределённости. Таким образом, вклад реакции (1.21) в образование гелия-4 составляет около 1 %.

Список литературы

1. Лиман Г.Ф., Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Пакет программ MCU для решения методом Монте-Карло задач переноса излучений в реакторах // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика и техника ядерных реакторов», 1985. Вып. 7. С. 27–31.
2. Chadwick M.B., Oblozinsky P., Herman M. et al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology. — UCRL-JRNL-225066. — Livermore: Lawrence Livermore National Laboratory, 2006. — 125 p.
3. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.

А.А. Полежаев²⁸, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков

²⁵ Здесь и далее ENDF/B-VII.0 (Evaluated Nuclear Data File, версия B-7.0) — библиотека оценённых ядерных данных, содержащая информацию о взаимодействии нейтронов, фотонов и протонов с более чем 400 изотопами. — Прим. ред.

²⁶ KAP — комплекс автоматизированного расчёта, позволяющий создавать расчётные модели различных состояний реактора БОР-60 для программы MCU-RR с учётом реального расположения ТВС, нетопливных пакетов и рабочих органов системы управления и защиты, состава ядерного топлива, поглотителя и конструктивных материалов. — Прим. ред.

²⁷ Здесь и далее EASY (European Activation System) — программа, применяемая для определения изменения нуклидного состава ядерного топлива и конструктивных материалов в процессе облучения, а также при выдержке после его завершения. — Прим. ред.

²⁸ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНДЕНСАТОРА РЕАКТОРА БОР-60

Объектом исследования был технологический конденсатор, представляющий собой теплообменный аппарат для осуществления перехода теплоносителя из парообразного состояния в жидкое (рис. 1.34). Опыт разработки конструкций подобного типа выявил, что основные проблемы, последствия которых снижают надёжность работы аппарата, связаны с термоциклическими нагрузками, приводящими к постепенному ухудшению свойств конструкционных материалов и, как следствие, к коррозионному растрескиванию под напряжением, являющемуся наиболее опасным видом разрушения металла, так как не всегда его можно вовремя заметить и предвидеть.

Процесс теплообмена и конденсации пара в технологическом конденсаторе приводит к неравномерному прогреву элементов конструкции. Градиент температуры в зависимости от уровня конденсата может составлять около 150 °С.

Для обоснования прочности конструкции конденсатора последовательно было проведено моделирование теплового и термонапряжённого состояния методом конечных элементов с использованием программного комплекса ANSYS²⁹ [1]. Нестационарная температурная задача в данном случае сводится к определению стационарного температурного поля в моменты времени, соответствующие наиболее напряжённым условиям работы отдельных элементов конструкции. Расчёт температурного поля проводили в трёхмерной постановке с учётом следующих параметров эксплуатации:

Расход технической воды 1 100 т/ч

Температура, °С:

технической воды:

на входе 25

на выходе 37

пара на входе 220

Давление, МПа:

в трубной части 0,3

в межтрубном пространстве 1,1

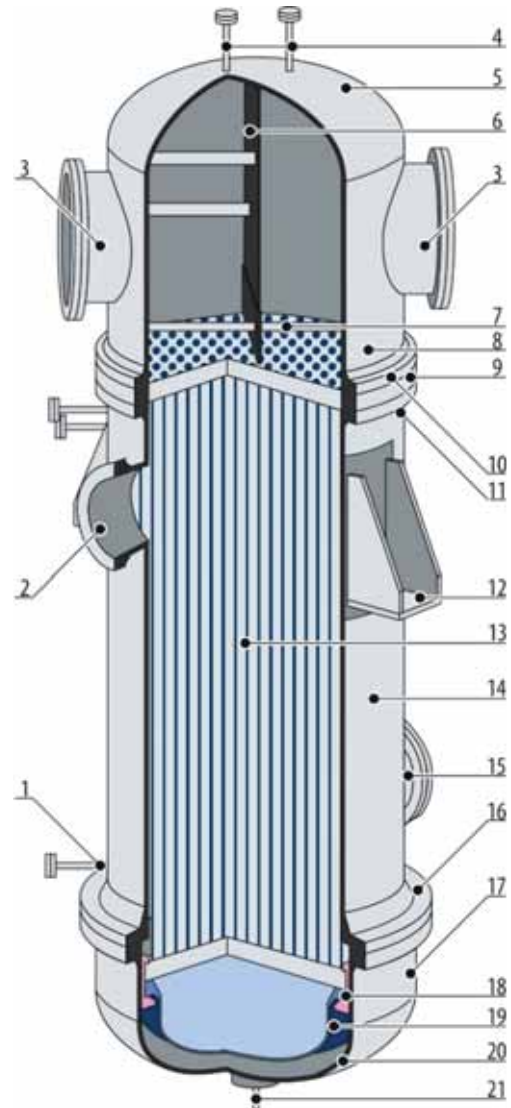


Рис. 1.34. Разрез технологического конденсатора:

- 1 — штуцер контрольно-измерительных приборов;
- 2 — штуцер входа пара; 3 — штуцеры входа / выхода воды;
- 4 — штуцеры воздушников; 5 — верхнее днище;
- 6 — перегородка; 7 — трубки жёсткости; 8 — обечайка водяной камеры;
- 9 — верхняя трубная решётка;
- 10 — верхний фланец камеры; 11 — верхний фланец корпуса;
- 12 — опора; 13 — трубный пучок; 14 — обечайка корпуса;
- 15 — штуцер выхода пара; 16 — нижний фланец корпуса;
- 17 — нижняя обечайка; 18 — струбцина;
- 19 — днище плавающей головки; 20 — нижнее днище;
- 21 — штуцер дренажа

²⁹ Здесь и далее ANSYS — универсальная программная система конечно-элементного анализа, применяемая для решения линейных и нелинейных, стационарных и нестационарных пространственных задач механики деформируемого твёрдого тела, конструкций, жидкости и газа, теплопередачи и теплообмена, электродинамики, акустики, а также механики связанных полей. — Прим. ред.

Анализ условий эксплуатации конденсатора позволил выявить два наиболее характерных момента времени, в которые возникает максимальный перепад температуры между отдельными элементами:

- ◆ при подаче горячего пара на холодные внутрикорпусные элементы;
- ◆ когда уровень конденсата в межтрубном пространстве максимален — 2 300 мм от нижнего днища.

В качестве граничных условий в задаче задавали значения расхода и температуры воды и пара, давления на входе и выходе, коэффициентов теплоотдачи. Результаты расчёта для двух моментов времени представлены на рис. 1.35.

С помощью программного средства ANSYS применительно к конструкции конденсатора для определения напряжённо-деформированного состояния аналогично тепловому расчёту разработаны две трёхмерные конечно-элементные модели разной размерности и степени соответствия реальной конструкции.

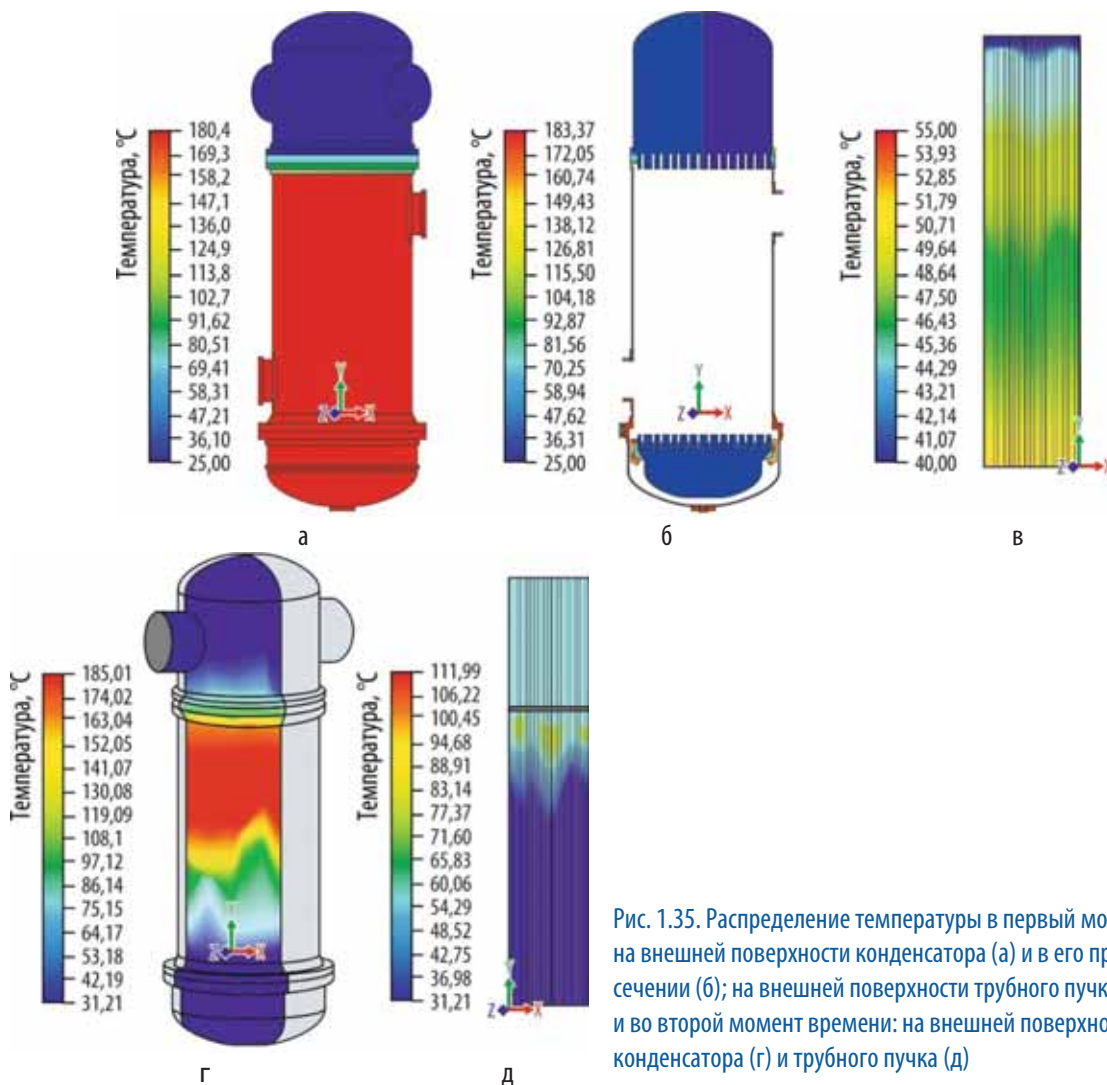


Рис. 1.35. Распределение температуры в первый момент: на внешней поверхности конденсатора (а) и в его продольном сечении (б); на внешней поверхности трубного пучка (в) — и во второй момент времени: на внешней поверхности конденсатора (г) и трубного пучка (д)

Полномасштабная численная модель (рис. 1.36) предназначена для проведения статического анализа, учитывающего температурное поле в первый момент времени. Для второго момента времени с учётом симметрии была подготовлена расчётная модель, соответствующая модели, используемой в тепловом расчёте. Используя алгоритм трёхмерной триангуляции

Делоне³⁰, при импорте значений температуры в прочностную расчётную модель осуществляли проецирование исходной температурной сетки на конечную сетку прочностной модели.

Результаты расчёта напряжённо-деформированного состояния конструкции представлены на рис. 1.37 в виде эпюр распределения интенсивности напряжения для первого и второго момента времени. Предварительно проведённый анализ напряжённо-деформированного состояния выявил элемент конструкции — штуцер входа пара, в расчётном узле которого реализуются максимальные значения амплитуды условного упругого напряжения (рис. 1.38).

Для проведения расчёта на циклическую прочность установили последовательность случаев, на основе которых определяли местное условное приведённое напряжение в расчётном узле. По результатам расчёта суммарная циклическая повреждаемость составила 0,31, что удовлетворяет условию циклической прочности [2].

Полученные результаты распределения температурных полей показали наличие колебаний температуры в отдельные моменты нестационарного теплового потока, качественно соответствующие данным эксплуатации. Рассмотрены особенности решений нелинейных задач в программе ANSYS на основе метода конечных элементов.

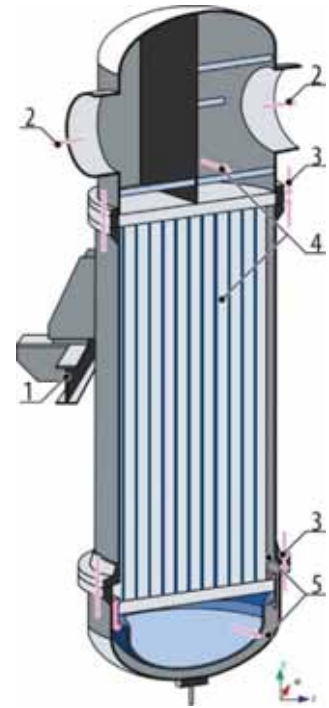


Рис. 1.36. Расчётная модель для первого момента времени: 1 — закрепление на опорной конструкции; 2 — осевые растягивающие напряжения на штуцерах от давления; 3 — усилия затяга разъёмных соединений; 4 — давление в трубной части; 5 — давление в корпусе

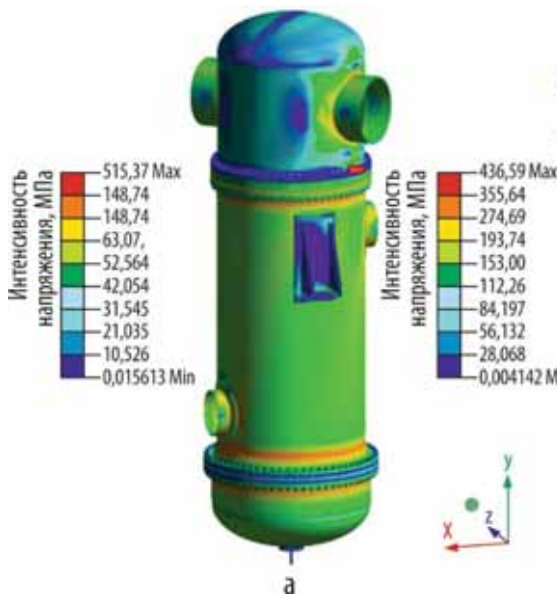


Рис. 1.37. Интенсивность напряжения в первый (а) и второй (б) момент времени

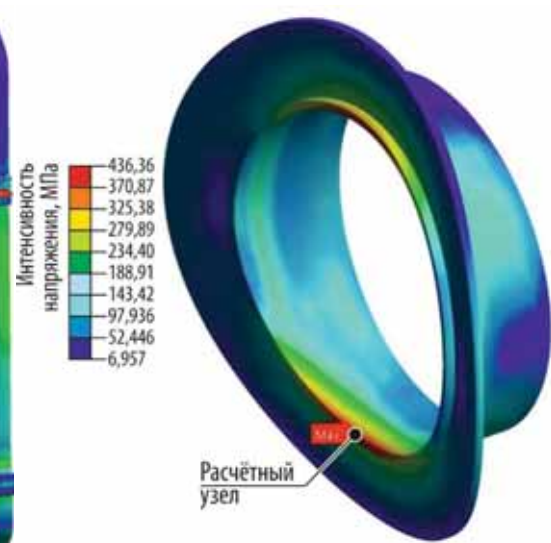


Рис. 1.38. Расчётный узел в сварном соединении патрубка входа пара

По результатам проведённого расчёта на прочность конденсатора были сделаны следующие выводы:

- ◆ статическая прочность обеспечена;
- ◆ циклическую прочность можно считать обеспеченной, так как суммарное усталостное повреждение, равное 0,31, меньше единицы и соответствует требованиям норм [2];

³⁰ Триангуляция Делоне — триангуляция для заданного множества точек на плоскости, при которой для любого треугольника все точки из множества, за исключением точек, являющихся его вершинами, лежат вне окружности, описанной вокруг треугольника. Впервые описана в 1934 году советским математиком Борисом Делоне. — Прим. ред.

- ◆ проведённый расчёт на прочность конденсатора показал возможность продления назначенного срока эксплуатации с учётом принятых запасов прочности.

Список литературы

1. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общ. ред. Д.Г. Красковского. — М.: Компьютер-Пресс, 2002. — 224 с.
2. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоиздат, 1989. — 525 с.

Л.П. Захарова, Н.В. Куреев, Т.А. Осипова, О.В. Короткова

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ С МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

В 2019 году на реакторе СМ планируют заменить опорную металлоконструкцию активной зоны в связи с выработкой её ресурса и изменить компоновку нейтронной ловушки и центральных органов системы управления и защиты для увеличения количества облучаемого материала в условиях высокой плотности нейтронного потока. Модифицированная нейтронная ловушка включает:

- ◆ сепараторную конструкцию из 57 циркониевых трубок диаметром 14 мм и толщиной стенки, равной 0,5 мм, для размещения облучаемых мишеней;
- ◆ четыре рабочих органа аварийной защиты и компенсации реактивности с описанным диаметром 30 мм (поглощающая часть представляет собой сборку из 19 пэлов, вытеснитель — циркониевую трубку, заполненная крупной бериллия);
- ◆ четыре направляющие трубы рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности из циркониевого сплава, с диаметром 34 мм и толщиной стенки, равной 1 мм.

Изменение компоновки нейтронной ловушки и центральных органов системы управления и защиты приводит к изменению основных физических характеристик реактора: запаса реактивности, эффективности органов системы управления и защиты, профиля энерговыделения в активной зоне. Для обеспечения одинакового запаса до кризиса теплообмена на оболочке максимально теплонапряжённых твэлов топливных сборок, имеющих существенное различие в мощности, в реакторе СМ применяют профилирование расхода теплоносителя по типовым ячейкам активной зоны реактора. Изменение компоновки нейтронной ловушки и связанное с этим изменение профиля энерговыделения в активной зоне реактора требует перерасчёта параметров гидропрофилирования и замены дроссельных шайб типовых ячеек.

Для того чтобы определить объёмные коэффициенты неравномерности энерговыделения в типовых ячейках активной зоны реактора с изменённой компоновкой нейтронной ловушки, провели экспериментальные исследования на критическом стенде реактора СМ. В экспериментах распределение энерговыделения определяли для различных вариантов загрузки активной зоны и положения компенсирующих органов в критическом состоянии во время активации. С целью установления максимального энерговыделения в каждой типовой ячейке в неё помещали необлучённую ТВС при относительно равномерном распределении топлива в остальных ячейках и обеспечивали максимальное энерговыделение в исследуемой тепловыделяющей сборке соответствующим положением органов системы управления и защиты. При проведении исследований использовали ранее изготовленные макеты сепараторной конструкции для размещения мишеней в модифицированной нейтронной ловушке и рабочих

органов аварийной защиты и компенсации реактивности³¹. В трубках сепаратора размещали имитаторы мишеней.

Энерговыделение определяли по гамма-активности осколков деления урана-235, образующихся при облучении. Измерения активности проводили на установке, имеющей два одинаковых канала: основной и мониторинг. Каждый канал включал в себя сцинтилляционный детектор, фотоумножитель, регистрирующий прибор. Наличие мониторингового канала позволяло вводить автоматическую поправку на изменение активности в процессе измерения, вызванное распадом осколков деления. Оба канала подключены к ПЭВМ для обработки результатов измерения. Измерение активности одиночного источника в автоматическом режиме продолжали до тех пор, пока среднеквадратическое отклонение измеряемых подряд значений не оказалось менее 1 % относительно их среднего значения.

Для исследования распределения энерговыделения по активной зоне критического стенда реактора СМ был проведён ряд активационных экспериментов. На рис. 1.39 в качестве примера приведено распределение энерговыделения по активной зоне и по сечению разборной тепловыделяющей сборки при установке необлучённой сборки типа 184.08 в ячейку 84 активной зоны критического стенда реактора СМ. Максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения в типовых ячейках активной зоны критического стенда реактора СМ для штатной и исследуемой реакторной компоновок центральной замедляющей полости даны в табл. 1.14.

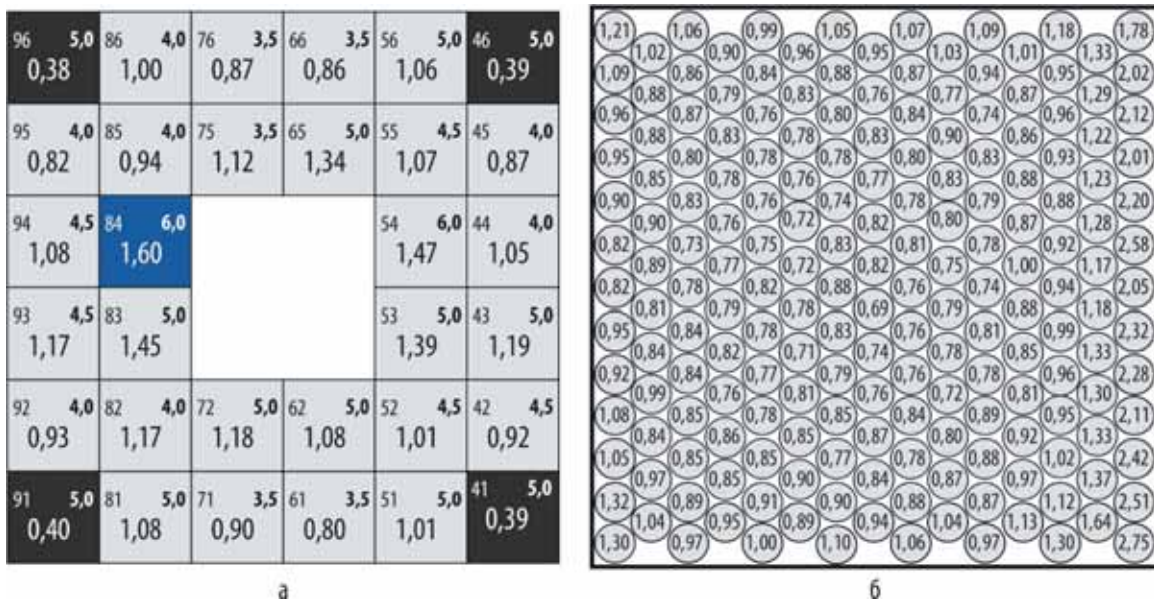


Рис. 1.39. Распределение относительного энерговыделения по активной зоне (а) и сечению исследуемой разборной тепловыделяющей сборки (б) с указанием номера ячеек в левом верхнем углу, массы урана-235 в ТВэле — в правом верхнем углу, значений энерговыделения — по центру; чёрным выделены рабочие органы компенсации реактивности, синим — исследуемая тепловыделяющая сборка

Анализируя приведённые данные, можно отметить, что объёмный коэффициент неравномерности энерговыделения при установке необлучённой ТВС типа 184.08 в типовые ячейки активной зоны критического стенда реактора СМ для ячеек типа 84 незначительно уменьшился на 2,7 %, для ячеек типа 85 и 94 незначительно увеличился на 4,3 и 1,8 % соответственно, а для ячеек типа 95 существенно увеличился на 23,6 %. Полученные в экспериментах результаты удовлетворительно согласуются с расчётными данными. Они использованы для расчёта гидропрофилирования активной зоны реактора СМ, а также в качестве исходных данных для анализа

³¹ Фомин Д.В., Пайдулов А.В., Малков А.П., Зайченко П.А., Краснов Ю.А., Шараев А.М., Козыльков А.В. Результаты основных экспериментальных, проведённых на критическом стенде реактора СМ. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 51–53. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo_2017_sayt_0.pdf. Дата обращения: 04.04.2019.

и обоснования безопасности модернизированного реактора при подготовке документов для получения лицензии на его эксплуатацию.

Таблица 1.14

Коэффициенты неравномерности энерговыделения в типовых ячейках реактора СМ

Тип ячейки	Коэффициент*					
	по сечению				объёмный **	
	активной зоны		ТВС			
84	1,76	1,60	2,57	2,75	5,88	5,72
85	1,28	1,26	2,18	2,31	3,63	3,78
94	1,35	1,31	1,83	1,92	3,21	3,27
95	1,01	1,15	2,34	2,54	3,07	3,80
96	0,83	–	2,14	2,08	2,31	–

* Голубым цветом выделены значения коэффициентов для штатной реакторной компоновки центральной замедляющей полости, тёмно-серым цветом — для исследуемой.

** При расчёте коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны принят равным 1,3.

*А.В. Пайдулов³², Д.В. Фомин³², А.П. Малков, Ю.А. Краснов,
П.А. Зайченко³², А.М. Шараяев³², А.В. Козыльков*

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ КОНСТРУКЦИИ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО РАБОЧЕГО ОРГАНА АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ И КОМПЕНСАЦИИ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА СМ

В рамках работ по модернизации активной зоны реактора СМ был проведён расчёт температурного поля в конструктивных элементах совмещённого рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности. В состав этого рабочего органа (рис. 1.40), являющегося средством воздействия на реактивность за счёт изменения положения в активной зоне реактора, входит вытеснитель из циркониевого сплава Э110 с бериллиевой засыпкой, поглощающие элементы из оксида европия, тяга и стыковочный узел, выполненные из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т. Конструктивно рабочий орган представляет собой скреплённые штифтовым соединением вытеснитель и поглотитель с наружным габаритным диаметром 30 мм, вертикально перемещающиеся в направляющей трубе с внутренним диаметром 34 мм.

Для определения тепловых нагрузок на элементы конструкции совмещённого рабочего органа использовали теплогидравлический расчётный модуль Flow Simulation³³ программного комплекса SolidWorks³⁴ [1]. Данный теплогидравлический модуль позволяет решать задачи вычислительной гидродинамики с использованием метода конечных элементов для реальной геометрии в трёхмерном пространстве, в стационарных и нестационарных условиях. Расчётную сетку строили исходя из вычислительных ресурсов, локально уточняя её в узких местах прохождения потока теплоносителя и мелких деталях конструкции. Принятая расчётная модель учитывала механизмы как внутреннего энерговыделения, так и теплопередачи в сопряжённых элементах конструкции. Граничные условия на теплопередающих поверхностях определялись

³² Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

³³ Здесь и далее Flow Simulation — дополнительный модуль к программному комплексу SolidWorks, обеспечивающий возможность моделирования течения жидкостей и газов. — Прим. ред.

³⁴ Здесь и далее SolidWorks — программный комплекс систем автоматизированного проектирования для автоматизации работ промышленного предприятия на этапах конструкторской и технологической подготовки производства. — Прим. ред.

температурой теплоносителя и коэффициентом теплоотдачи, для течения теплоносителя — перепадом давления в направляющей трубе совмещённого рабочего органа. В качестве исходных данных для расчёта температурного поля использовали значения давления и температуры теплоносителя в направляющей трубе (4,95 МПа и 60 °С), а также расчётное удельное энерговыделение в материалах его конструкций, полученное по результатам нейтронно-физического расчёта. Элементам конструкции и теплоносителю присваивали теплофизические свойства согласно имеющимся данным по свойствам материалов [2, 3]. Расчёт температурного поля был выполнен для номинального режима эксплуатации реактора СМ: при таком положении совмещённого рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности, в котором максимальные значения энерговыделения достигаются в зоне штифтового соединения вытеснителя с поглотителем, тем самым создавая повышенный градиент температуры в этой области. Охлаждение и нагрев направляющей трубы со стороны внешней среды не учитывали, исходя из допущения, что тепловое взаимодействие с внешней средой пренебрежимо мало по сравнению с количеством тепла, выделяемым в конструкционных элементах совмещённого рабочего органа.

Анализ результатов расчётных исследований (рис. 1.41) температурного поля для элементов конструкции совмещённого рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности реактора СМ показал, что наибольшие значения температуры (229 °С) и её градиента (12 °С/мм) достигаются по толщине хвостовика вытеснителя. Максимальная температура теплоносителя в направляющей трубе совмещённого рабочего органа составит 102 °С, а средняя скорость теплоносителя, обтекающего поглотитель и хвостовик вытеснителя, — 1,4 и 2,4 м/с соответственно. Проведённые расчётные исследования показывают, что при параметрах, моделирующих условия эксплуатации, распределение температурного поля в элементах конструкции неравномерно и достигает максимальных значений в хвостовике вытеснителя. Благодаря непосредственному контакту с теплоносителем хвостовиков пэлов, входящих в нижнюю обойму, максимальная температура в этой зоне не превысит 200 °С.

Рис. 1.41. Распределение температуры в конструкции и скорости теплоносителя в сечении совмещённого рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности

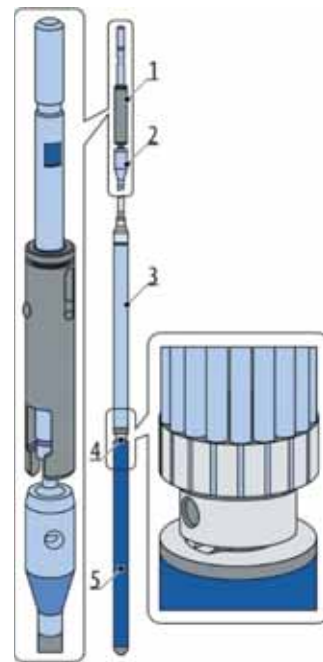
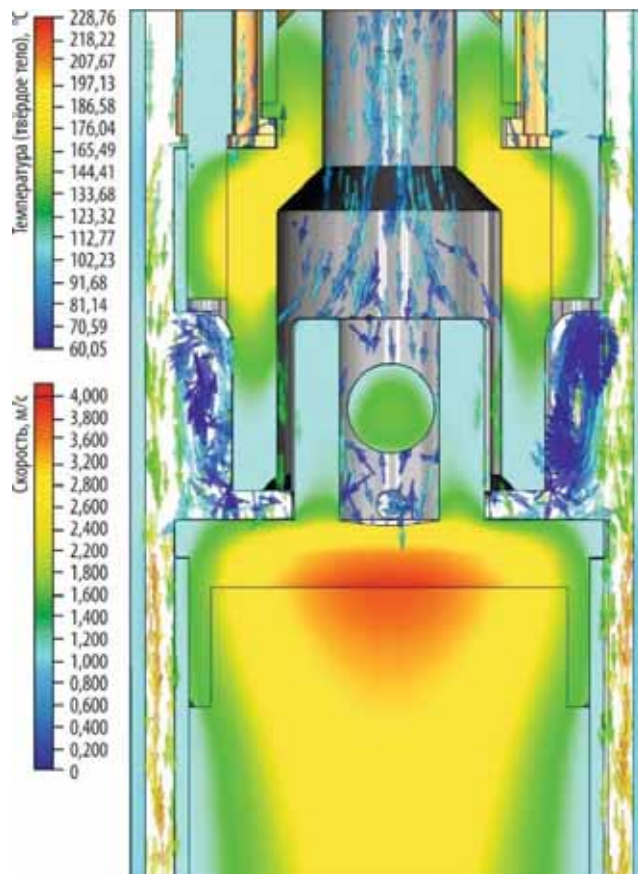


Рис. 1.40. Общий вид конструкции совмещённого рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности: 1 — стыковочный узел; 2 — тяга; 3 — поглотитель; 4 — разъёмное штифтовое крепление вытеснителя с поглотителем; 5 — вытеснитель



Список литературы

1. Алямовский А.А. SolidWorks / COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: ДМК, 2004. — 26 с.
2. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. Справочник. — М.: Атомиздат, 1968. — 485 с.
3. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчётам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы): под общ. ред. П.Л. Кириллова. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 360 с.

Е.И. Ефимов³⁵, Н.В. Куреев

ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ КОНСТРУКЦИИ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО РАБОЧЕГО ОРГАНА АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ И КОМПЕНСАЦИИ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА СМ

В рамках работ по модернизации активной зоны реактора СМ согласно требованиям действующих норм [1] был проведён расчёт на прочность совмещённого рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности. Цель заключалась в определении средствами программного комплекса конечно-элементного анализа ANSYS [2] напряжённо-деформированного состояния конструкции под совместным воздействием динамических и тепловых нагрузок. Рабочий орган выполняет функции аварийной защиты и одновременно является средством воздействия на реактивность за счёт изменения положения в активной зоне реактора. Перемещение осуществляют с помощью исполнительных механизмов системы управления и защиты. Динамика движения рабочего органа в обтекающем потоке теплоносителя сводится к извлечению и погружению в активную зону реактора и сбросу при аварийной ситуации. Динамическая задача была приведена к стационарной в моменты времени, соответствующие наиболее напряжённым условиям работы отдельных элементов конструкции. В расчёте предполагали, что рабочий орган закреплён в верхнем сечении стыковочного узла, в зоне крепления со штоком электромагнитного привода аварийной защиты и компенсации реактивности. Усилия, действующие в данном сечении конструкции, заменяли равнодействующими нагрузками, направленными в противоположную сторону (согласно принципу Д'Аламбера³⁶ [3]). Исследование проводили для различных условий нагружения и фиксированных моментов времени (табл. 1.15).

В качестве исходных данных по тепловым нагрузкам использовали результаты расчёта температурного поля элементов конструкции при положении рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности, в котором максимальное энерговыделение достигается в зоне штифтового соединения вытеснителя с поглотителем, что создаёт повышенный градиент температуры в этой области. Результаты импорта значений температуры в среду ANSYS представлены на рис. 1.42.

³⁵ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

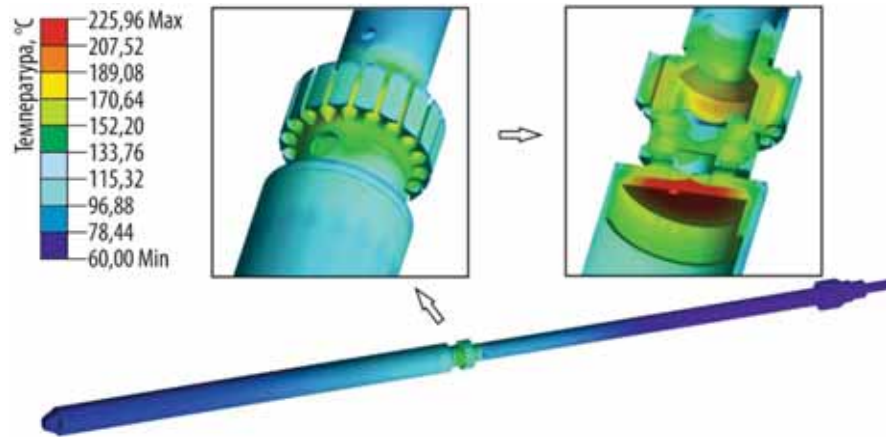
³⁶ Принцип Д'Аламбера — один из основных принципов динамики, согласно которому, если к заданным (активным) силам, действующим на точки механической системы, и реакциям наложенных связей присоединить силы инерции, то получится уравновешенная система сил. Назван по имени французского учёного Жана Д'Аламбера, который впервые сформулировал рассматриваемый принцип в сочинении «Динамика» (1743). — Прим. ред.

Таблица 1.15

Эксплуатационные нагрузки

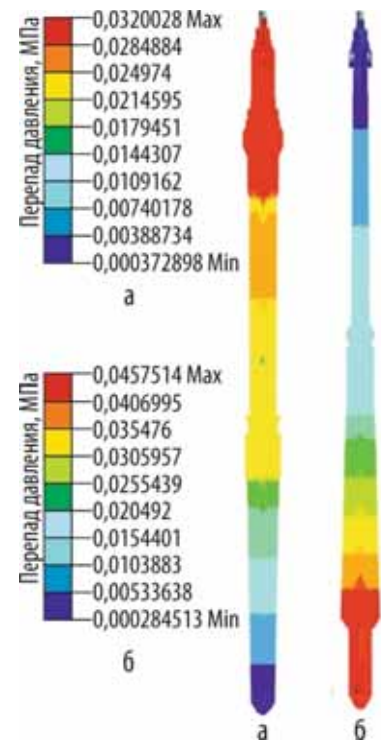
Режим	Нагрузка
Режим работы реактора на стационарном уровне мощности при состоянии рабочего органа: неподвижном	Перепад давления ΔP_1
вводе / выводе	Осевая нагрузка, перепад давления ΔP_1 , температурная нагрузка
Ввод совмещённого рабочего органа по аварийному сигналу в активную зону: в начальный момент времени	Усилие сжатия разгонной пружины, перепад давления ΔP_1 , температурная нагрузка
в момент срабатывания демпфирующего устройства	Усилие торможения, перепад давления ΔP_2 , температурная нагрузка

Рис. 1.42. Распределение температуры на элементах рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности



Распределения давления движущегося в трубе теплоносителя в начальный момент времени (ΔP_1) и в момент срабатывания демпфера при сбрасывании рабочего органа (ΔP_2) приведены на рис. 1.43. По результатам расчёта напряжённо-деформированного состояния конструкции рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности были определены наиболее напряжённые элементы конструкции: стыковочный узел и штифтовое соединение хвостовика вытеснителя с нижней обоймой поглотителя (рис. 1.44). Значения максимального перемещения конструкции в поперечной плоскости (рис. 1.45, масштаб представления результатов $\times 10$) во всех рассмотренных режимах не превышают величины зазора в направляющей трубе (2 мм), что исключает возможность заклинивания рабочего органа при перемещении.

Распределение напряжения в нижней обойме поглотителя в режиме работы реактора на стационарном уровне мощности практически не меняется. Это означает, что основной составляющей напряжённо-деформированного состояния данного элемента конструкции является температурное напряжение. В стыковочном узле уровень напряжения изменяется за счёт воздействия на конструкцию рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности внешних сил, различающихся как величиной, так и направлением в зависимости от режима работы.

Рис. 1.43. Эпюры перепада давления ΔP_1 (а) и ΔP_2 (б)

Для обоснования прочности конструкции совмещённого рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности по результатам расчёта термомеханического состояния проведены расчёты на статическую и циклическую прочность. Значения напряжения, определённые расчётом на статическую прочность элементов рабочего органа в рассматриваемых режимах, ниже допустимых согласно требованиям норм [1]. Расчёт на циклическую прочность проведён на период эксплуатации с 2020 по 2032 год (12 лет) включительно. Расчётом определено, что на конец назначенного срока службы рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности максимальная суммарная циклическая повреждаемость на нижней обойме поглотителя из стали 12Х18Н10Т с учётом наличия сварного соединения (приварка штифта) и воздействия нейтронного облучения составит 0,33 (менее единицы), что удовлетворяет условию циклической прочности. На хвостовике вытеснителя из сплава циркония Э110 суммарная циклическая повреждаемость на конец назначенного срока эксплуатации с учётом влияния нейтронного облучения составит 0,06.

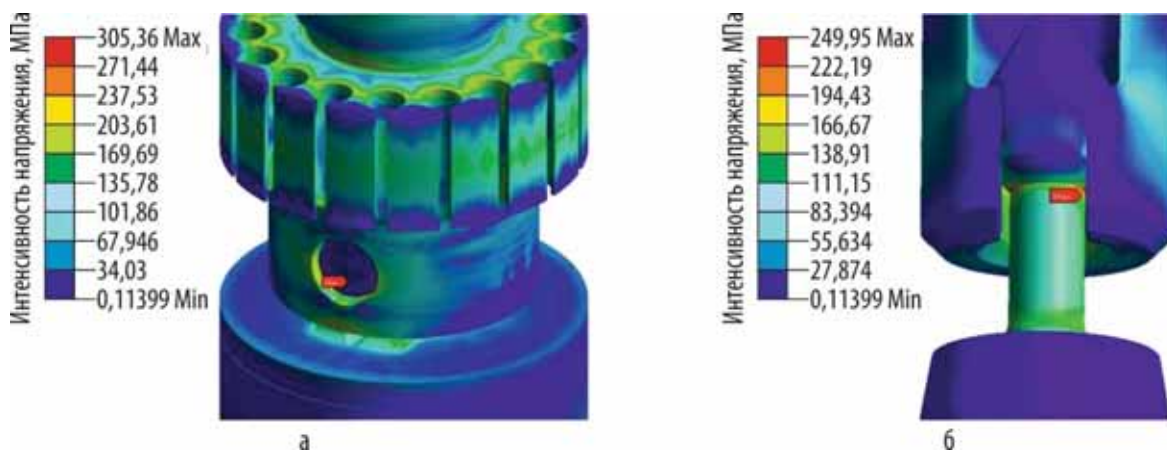


Рис. 1.44. Эпюра интенсивности напряжения в области штифтового соединения нижней обоймы с хвостовиком (а) и стыковочного узла (б) в режиме аварийного ввода совмещённого рабочего органа

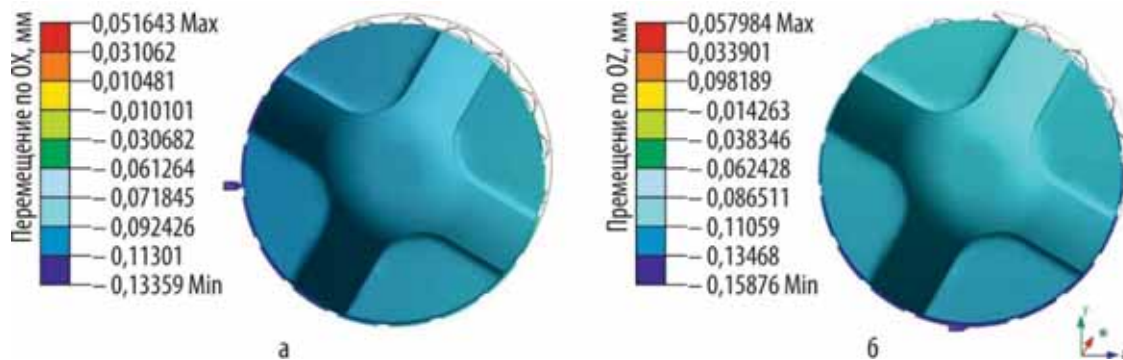


Рис. 1.45. Эпюра перемещений по оси абсцисс (а) по оси аппликат (б) конструкции совмещённого рабочего органа в режиме его аварийного ввода

Список литературы

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
2. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общ. ред. Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.
3. Дарков А.В., Шпиро Г.С. Сопротивление материалов. — М.: Высшая школа, 1975. — 654 с.

Н.В. Киреев, Л.П. Захарова

АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РАБОТЫ РЕАКТОРА СМ ПО ПАРАМЕТРАМ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Для повышения эффективности использования реактора СМ, обеспечения требований безопасности и условий выполнения экспериментальных работ необходимо проводить систематический анализ его физических и эксплуатационных характеристик. Результаты анализа требуются для обоснования выбора компоновки активной зоны перед каждой кампанией; разработки и совершенствования методик определения нейтронно-физических характеристик реактора; определения и обеспечения условий безопасного проведения испытаний; верификации расчётных методик; обоснования безопасности реактора; выявления проблемных вопросов. Основными направлениями экспериментальных работ в 2018 году были производство радионуклидной продукции, исследования по радиационному материаловедению, наработка радиоактивных нуклидов с высокой удельной активностью. Всего было проведено 24 кампании, временной коэффициент использования реактора — отношение времени работы на мощности к календарному времени — составил 0,672. Для проведения планового предупредительного ремонта реактор останавливали один раз (09.06.2018–09.07.2018).

График изменения энерговыработки в отчётном году по кампаниям реактора и прогнозные значения энерговыработки по исчерпанию запаса реактивности, которые оценивают исходя из остатка запаса реактивности на конец конкретной кампании, представлены на рис. 1.46. Применяемый алгоритм выбора загрузки активной зоны позволил обеспечить запас реактивности, достаточный для выполнения заданного графика работы реактора.

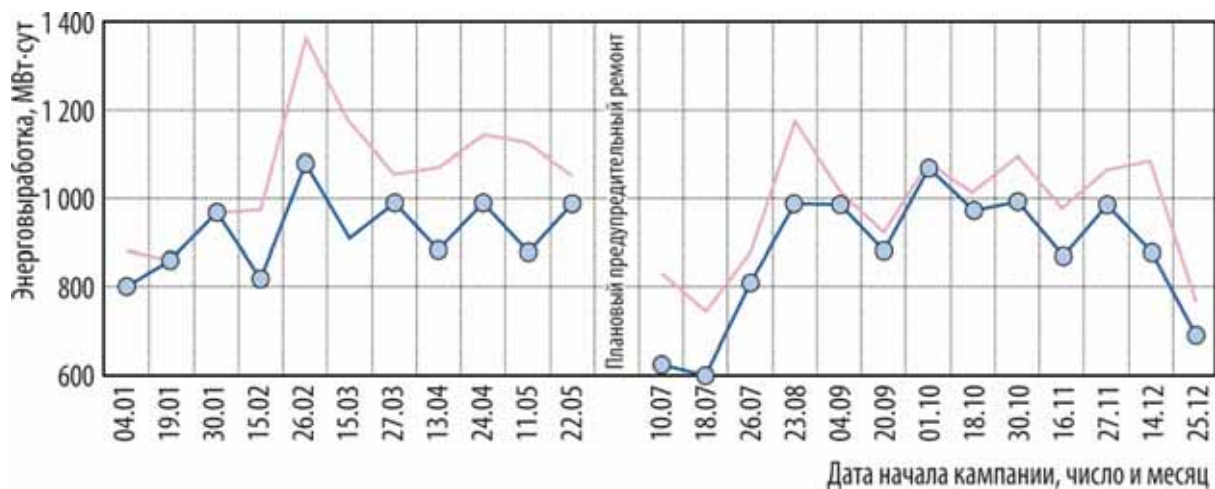


Рис. 1.46. Изменение энерговыработки реактора СМ по кампаниям (—○—) и по исчерпанию запаса реактивности (—)

В отчётном году было выполнено 11 градуировок органов системы управления и защиты реактора СМ (табл. 1.16). Полученные значения параметров реактивности находятся в проектных пределах. Наименьшее значение подкритичности активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погружённых органах компенсации реактивности составило $1,6 \beta_{эф}$ (1,2 %).

График изменения компенсирующей способности рабочих органов системы управления и защиты, запаса реактивности и подкритичности активной зоны реактора СМ в отчётном году по результатам проведения градуировок рабочих органов системы управления и защиты представлен на рис. 1.47, а в табл. 1.17 приведены результаты оценки подкритичности активной зоны реактора. Из представленных данных следует, что в 2018 году прогноз подкритичности на этапе планирования загрузки был в достаточной мере консервативным.

Таблица 1.16

Характеристики активной зоны, связанные с реактивностью, $\beta_{эфф}$

Характеристика	Диапазон изменения значения	Среднее значение
Суммарная эффективность: четырёх рабочих органов аварийной защиты	3,2–4,3	3,9
органов компенсации реактивности и центрального компенсирующего органа	12,0–13,6	12,7
Эффективность: центрального компенсирующего органа	3,3–4,2	4,1
одного органа компенсации реактивности	1,6–2,8	2,2
Запас реактивности	8,8–11,2	10,4
Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погружённых органах компенсации реактивности и центральном компенсирующем органе	1,6–3,2	2,3

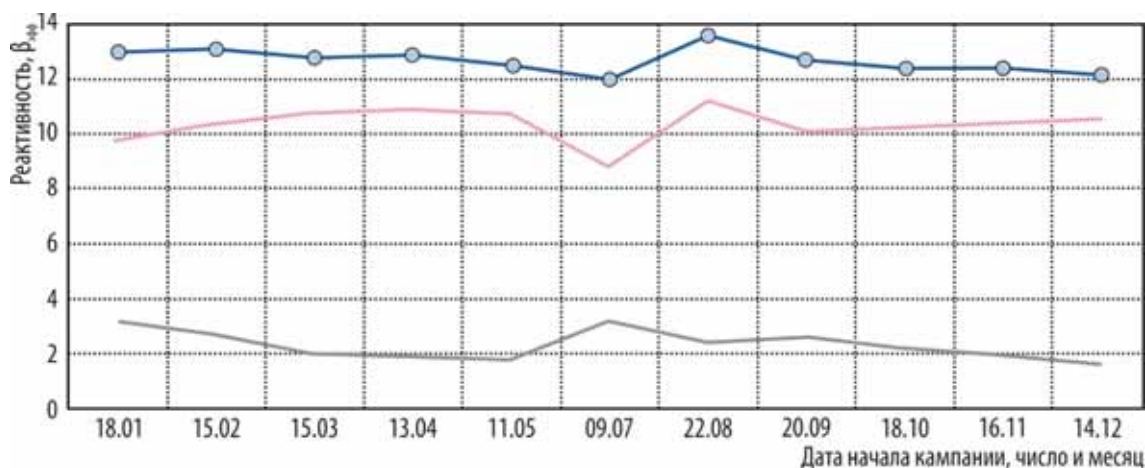


Рис. 1.47. Изменения компенсирующей способности рабочих органов (—○—), запаса реактивности (—) и подкритичности (—) активной зоны реактора

График изменения среднего выгорания урана-235 в активной зоне реактора (с учётом топливных подвесок рабочих органов компенсации реактивности) на начало и на конец кампаний за отчётный период представлен на рис. 1.48.

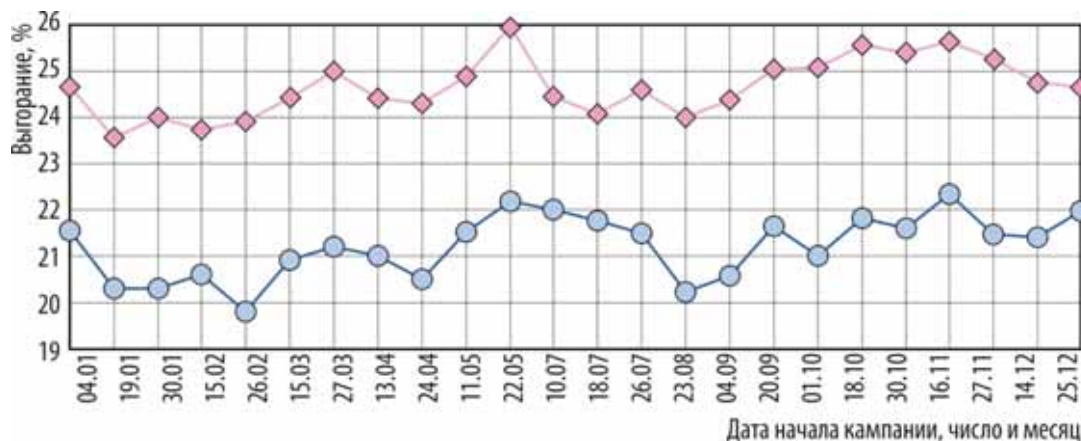


Рис. 1.48. Изменения среднего выгорания урана-235 на начало (—○—) и конец (—◇—) кампании

Таблица 1.17

Результаты определения подкритичности реактора, %

Дата начала кампании	Подкритичность		Неопределённость	
18.01.18	2,8	2,4	0,4	0,1
15.02.18	1,7	2,0	-0,3	0,1
15.03.18	1,1	1,5	-0,4	0,1
13.04.18	1,2	1,5	-0,3	0,1
11.05.18	1,1	1,4	-0,3	0,1
09.07.18	2,5	2,4	0,1	0,1
22.08.18	1,1	1,8	-0,7	0,1
20.09.18	2,0	2,0	0,0	0,1
18.10.18	1,7	1,7	0,0	0,1
16.11.18	1,1	1,5	-0,4	0,1
14.12.18	1,3	1,2	0,1	0,1

Примечание. Голубым цветом выделены результаты оценки подкритичности активной зоны реактора на этапе планирования её загрузки (при составлении рабочей программы), а тёмно-серым цветом — значения, полученные по результатам градуировки системы управления и защиты после завершения перегрузки.

Средние эксплуатационные и физические характеристики реактора СМ по 24 кампаниям года:

Выгорание топлива, %:

в активной зоне с учётом топливных подвесок

рабочих органов компенсации реактивности и без их учёта (в скобках):

в начале кампании21,2 (22,6)

в конце кампании24,7 (26,3)

в выгруженных ТВС (среднее) 42,1

Масса урана-235, кг:

в активной зоне (с учётом топливных подвесок

рабочих органов компенсации реактивности) в начале кампании27,83

выгоревшего в активной зоне за кампанию 1,214

Расход необлучённых ТВС, шт.:

за год68

в среднем за кампанию 2,83

в среднем на 1 000 МВт·сут 3,15

Энерговыработка за кампанию 899,09 МВт·сут

Темп потери реактивности на выгорание топлива 0,0047 $\beta_{эфф}/(МВт \cdot сут)$

Компенсирующая способность органов системы управления и защиты 12,7 $\beta_{эфф}$

Запас реактивности в начале кампании..... 10,4 $\beta_{эфф}$

Во всех проведённых кампаниях заданный график работы реактора был обеспечен выбором загрузки активной зоны, нарушений требований ядерной безопасности допущено не было.

А.В. Пайдулов³⁷, А.П. Малков, Ю.А. Краснов

³⁷ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ПЕРЕВОД РЕАКТОРА РБТ-10 НА НОВЫЙ ТИП ТОПЛИВА В ПРОЦЕССЕ ТЕКУЩЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Реактор РБТ-10 работает на отработавшем топливе реактора СМ — тепловыделяющих сборках типа 184.03 и 184.05. В 2005 году реактор переведён на новое топливо — тепловыделяющие сборки типа 184.08, 184.09 и 184.10 [1]. Сборки нового типа имеют те же габаритные размеры, но набраны из твэлов с увеличенной на 20 % загрузкой урана-235 по сравнению с ранее использовавшимися твэлами (6 г вместо 5 г на твэл). Также в тепловыделяющих сборках нового типа чехол вместо нержавеющей стали изготовлен из циркониевого сплава. Имеющийся запас ОТВС реактора СМ типа 184.03 и 184.05 близится к исчерпанию. Перевод реактора РБТ-10 на тепловыделяющие сборки нового типа позволит решить проблему обеспечения его топливом на перспективу [2]. Процедура перевода действующего ядерного реактора на новое топливо в процессе его эксплуатации не регламентирована государственными нормативными документами по безопасности. В процессе замены типа топлива реактора РБТ-10 принята схема действий, апробированная и фактически реализованная при подобной процедуре для реактора СМ. Организационная схема перевода включает основные этапы:

- ◆ расчётное обоснование безопасности для каждой планируемой кампании в переходный период;
- ◆ экспериментальное определение эффективности органов системы управления и защиты, запаса реактивности и подкритичности активной зоны по завершению перегрузочных работ перед каждой кампанией;
- ◆ экспериментальное определение физических характеристик активной зоны, важных для безопасности, после замены всех тепловыделяющих сборок старого типа в активной зоне на сборки с увеличенной загрузкой топлива;
- ◆ внесение необходимых изменений в отчёт по обоснованию безопасности реактора и эксплуатационную документацию.

В рамках утверждённой программы работ были проведены необходимые расчётные исследования и серия экспериментов по определению эффектов реактивности и эффективности рабочих органов системы управления и защиты при замене штатных тепловыделяющихборок на сборки с увеличенной загрузкой урана-235. Полученные результаты использованы для уточнения расчётных оценок воздействия загрузки тепловыделяющихборок нового типа (184.08) на размножающие свойства активной зоны. В результате расчётно-экспериментальных исследований была подтверждена возможность поэтапного перевода реактора РБТ-10 на топливо с увеличенной загрузкой урана-235 в твэле с сохранением основных проектных характеристик реактора и обоснованным выбором размещения тепловыделяющихборок старого и нового типа на этапе формирования загрузки активной зоны.

Перевод реактора РБТ-10 (рис. 1.49) на новое топливо начат в середине 2017 года загрузкой в активную зону двух тепловыделяющихборок типа 184.08 в ячейки 3-2 и 7-2 с невысокой мощностью. При этом сборки типа 184.03 с выгоранием топлива 39,1 и 44,3 % в этих ячейках были заменены на сборки типа 184.08 с выгоранием топлива 42,2 % соответственно. Результаты выполненных расчётов для обоснования безопасности показали, что после выполненной операции все характеристики реактора, важные для безопасности, в пределах неопределённости расчёта не изменились.

В процессе работы реактора с новыми ТВС признаков их разгерметизации не было зафиксировано. С учётом полученного опыта было принято решение продолжить поэтапную замену в активной зоне реактора РБТ-10борок типа 184.03 на отработавшие в реакторе СМ сборки типа 184.08. Замену в течение 2017–2018 годов проводили партиями по две-шесть штук,

выпуская обоснование безопасности для каждой загрузки. К концу 2018 года количество тепло-выделяющих сборок типа 184.08 в активной зоне реактора доведено до 38 шт., что составляет 49% от общего числа ТВС в активной зоне (рис. 1.50). На рис. 1.51 представлено рассчитанное по программе MCU распределение энерговыделения по сечению активной зоны реактора с нормировкой на среднее значение мощности тепловыделяющих сборок.

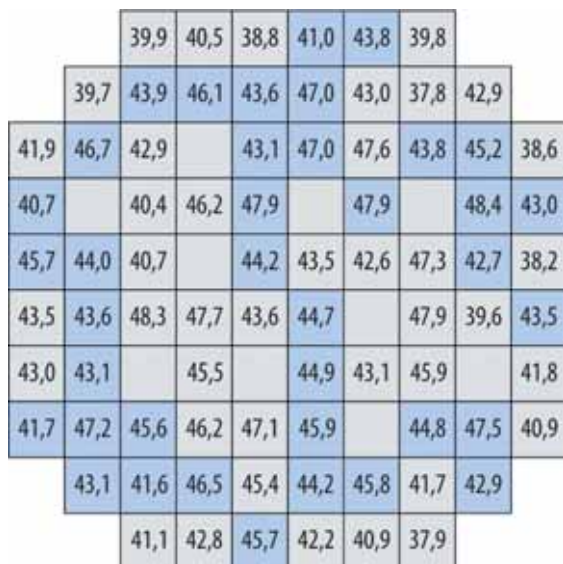


Рис. 1.50*. Картограмма загрузки активной зоны реактора РБТ-10 на декабрь 2018 года с указанием в процентах выгорания топлива в ячейках

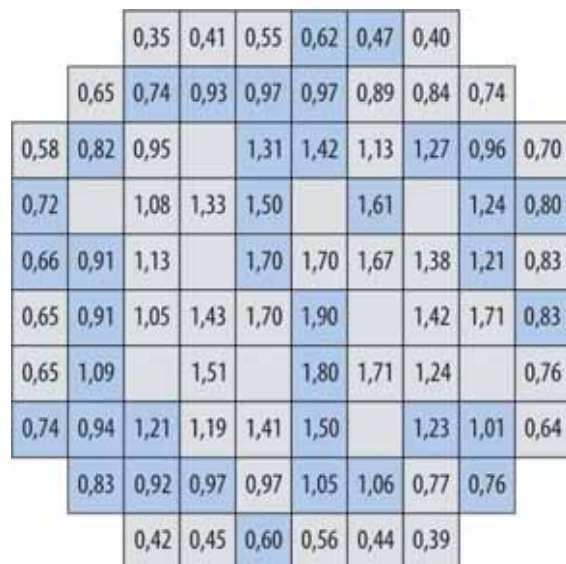


Рис. 1.51*. Распределение энерговыделения по сечению активной зоны реактора РБТ-10 (в отн. ед.)

* Голубым цветом выделены ячейки с тепловыделяющими сборками типа 184.08.

Расчёт характеристик реактора, важных для безопасности: распределения мощности, плотности теплового потока на оболочке твэла, эффективности органов системы управления и защиты, эффектов реактивности, подкритичности по завершению перегрузки, запаса реактив-

ности — для всех выбранных компоновок активной зоны показал, что параметры находятся в проектных пределах. А фактические показатели работы реактора и отсутствие негерметичных тепловыделяющих сборок подтвердили правильность выбранного подхода к переводу реактора на новое топливо и возможность его дальнейшей эксплуатации с этим топливом.

В 2019 году планируется продолжить обоснованную замену тепловыделяющихборок типа 184.03 на тепловыделяющие сборки типа 184.08 в процессе эксплуатации реактора РБТ-10.

Список литературы

1. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л. и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации и основные показатели последующей работы. — Тезисы докладов Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», г. Димитровград, 05–09 декабря 2011 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 144–150.
2. Малков А.П., Шараев А.М., Пайдулов А.В. и др. Обеспечение ядерной безопасности реакторов РБТ-6, РБТ-10 в процессе перевода на новое топливо. — Тезисы докладов XX Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 28–31 мая 2018 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 16–17.

*М.Ф. Валишин, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов³⁸,
В.В. Пименов, С.А. Сазонтов, А.М. Шараев³⁸*

РАСЧЁТ АКТИВАЦИИ ОБРАЗЦОВ И ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ПРИ ОБЛУЧЕНИИ

С целью выполнения требований радиационной безопасности [1] при проведении после-реакторных исследований и транспортировке заказчику образцов проводят расчёты по определению значений наведённой в результате облучения активности и мощности дозы в элементах конструкции экспериментальных устройств. Для оценки активации образцов и элементов конструкции используют разработанный в институте комплекс программ «Универсальная программа метролога (UPM)» [2] на основе PREPRO_2017³⁹, FENDL-2.0⁴⁰, ENDF/B-VII.0. При облучении нейтронами стабильные ядра превращаются в радиоактивные с различным периодом полураспада. В наиболее общей постановке система уравнений нуклидных изменений решается для пространственно-временной области, так как значения скорости реакций интегрально зависят от значений переменных (пространственная трансмутация с учётом поглощения нейтронов). Для конструкционных материалов в макроскопической математической модели трансмутаций пространственную координату исключают из системы уравнений, а скорость реакций принимают постоянной (точечная трансмутация при постоянных нейтронно-физических параметрах облучения). Рассматривают математическую модель в виде линейной системы обыкновенных дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами. В расчётах используют спектры нейтронов, усреднённые по объёму регистрационных зон расчётной модели. Изменения энерге-

³⁸ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТ ИНИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

³⁹ PREPRO_2017 — пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF/B. — Прим. авт.

⁴⁰ FENDL-2.0 — библиотека ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов с данными о нейтронных сечениях и распределении частиц в нейтронных реакциях. — Прим. авт.

тического распределения и плотности потока нейтронов во время работы реактора в расчёте не учитывают. Полная схема ядерных трансмутаций в рассматриваемых конструкционных материалах для расчёта активации составляется автоматизировано по всем имеющимся в библиотеках нейтронно-индуцированным ядерным реакциям.

По расчётной оценке наведённой радиоактивности в образце, характер которой полностью определяется изотопным составом материала, проводят расчётное определение мощности поглощённой дозы для оценки радиационного уровня при обращении с образцом после облучения и / или отправке в адрес заказчика после расхолаживания устройства и соответствующей выдержки.

Парциальный вклад в интенсивность излучения в облучённых образцах при расхолаживании устройства оценивают в пересчёте на кобальтовый эквивалент (кобальт-60 — сильнейший источник гамма-излучения) с использованием значений скорости набора мощности поглощённой дозы гамма-постоянных радиоисточников в облучённых образцах, 10^{-8} Зв/с (мР/ч)⁴¹:

Хром-51	4,93 (17,73)	Мышьяк-76	66,22 (238,4)
Марганец-54	145,58 (524,1)	Молибден-93	46,64 (167,9)
Железо-55	24,67 (88,8)	Ниобий-93m	8,22 (29,6)
Марганец-56	237,61 (855,4)	Ниобий-94	244,64 (880,7)
Железо-59	174,47 (628,1)	Молибден-99	27,06 (97,4)
Медь-64	30,22 (108,8)	Технеций-99m	21,28 (76,6)
Кобальт-60	354,72 (1 277)	Тантал-182	170,47 (613,7)

Физический смысл эквивалента заключается в том, что он характеризует количественную меру ионизационного эффекта другого вещества по отношению к эквиваленту. Гамма-постоянные вещества взяты из библиотеки ANSI / ANS-6.4.3-1991⁴². В расчётах рассматривали такие типы материалов, как пьезокерамика, оптические зеркала, сплав 718, стали различных марок. По расчётным значениям мощности дозы в образцах конструкционных материалов и элементах конструкции тепловыделяющих сборок проводили оценку радиационного уровня и аттестацию соответствующего транспортировочного контейнера для отправки образцов заказчиком.

Список литературы

1. НП-067-16. Основные правила учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. — М.: Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2017. — 84 с.
2. Belozerova A.R., Belozerov S.V., Shamardin V.K. On the Problem of Modeling of Nuclear Transmutation Effects upon Investigation of the Phase Composition of Irradiated Austenitic Steels // *Physics of Metals and Metallography*, May 2018. Vol. 119, Is. 5. P. 413–420. — Режим доступа: <https://link.springer.com/article/10.1134/S0031918X18020023>. Дата обращения: 10.01.2019.

А.Р. Белозерова

⁴¹ Значения гамма-постоянных радиоисточников соответствуют геометрической конфигурации точечного изотропного источника активностью в 1 Ки ($3,7 \cdot 10^{10}$ Бк) на расстоянии 1 м от внешнего регистратора. — Прим. авт.

⁴² ANSI / ANS-6.4.3 — библиотека ядерных данных по коэффициентам ослабления гамма-излучения, факторам рассеивания и накопления, коэффициентам корреляции флюенса фотонов в точке поглощения с эффективной дозой. — Прим. ред.

НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗУЧЕНИЮ ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

Одним из важнейших параметров при контроле облучения объектов в нейтронном поле ядерно-физической установки является флюенс нейтронов. Промежуточное инспектирование флюенса нейтронов с энергией больше эффективных пороговых значений⁴³ проводят с помощью нейтронно-активационных детекторов (мониторов). За текущий год нейтронно-дозиметрическое сопровождение на стадиях инспектирования облучательных устройств было осуществлено при проведении различных исследований физических свойств конструкционных материалов (табл. 1.18). В реактор БОР-60 было установлено шестнадцать мониторов и проведено пять инспекций, для реакторов РБТ эти показатели составили двадцать семь и семь, для реактора СМ — одиннадцать и пять, для реактора МИР — шестнадцать и один соответственно. Такое же количество ампул с мониторами ещё находится на облучении.

Таблица 1.18

Характеристики и параметры нейтронно-дозиметрического сопровождения научно-исследовательских работ

Цель работы	Условия реакторного облучения			
	Число		Место облучения	Номенклатура мониторов
	инспекций	ампул с мониторами		
Определение характеристик нейтронного поля в месте расположения ионизационной камеры	1	2	Четвёртый чехол за корпусом реактора СМ	Марганец-55, медь-63, индий-115, лантан-139, лютеций-176, золото-197
Исследование коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении	1	9	Ячейка Б24 седьмого ряда бокового экрана реактора БОР-60	Титан-46, железо-54, медь-63, ниобий-93
	1	16	Петлевой канал 3-16 реактора МИР	
	3	6	Третий канал реактора СМ	
	1	3	Седьмой канал реактора СМ	
Радиационные испытания образцов пьезокерамики, оптических элементов, макетов пьезодвигателей	4	18	Второй ряд стенда «Корпус» реактора РБТ-6	Железо-54, ниобий-93
Изучение радиационной стойкости конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах	1	2	Ячейка Е36 седьмого ряда бокового экрана реактора БОР-60	

⁴³ Для новых разрабатываемых сплавов регламентируется порог 0,1 МэВ, для сталей — 0,5МэВ. — Прим. авт.

Окончание таблицы 1.18

Цель работы	Условия реакторного облучения			
	Число		Место облучения	Номенклатура мониторов
	инспекций	ампул с мо-ниторами		
Изучение радиационной стойкости конструкционных материалов реактора ТWR при высокотемпературном облучении	1	2	Ячейка Д15 активной зоны реактора БОР-60	Железо-54, ниобий-93
	1	1	Ячейка Г43 активной зоны реактора БОР-60	
Облучение образцов конструкционных материалов	1	2	Ячейка Е22 активной зоны реактора БОР-60	
Облучение образцов из основного металла и металла сварного шва *	1	3	Ячейка 6 и 7 активной зоны реактора РБТ-6	
Облучение стальных образцов различных типовых размеров	1	3	Ячейка 5 активной зоны реактора РБТ-6	
Облучение образцов металла кольцевого бака опорной конструкции реактора третьего блока Нововоронежской АЭС	1	3	Ячейка 64 активной зоны реактора РБТ-6	
Итого	18	70		

* Сталь марки 10ХН1М (здесь и далее) — конструкционная низколегированная сталь, применяемая для изготовления бесшовной трубной заготовки, толстолистового проката, оборудования и трубопроводов атомных станций, в химической, нефтехимической и газовой промышленности. — Прим. ред.

Допустимая неопределённость измерения флюенса нейтронов составляет 7–12 %⁴⁴. Неопределённость измерения обусловлена преимущественно неопределённостью эффективности регистрации гамма-излучения детектором спектрометра, которая напрямую связана с неопределённостью аттестации эталонных источников гамма-излучения, используемых при калибровке спектрометра по эффективности регистрации излучения. При доверительной вероятности, равной 0,95, неопределённость значений эффективности регистрации составила около 2 %, активности нейтронно-активационных детекторов — не более 6 %, порогового флюенса нейтронов — около 9,3 %.

А.Р. Белозерова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева, С.А. Енин

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ТИПА PWR НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ РЕАКТОРА МИР

Для проведения ресурсных испытаний твэлов реактора PWR в петлевом канале реактора МИР необходимо знать степень влияния облучательного устройства на физические характеристики реактора, важные для безопасности. С этой целью на критическом стенде — полномасштабной физической модели реактора МИР — были проведены экспериментальные исследования по определению эффектов реактивности при загрузке облучательного устройства в петлевую ячейку второго радиуса активной зоны и аварийном осушении петлевого канала.

⁴⁴ Рязанов Д.К. Спектрометрия и дозиметрия нейтронов на исследовательских реакторах. — Димитровград: ФГАОУ ВПО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"», 2013. — 294 с.

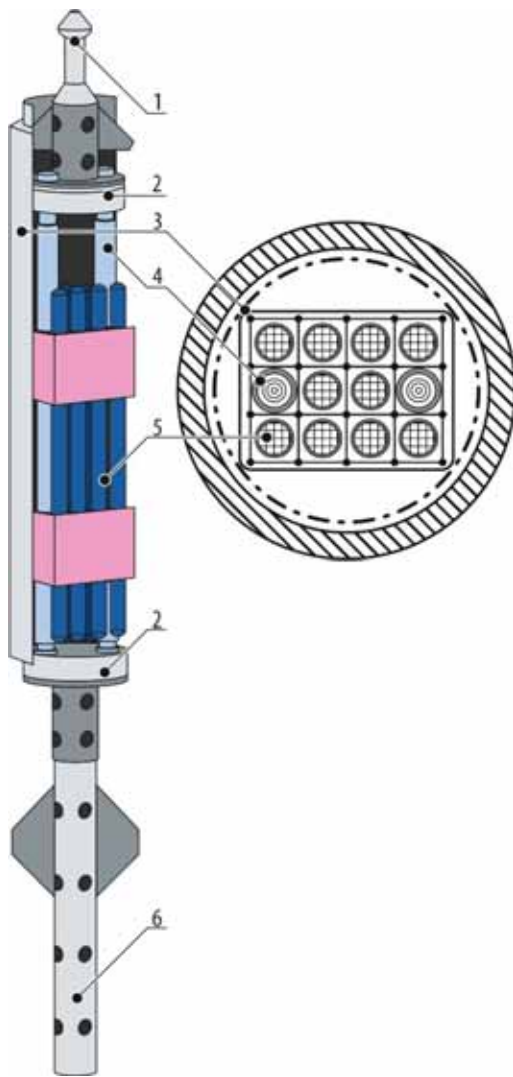


Рис. 1.52. Конструктивная схема ЭТВС: 1 — грибок; 2 — концевые решётки; 3 — прямоугольный кожух; 4 — несущие трубки; 5 — твэлы; 6 — хвостовик

Облучательное устройства типа PWR (рис. 1.52) включает в себя разделитель потока теплоносителя (элементы штатного разделителя потока и прямоугольного кожуха из нержавеющей стали с наружными размерами 45 на 58 мм, толщиной 1,5 мм) и ЭТВС, состоящую из десяти экспериментальных твэлов и двух негерметичных несущих трубок, в которые установлены образцы оболочечных трубок для изучения эффектов радиационного роста, а также четырёх дистанционирующих решёток, из которых две, срединные, оснащены перемешивающими лопатками. Несущие трубки и дистанционирующие решётки образуют каркас ЭТВС. Длина активной части твэлов составляет 1 000 мм. Диаметр топливной таблетки — 8,19 мм. Десять твэлов размещены с шагом 12,6 мм. Топливная композиция — из диоксида урана с обогащением по урану-235, равным 4,95 %. Длина сборки составляет 1 254 мм. Твэл состоит из верхней торцевой заглушки, оболочки, газосборника, его пружины, топливных таблеток, нижней опоры и нижней концевой заглушки. Оболочка твэла изготовлена из циркониевого сплава с наружным диаметром 9,5 мм и толщиной стенки, равной 0,57 мм.

Облучательное устройство устанавливали в макет петлевого канала, состоящий из алюминиевого (моделирование циркониевого сплава) корпуса канала (диаметр — 88 мм, толщина стенки — 7 мм) и вакуумного чехла (диаметр — 100 мм, толщина стенки — 1 мм) из нержавеющей стали. Исследования проводили с имитацией водно-химического режима, необходимого для проведения испытаний облучательного устройства в реакторе МИР, для чего был использован раствор борной кислоты с литием с концентрацией 4,0 г/л и 3,5 мг/л соответственно.

По итогам проведённых экспериментов получены следующие результаты:

1. Загрузка облучательного устройства в петлевой канал второго радиуса даёт положительный эффект $((3,07 \pm 0,12) \beta_{эфф})$ в условиях критического стенда с неотравленным бериллием и петлевым каналом, окружённым необлучённым топливом.
2. Осушение петлевого канала с загруженным облучательным устройством в условиях критического стенда приводит к вводу положительной реактивности $((2,41 \pm 0,10) \beta_{эфф})$.

Следует отметить, что значения эффектов реактивности, полученные в условиях критического стенда, представляют собой консервативную оценку данных эффектов по отношению к аналогичным, реализующимся в активной зоне реактора МИР. Связано это с накоплением ядеротравителей в бериллиевой кладке активной зоны реактора [1, 2], что приводит к существенному снижению эффектов реактивности в условиях реактора (не менее чем в 2,5 раза) по сравнению с критическим стендом, кладка которого остаётся неотравленной за счёт малой мощности (5 Вт). К тому же при проведении исследований на критическом стенде консервативность измерений обеспечивали загрузкой ячеек, окружающих петлевой канал с облучательным устройством, необлучёнными тепловыделяющими сборками, что в реальных условиях проведения испытаний на реакторе не потребуется. Таким образом, эффект реактивности при загрузке облучательного

устройства в петлевой канал 2-12 составит не более $+1,23 \beta_{эфф}$; а при аварийном осушении петлевого канала с загруженным облучательным устройством — не более $+0,7 \beta_{эфф}$.

Список литературы

1. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора МИР // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1997. Вып. 4. С. 57–62.
2. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления гелия-3 и лития-6 в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР // Атомная энергия, 2008. Т. 104, вып. 2. С. 84–88.

*А.М. Шараев⁴⁵, Д.В. Фомин⁴⁵, Ю.А. Краснов, А.В. Пайдулов⁴⁵,
А.В. Козыльков, А.И. Долгов, М.А. Мокеичев⁴⁵*

РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИЗА ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ

Все научно-производственные подразделения АО «ГНЦ НИИАР» в процессе своей деятельности используют ядерные делящиеся материалы различной формы и состава. Обязательным условием возможности их использования является обеспечение ядерной безопасности в нормальных режимах эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях. Все технологические процессы и оборудование должны соответствовать требованиям нормативных документов по обеспечению ядерной безопасности.

В отчётном году расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности были выполнены для таких направлений деятельности, как обращение с отработавшим ядерным топливом; хранение необлучённых ядерных делящихся материалов и отходов от производства молибдена-99; проведение исследований с тепловыделяющими сборками. Все работы по анализу и обоснованию ядерной безопасности выполнены в соответствии с требованиями государственных нормативных документов. Результаты расчётов значений эффективного коэффициента размножения нейтронов получены с использованием аттестованной государственными надзорными органами программы MCU-RFFI/A. В соответствии с нормативными требованиями при расчёте должны быть учтены возможные аварийные ситуации и ошибки персонала, определены состояния, при которых количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды) в результате исходных событий нарушений нормальной эксплуатации приводят к максимальному значению эффективного коэффициента размножения нейтронов. По результатам расчётов необходимо установить количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности.

Наиболее весомой работой отчётного периода по объёму и содержанию исследований было обоснование ядерной безопасности при обращении с отработавшим топливом реактора МИР. Из-за обширной тематики проводимых испытаний экспериментальных изделий номенклатура технологических операций и используемого оборудования на реакторе МИР значительно шире, чем на других исследовательских установках института. В здании установки отработавшие

⁴⁵ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

тепловыделяющие сборки и облучательные устройства хранят в гнёздах бассейна выдержки и транспортного коридора. Гнёзда для хранения расположены группами, каждая из которых предназначена для определённого типа изделий или чехлов с изделиями. Для анализа была создана трёхмерная модель бассейна выдержки и транспортного коридора с группами гнёзд для размещения изделий с ядерными делящимися материалами различного типа. Расчёты проводили как для каждой группы гнёзд в отдельности, так и для всех изделий в совокупности. Исследовали изменение размножающих свойств рассматриваемых систем при изменении положения точки рождения нейтронов. В результате расчётов были определены группы, которые являются зависимыми и независимыми по нейтронному взаимодействию от соседних групп гнёзд. Например, на дне транспортного коридора (рис. 1.53) группа из пятидесяти гнёзд (для хранения рабочих тепловыделяющихборок и вёдер с петлевыми сборками) является независимой по нейтронному взаимодействию от группы из двадцати четырёх гнёзд (для хранения рабочих каналов со сборками), так как топливные зоны изделий, расположенных в этих группах гнёзд, находятся на разном уровне по высоте относительно друг друга, но та же группа из пятидесяти гнёзд является зависимой по нейтронному взаимодействию от группы из четырёх гнёзд (для загрузки транспортных чехлов). В соответствии с нормативными требованиями была рассмотрена аварийная выгрузка всей активной зоны реактора МИР в определённые гнёзда бассейна выдержки и транспортного коридора. Сложность расчётов, моделирующих аварийную выгрузку, заключалась в том, что петлевые каналы, выгружаемые в гнёзда бассейна выдержки, имеют сложную конструкцию и их точную геометрию размещения в бассейне выдержки предсказать сложно. Поэтому вариантными расчётами определяли расположение петлевых каналов, при котором значение эффективного коэффициента размножения нейтронов будет максимальным.

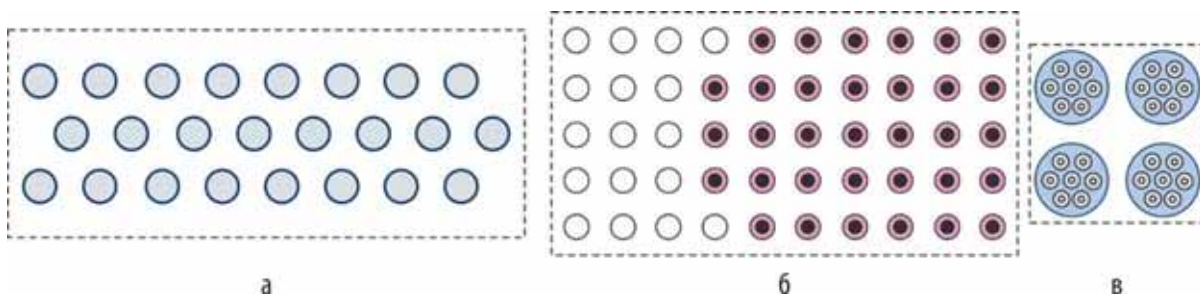


Рис. 1.53. Поперечное сечение расчётной модели системы, состоящей из двадцати четырёх (а), пятидесяти (б) и четырёх (в) гнёзд

Транспортирование облучённых изделий от реактора к местам хранения осуществляют с помощью площадки с поворотным стеллажом. В расчётах анализировали ситуации, которые могут привести к увеличению эффективного коэффициента размножения нейтронов при различном расположении площадки относительно изделий, находящихся в бассейне выдержки и транспортном коридоре. Например, при перемещении площадки с поворотным стеллажом вблизи гнёзд, в которых хранятся ядерные делящиеся материалы, может произойти нейтронное взаимодействие между изделиями на стеллаже, и изделиями, расположенными в гнёздах бассейна выдержки и транспортного коридора. Взаимодействие возможно только в том случае, когда расстояние от топливной зоны изделий в гнёздах стеллажа или на крючках площадки до топливной зоны изделий в гнёздах бассейна выдержки и транспортного коридора составляет до 300 мм. В расчётах полностью загруженный изделиями стеллаж поочерёдно располагали на минимальном возможном расстоянии от тех гнёзд, с которыми может произойти нейтронное взаимодействие. Было установлено, что увеличение значения эффективного коэффициента возможно при прохождении стеллажа над группами из пятидесяти гнёзд и четырёх гнёзд в транспортном коридоре, а также при приближении площадки со стеллажом к площадке с длинными петлевыми сборками в бассейне выдержки.

После хранения отработавшего ядерного топлива в течение определённого периода времени рабочие тепловыделяющие сборки отправляют в центральное хранилище института на дальнейшее хранение, а петлевые тепловыделяющие сборки и облучательные устройства — в радиационно-защитные камеры для проведения исследований. В камерах изделия разбирают на твэлы и проводят с ними необходимые исследования (осмотр, гамма-сканирование, осветление, измерение геометрических размеров и другое), затем твэлы устанавливают в маркированные кассы и отправляют в другие здания института. Методические сложности данного этапа расчётов заключались в большом многообразии форм и размеров существующих касс, которые рассчитаны на разное количество твэлов. Одним из условий проведения работ в камерах является проведение работ только с одной сборкой. Работы с другой сборкой запрещается начинать до тех пор, пока не будут закончены работы с первой. Следовательно, в одной кассе запрещено размещать больше твэлов, чем их находится в одной сборке. Поэтому внутри одной кассы задавали массу урана-235, соответствующую массе урана-235 в одной сборке. При увеличении числа касс данную массу распределяли поровну между ними. Консервативно кассу моделировали цилиндром. Длину цилиндра задавали равной длине топливной зоны твэлов, а диаметр — изменяли от минимального до максимального. Максимальный диаметр расчётной модели кассы соответствует описанному диаметру самой большой кассы. В результате расчётов получили, что с увеличением диаметра кассы значение эффективного коэффициента размножения нейтронов равномерно увеличивается. Затем определяли максимальное количество касс, которое можно безопасно разместить в камере с любым шагом и в любой среде (воздух, вода различной плотности), а также места их размещения. Также рассматривали различные аварийные ситуации, связанные с ошибками персонала, падением изделий во время их транспортирования, высыпанием содержимого чехлов при падении, изменением плотности воды и другим. При изменении концентрации замедлителя (воды) наиболее сложный характер зависимости получен при расчёте системы, моделирующей хранение рабочих отработавших сборок в центральных ячейках бассейна выдержки в штатных позициях (рис. 1.54). Здесь максимальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов достигается при промежуточных значениях концентрации замедлителя ($0,16 \text{ г/см}^3$), которые могут быть достигнуты, в частности, при аварийной разгрузке реактора в бассейн выдержки и подкисании воды на выгружаемых тепловыделяющих сборках.

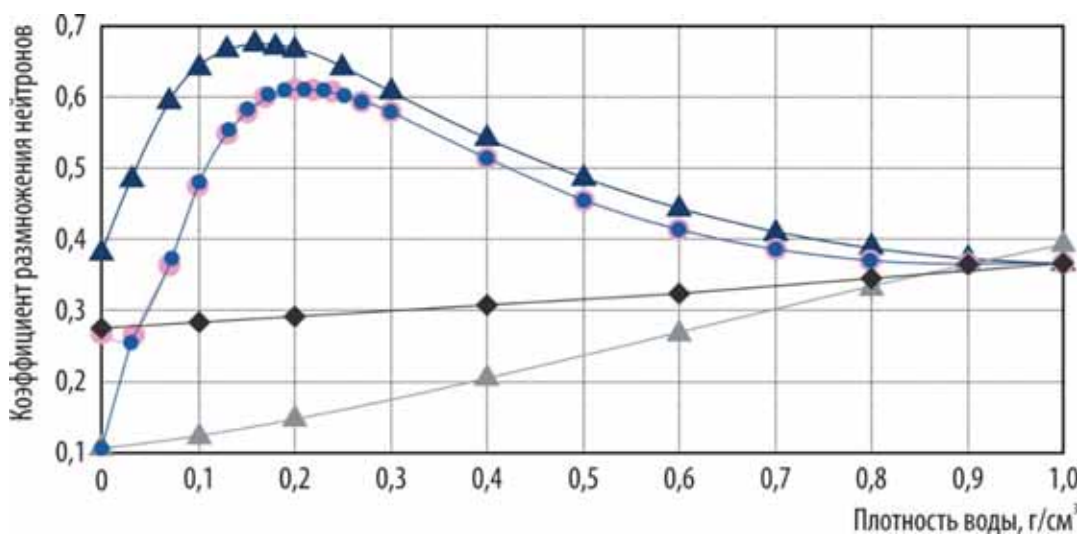


Рис. 1.54. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от плотности воды при заданных параметрах: внутри пеналов и в бассейне выдержки — вода (—◆—) плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$ или воздух (—▲—), а плотность воды внутри ячеек меняется; меняется плотность воды внутри ячеек и в бассейне выдержки, а внутри пеналов — вода (—●—) плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$; меняется плотность воды в бассейне выдержки, а внутри ячеек и пеналов — вода (—▲—) плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$; меняется плотность воды внутри ячеек, пеналов и в бассейне выдержки (—●—)

В результате анализа проведённых расчётов была доказана безопасность хранения отработавшего ядерного топлива на всех этапах его транспортирования и проведения работ в радиационно-защитных исследовательских камерах при условии соблюдения установленных ограничений по параметрам ядерной безопасности.

В отчётном году были выполнены и другие работы по обоснованию ядерной безопасности: доказана безопасность проведения проливки на гидравлическом стенде экспериментальной сборки с массой урана более 300 г; временного хранения двух ёмкостей, заполненных солями, содержащими ядерные делящиеся материалы, в вытяжном шкафу, и длительного хранения стеллажа с упаковками с ядерными делящимися материалами на новом месте в центральном хранилище необлучённого топлива. Выполнен уточняющий анализ ядерной безопасности для хранилища необлучённого топлива реакторной установки СМ. Доказана безопасность предложенных вариантов размещения контейнеров с отходами от производства молибдена-99 в ранее не предназначенных для этого радиационно-защитных камерах.

Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов

ВЛИЯНИЕ ЧИСЛА ИСПОЛЬЗУЕМЫХ НУКЛИДОВ НА ТОЧНОСТЬ РАСЧЁТА ПО ПРОГРАММЕ MCU-RR

Влияние выбора используемых в расчёте нуклидов на точность модели и подбор оптимального набора нуклидов для моделирования тепловых реакторов исследовали на примере реактора СМ [1], в качестве расчётного средства используя программу MCU-RR [2]. При исследовании применяли базовую расчётную модель реактора СМ, входящую в состав имитатора активной зоны реактора IMCOR_SM⁴⁶ [3]. Критерием подбора нуклидов было обеспечение достаточной точности расчёта критических состояний при минимальном числе нуклидов.

На первом этапе был получен исходный перечень нуклидов, из которого в дальнейшем удалялось лишнее. С этой целью промоделировано последовательное выгорание топлива в тепловыделяющей сборке, размещённой в наиболее напряжённой ячейке активной зоны реактора, от необлучённого состояния до выгорания 50 % с максимально доступным числом нуклидов, образующихся в результате деления ядер и остальных ядерных реакций. В итоге был получен список из 183 нуклидов, в который вошли изотопы урана, трансурановые элементы и осколки деления тяжёлых ядер.

Далее была проведена выборка нуклидов из исходного списка. Отбирали те нуклиды, скорость реакции поглощения нейтронов на которых выше порогового значения. Также в формируемый список попали основные делящиеся нуклиды (изотопы урана, нептуния, плутония, кюрия и америция) и нуклиды, превращающиеся в результате радиоактивного распада в уже отобранные. Для различных пороговых значений были получены списки нуклидов, которые в дальнейшем сравнивали между собой. Для этого была промоделирована кампания реактора СМ с нуклидами из списков. В результате сравнения был выбран перечень из 95 нуклидов (табл. 1.19). Его использовали в дальнейших исследованиях и для него отклонение в расчёте реактивности от точного решения составило $(-0,01 \pm 0,02) \%$, что приемлемо для практических вычислений.

⁴⁶ Здесь и далее IMCOR_SM — имитатор активной зоны реактора СМ; программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и необходимый для расчётного сопровождения эксплуатации реактора СМ (например, для расчёта нейтронно-физических характеристик). — Прим. ред.

Помимо изменения перечня используемых нуклидов в базовую расчётную модель IMCOR_SM был внесён ряд уточнений, связанных с детальным учётом тепловых эффектов и выгорания поглотителя в рабочих органах системы управления и защиты. Были учтены увеличение длины твэлов в результате теплового расширения (в предыдущей версии модели учитывали тепловое расширение только в поперечном сечении твэла) и систематическая ошибка из-за отсутствия данных о сечениях ядерных реакций при высокой температуре материалов для ряда нуклидов, а также тот факт, что поглощающие элементы рабочих органов системы управления и защиты находятся в реакторе более десяти лет и уже частично выгорели. Результаты посттестового моделирования кампаний за первую половину 2018 года с использованием уточнённой базовой расчётной модели реактора СМ приведены на рис. 1.55.

Таблица 1.19

Перечень нуклидов

Нуклид	Массовое число изотопа	Нуклид	Массовое число изотопа	Нуклид	Массовое число изотопа
Уран	233–238	Серебро	109	Прометий	147, 148, 148m, 149
Криптон	83	Теллур	129 m, 132	Самарий	147–153
Иттрий	91	Йод	129, 131, 135	Европий	152–156
Цирконий	91, 93, 95, 96	Ксенон	131, 132, 133, 135	Гадолиний	152, 154–158
Ниобий	95	Цезий	133–135	Тербий	159
Молибден	95, 97, 98, 99, 100	Лантан	140	Нептуний	237–239
Технеций	99	Церий	141, 143, 144	Плутоний	236, 238–242
Рутений	101–104	Празеодим	141, 143	Америций	241, 242, 242 m, 243
Родий	103, 105	Неодим	143, 145–148	Кюрий	242–248
Палладий	105, 107, 108				

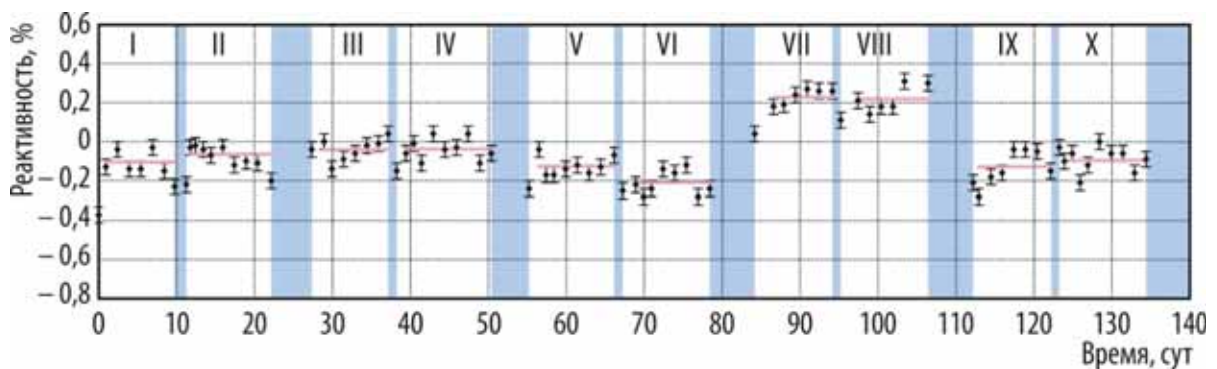


Рис. 1.55. Результаты моделирования критических состояний: I–X — номера кампаний; \downarrow — значения реактивности со статистической неопределённостью; \square — интервалы времени между кампаниями; — — среднее значение реактивности за одну кампанию

Улучшенная модель активной зоны реактора СМ позволит точнее оценивать характеристики реактора при модернизации активной зоны и рассчитывать эффекты от загрузки облучательных устройств.

Список литературы

1. Гаджиев Г.И., Грачёв А.Ф., Гремячкин В.А. и др. Исследовательские реакторы института и их экспериментальные возможности / под ред. проф. В.А. Цыканова. — Димитровград: НИИАР, 1991. — 104 с.

2. Гомин Е.А. Статус MSU-4 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.
3. Марихин Н.Ю., Ванеев Ю.Е., Краснов Ю.А. Исследование эффектов реактивности в активной зоне реактора СМ с использованием имитатора IMCOR_SM // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. Вып. 3, С. 19–26.

Н.Ю. Марихин, М.Ф. Валишин

ОЦЕНКА ХАРАКТЕРИСТИК СПОНТАННОГО ДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ УРАНА ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЙ СЧЁТЧИКОМ МНОЖЕСТВЕННОСТИ НЕЙТРОННЫХ СОВПАДЕНИЙ

Для выполнения неразрушающих измерений массы ядерных материалов по их естественному нейтронному излучению методом регистрации и анализа множественности нейтронных совпадений требуется знать значения констант, характеризующих удельную активность спонтанного деления и распределение множественности нейтронов в актах деления тяжёлых изотопов в составе ядерных материалов. В процедурах учёта и контроля ядерных материалов метод используют для измерений содержания плутония в учётных единицах с целью подтверждения декларируемых данных. Применение метода для измерения массы урана имеет ограничения, связанные с низким удельным выходом нейтронов спонтанного деления, основным источником которых в уране является его изотоп с массовым числом 238. Использование счётчиков нейтронных совпадений с высокой эффективностью регистрации нейтронов позволяет обеспечить статистику счёта совпадений, достаточную для подтверждающих измерений массы урана в диапазоне около и более 1 кг. Одной из проблем методического обеспечения измерений является недостаток надёжно установленных данных о множественности нейтронов в актах спонтанного деления изотопов урана.

Чтобы определить значения констант, требуемых для измерения массы урана, проведён обзор данных по спонтанному делению, которые содержатся в научных статьях и справочных изданиях, где информация систематизирована на основе многих публикаций, включая издания Международного комитета по ядерным данным (INDC — International Nuclear Data Committee). Было обнаружено значительное расхождение справочных данных о выходе нейтронов спонтанного деления изотопов урана, которые приведены в популярных изданиях [1, 2], предназначенных для специалистов в области измерений методами ядерно-физического анализа. Удельная активность спонтанного деления определяется периодом полураспада спонтанного деления (T_{SF}):

$$T_{SF} = BR^{-1}T_{1/2}, \quad (1.22)$$

где BR — доля спонтанного деления в скорости распада нуклидов, отн. ед.;

$T_{1/2}$ — полный период полураспада нуклида, лет.

Значения полного периода полураспада для изотопов урана известны с достаточно высокой точностью, приведены в различных справочниках по ядерным данным и периодически переиздаваемых таблицах радиоактивных изотопов. Неопределённость оценки периода полураспада спонтанного деления в основном обусловлена неопределённостью значений доли спонтанного деления в скорости распада нуклидов. Из проведённого обзора следует, что более согласованные сведения о периодах полураспада спонтанного деления изотопов урана представлены в публикациях после 1999 года [3, 4]. Значения удельной активности

спонтанного деления, вычисленные по этим данным, представлены в табл. 1.20, а в последнем столбце этой таблицы приведены средние значения числа нейтронов в актах спонтанного деления изотопов урана, усреднённые по данным публикаций после 1983 года.

Таблица 1.20

Удельная активность и среднее число нейтронов

Массовое число изотопа урана	Период полураспада, лет	Удельная активность, (с·г) ⁻¹	Число нейтронов
234	$(1,50 \pm 0,19)10^{16}$	$(3,77 \pm 0,48)10^{-3}$	1,81
235	$(1,0 \pm 0,28)10^{19}$	$(5,63 \pm 1,6)10^{-6}$	1,87
236	$(2,49 \pm 0,11)10^{16}$	$(2,25 \pm 0,10)10^{-3}$	1,90
238	$(8,20 \pm 0,06)10^{15}$	$(6,78 \pm 0,05)10^{-3}$	1,99

В алгоритме анализа нейтронных совпадений входными параметрами, характеризующими множественность нейтронов деления, являются значения факториальных моментов распределения $P(v)$, где $P(v)$ — вероятность испустить число v нейтронов в акте деления. Обзор публикаций, содержащих информацию о множественности нейтронов спонтанного деления, показал, что данные о распределении множественности установлены с достаточно высокой точностью для чётных изотопов плутония и кюрия, однако для изотопов урана, за исключением урана-238, есть лишь информация о среднем числе нейтронов в актах деления. Компилированные данные о распределении множественности нейтронов в актах спонтанного деления для изотопов: урана-238, плутония с массовыми числами 238, 240, 242, кюрия с массовыми числами 242, 244, 246, а также в актах вынужденного деления нейтронами тепловой энергии для изотопов урана с массовыми числами 233 и 235 и плутония-239 приведены в работах [5, 6]. Отсутствие экспериментально установленных данных о распределении множественности нейтронов в актах спонтанного деления изотопов урана приводит к необходимости использовать для определения моментов распределения их расчётные оценки. В работе [7] показано, что для описания распределения множественности нейтронов как спонтанного, так и вынужденного деления нейтронами тепловой энергии может быть использовано распределение Гаусса⁴⁷ с центром при значении, соответствующем среднему числу нейтронов в актах деления, и шириной, которая остаётся почти одинаковой для различных нуклидов. Для определения значений $P(v)$ предложено использовать интегральную функцию

$$\sum_{k=0}^v P_k = \frac{1}{2\pi} \int_{-\infty}^B \exp\left(-\frac{x^2}{2}\right) dx, \quad (1.23)$$

где $B = \frac{v - v_{\text{cp}} + 0,5 + b}{\sigma}$,

σ — ширина распределения Гаусса;

b — параметр, значение которого подбирают, исходя из условия $\sum_v vP(v) = v_{\text{cp}}$;

v_{cp} — среднее число нейтронов в актах спонтанного деления.

Для получения расчётных оценок множественности нейтронов в актах спонтанного деления для большинства нуклидов рекомендовано использовать значение параметра σ , равного 1,08. Значения моментов распределения множественности нейтронов, вычисленные для урана-238 по данным работы [5] и с использованием расчётных оценок $P(v)$, имеют большие расхождения, которые существенно превышают аналогичные расхождения для других изотопов. В связи с этим была проведена работа по экспериментальной оценке моментов распределения множественности нейтронов в актах спонтанного деления этого изотопа по результатам измере-

⁴⁷ Нормальное распределение (распределение Гаусса) — распределение вероятностей, которое играет важнейшую роль во многих областях знаний, особенно в физике. Названо в честь Иоганна Карла Фридриха Гаусса, немецкого математика, механика, физика, астронома и геодезиста. — Прим. ред.

ний образцов урана счётчиком множественности нейтронных совпадений. Измерения проводили счётчиком совпадений, в состав измерительной системы которого входит детектор нейтронов колодезного типа с эффективностью детектирования нейтронов деления около 45 %. В измерениях использовали три образца металлического урана массой около 100 г из набора аттестованных образцов слоевого типа с массовой долей урана-238 в уране 99,53 %. По паспортным данным суммарная массовая доля примесей лёгких элементов в уране составляет менее 0,2 %, что позволяет полагать незначимым влияние (α, n)-реакции на выход нейтронного излучения.

В связи с низкой интенсивностью спонтанного деления урана были предприняты меры, позволяющие минимизировать погрешность результатов измерений в условиях малых значений скорости счёта совпадений. Измерения выполняли в режиме многоциклового набора счёта совпадений с последующей фильтрацией данных с целью снизить влияние выбросов на результаты измерений. Программа проведения измерений включала два измерения группы из двух или трёх образцов в режиме набора счёта 300 циклов по 60 с и одно — в режиме 800 циклов по 60 с. В начале и конце каждого рабочего дня проводили измерения фоновых значений скорости счёта совпадений в режиме набора счёта 100 циклов по 60 с. В результате обработки отфильтрованных данных измерений были определены средние значения общей скорости счёта детектора (N) и скорости счёта двойных (D), тройных (Tr) и четверных (Q) совпадений. Зависимость общей скорости счёта и скорости счёта совпадений от массы урана описывается выражениями:

$$N = Fmw_1\varepsilon v_1 K_N, \quad (1.24)$$

$$D = Fmw_2\varepsilon^2 G^2 \left(\frac{v_2}{2}\right) K_D, \quad (1.25)$$

$$Tr = Fmw_3\varepsilon^3 G^2 \left(\frac{v_3}{6}\right) K_{Tr}, \quad (1.26)$$

$$Q = Fmw_4\varepsilon^4 G^3 \left(\frac{v_4}{24}\right) K_Q, \quad (1.27)$$

где F — удельная скорость спонтанного деления урана-238, (с·г)⁻¹;

m — масса урана, г;

w_1, w_2, w_3, w_4 — коэффициенты, учитывающие вклад спонтанного деления изотопов урана в скорость счёта, отн. ед.;

ε — эффективность детектирования нейтронов деления, отн. ед.;

G — коэффициент, учитывающий вероятность попадания коррелированных нейтронов акта деления в установленный интервал подсчёта совпадений, отн. ед.;

v_1, v_2, v_3, v_4 — факториальные моменты распределения множественности нейтронов в актах спонтанного деления урана-238;

K_N, K_D, K_{Tr}, K_Q — коэффициенты поправки, учитывающей влияние вынужденного деления изотопов урана, отн. ед.

Значение константы G в выражениях для скорости счёта совпадений было установлено экспериментально по результатам анализа их зависимости от ширины интервала совпадений в измерениях источника нейтронов на основе калифорния-252. Расчёт коэффициентов w_k по паспортным данным изотопного состава урана в образцах показывает, что их значение определяется массовой долей урана-238, так как суммарный вклад других изотопов в счёт совпадений составляет менее 0,002 %. Следовательно, можно полагать, что

$$mw_k = 1, 2, 3, 4 \cong m_{238}, \quad (1.28)$$

где m_{238} — масса урана-238, г.

Для оценки моментов распределения множественности нейтронов v_2, v_3, v_4 определили параметры линейных регрессий, которые описывают зависимость результатов измерения

скорости счёта от массы урана-238, используя в качестве данных при нулевой массе урана-238 фоновые значения скорости счёта. В табл. 1.21 приведены значения параметров регрессий вида

$$Z = B + Am_{238}. \quad (1.29)$$

Таблица 1.21

Параметры линейных регрессий (1.29)

Аппроксимируемые данные	Значения параметров регрессии	
	$A, \times 10^{-3} (\text{с} \cdot \text{г})^{-1}$	$B, \text{с}^{-1}$
N	$6,125 \pm 0,065$	$0,986 \pm 0,012$
D	$1,898 \pm 0,013$	$0,0686 \pm 0,0021$
Tr	$0,294 \pm 0,010$	$0,0189 \pm 0,0019$
Q	$0,028 \pm 0,007$	$0,0053 \pm 0,0007$

Параметры наклона регрессий (A_N , A_D , A_{Tr} и A_Q) представляют значения скорости счёта, нормированные на 1 г урана-238. Поправку на размножение нейтронов определили согласно описанному в работе [8] алгоритму учёта вынужденных делений в приближении "точечной" моноэнергетической модели. Коэффициент умножения нейтронов в образцах урана для вычисления поправки оценили расчётным путём, используя программу расчётного моделирования MCU-RR. Эффективность детектирования нейтронов деления определили из оценки параметра A_N :

$$\varepsilon = \frac{A_N}{FV_{cp}K_N} = 0,4537 \pm 0,0059. \quad (1.30)$$

Используя полученную оценку эффективности, вычислили значения факториальных моментов распределения множественности нейтронов деления:

$$v_2 = \frac{2A_D}{FG\varepsilon^2K_D} = 3,107 \pm 0,087, \quad (1.31)$$

$$v_3 = \frac{6A_{Tr}}{FG^2\varepsilon^3K_{Tr}} = 3,495 \pm 0,186, \quad (1.32)$$

$$v_4 = \frac{24A_Q}{FG^3\varepsilon^4K_Q} = 2,783 \pm 0,712. \quad (1.33)$$

Неопределённость значений моментов определили традиционным методом переноса ошибок по оценкам неопределённости параметров A , G , F и ε .

Оценки моментов распределения множественности, полученные по результатам измерений счётчиком нейтронных совпадений, значительно отличаются от их значений, вычисленных по данным о множественности нейтронов спонтанного деления урана-238, которые приведены в публикации [5] и содержатся в базе данных Международного комитета по ядерным данным (INDC). Последние установлены на основе усреднения экспериментальных результатов двух работ [9, 10]. Характеристики распределения $P(v)$, вычисленные по этим сведениям, имеют большие расхождения. При этом различие значений моментов распределения, вычисленных по данным работы [9] и результатам измерений счётчиком нейтронных совпадений, не превышает оценок их неопределённости. На этом основании итоговые значения моментов распределения множественности нейтронов в актах спонтанного деления урана-238 определили как их средне-взвешенные значения: для v_2 — $(3,07 \pm 0,08)$, для v_3 — $(3,39 \pm 0,17)$, для v_4 — $(2,28 \pm 0,39)$. Значения моментов распределения множественности нейтронов в актах спонтанного деления для других изотопов урана в связи с отсутствием экспериментальных данных оценили расчётным способом, используя для описания распределения интегральную функцию Гаусса. Оптимальное значение параметра σ , равное 1,05, для расчётной оценки выбрали на основании сравнительного анализа значений дисперсии распределения $P(v)$, вычисленных по данным работы [5] для изотопов плутония, кюрия и урана, с их расчётными оценками, получаемыми при различных

значениях параметра. В результате выполненной работы установлены значения характеристик спонтанного деления изотопов урана, рекомендуемые в качестве входных данных при проведении неразрушающих измерений счётчиком множественности нейтронных совпадений (табл. 1.22).

Таблица 1.22

Рекомендуемые значения характеристик спонтанного деления изотопов урана

Массовое число изотопа	Удельная активность, (с·г) ⁻¹	Моменты распределения множественности нейтронов			
		ν_1	ν_2	ν_3	ν_4
234	$3,77 \cdot 10^{-3}$	1,81	2,58	2,64	1,78
235	$5,63 \cdot 10^{-6}$	1,87	2,75	2,91	2,04
236	$2,25 \cdot 10^{-3}$	1,90	2,84	3,05	2,19
238	$6,78 \cdot 10^{-3}$	1,99	3,07	3,39	2,28

Список литературы

1. Райлли Д., Эсслин Н., Смит Х., Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов / под ред. Н.В. Мошкиной, И.Н. Сазонова. — М.: Издательство «Бином», 2000. — 720 с.
2. Фролов В.В. Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. — М.: Госатомиздат, 1989. — 184 с.
3. Holden N., Hoffman D. Spontaneous Fission Half-lives for Ground-state Nuclides // Pure and Applied Chemistry, 2000. Vol. 72(8). P. 1525–1562.
4. Nichols A., Aldama D., Verpelli M. Handbook of Nuclear Data for Safeguards: Database Extensions, August 2008. — INDC(NDS)-0534. — Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency (IAEA), 2008. P. 29–32.
5. Holden N.E., Zucker M.S. A Re-evaluation of the Average Prompt Neutron Emission Multiplicity Values from Fission of Uranium and Transuranium Nuclide. — Proceedings of an advisory group meeting on nuclear standard reference data, Geel, 12–16 November 1984. — IAEA-TECDOC-335. — Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency (IAEA), 1985. P. 248–255.
6. Santi P., Miller M. Reevaluation of Prompt Neutron Emission Multiplicity Distributions for Spontaneous Fission // Nuclear Science and Engineering, 2008. V. 160(2). P. 190–199.
7. Terrell J. Distributions of Fission Neutron Numbers // Physical Review, 1957. V. 108(3). P. 783–789.
8. Böhnel K. The Effect of Multiplication on the Quantitative Determination of Spontaneously Fissioning Isotopes by Neutron Correlation Analysis // Nuclear Science and Engineering, 1985. V. 90(1). P. 75–82.
9. Попеко А.Г., Смирнов В.И., Тер-Акопьян Г.М. и др. Множественность мгновенных нейтронов при спонтанном делении урана-238: препринт ОИЯИ. — Дубна: Объединённый институт ядерных исследований, 1975. — 15 с.
10. Shengnian H., Jinggui C., Hongyin H. Neutron multiplicity of U-238 spontaneous fission. — Proceedings of an IAEA Consultants Meeting, Japan, 24–27 May 1988. — INDC(NDS)-220. — Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency (IAEA), 1989. P. 93–98.

А.К. Горобец, Д.А. Леоненко

АНАЛИЗ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

Данная статья является продолжением цикла исследований [1–4], посвящённых изучению нейтронно-физической устойчивости кипящего реактора ВК-50 с расширенной активной зоной.

К настоящему моменту накоплены статистические данные об изменении показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций нейтронного потока в процессе работы реактора с 40-й по 46-ю кампании. Определение показателя устойчивости основано на регистрации тока ионизационной камеры с последующей обработкой полученного сигнала и аппроксимацией автокорреляционной функции. Измерение показателя затухания до 40-й кампании обычно проводили во время экспериментов по исследованию устойчивости. С 40-й кампании такие измерения проводят в течение всей кампании с периодичностью примерно один раз в неделю. Результаты проведённых экспериментов показали, что предел безопасной работы реактора по показателю затухания составляет $(0,2-0,3) \text{ с}^{-1}$. Этот предел называют инженерной границей устойчивости. Работа реактора ниже границы устойчивости (менее $0,2 \text{ с}^{-1}$) опасна тем, что амплитуда флуктуаций нейтронного потока может превысить с высокой степенью вероятности значенные аварийной уставки по уровню мощности или скорости её нарастания.

В работах [5, 6] было показано влияние энерговыделения на устойчивость реактора на протяжении кампании. В данной статье представлен анализ изменения показателя устойчивости как в течение кампании в целом, так и в момент проведения экспериментов по определению запаса устойчивости реактора на рабочих уровнях мощности при различном положении рабочих органов ручного регулирования (рис. 1.56).

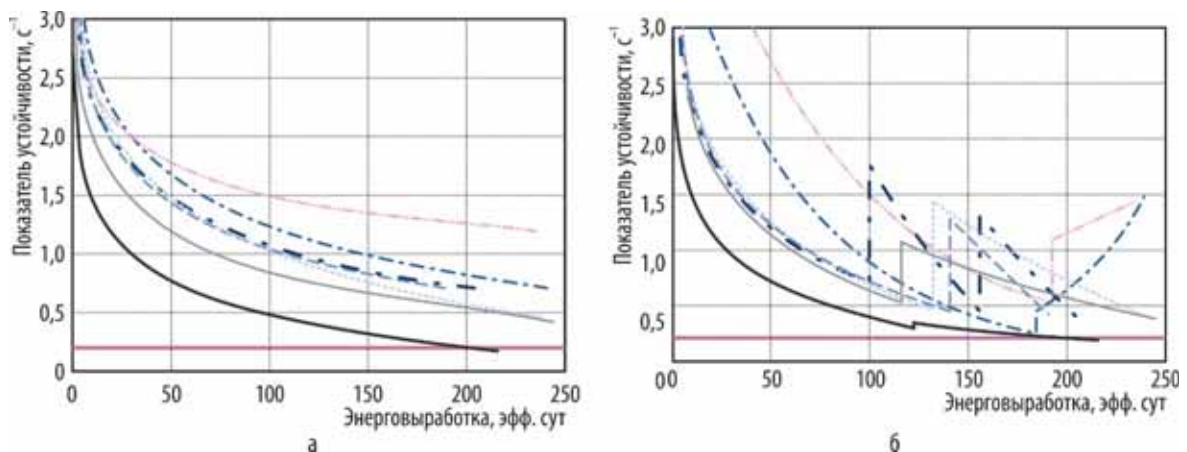


Рис. 1.56. Изменение показателя устойчивости в 40-ю (— —), 41-ю (—), 42-ю (— -), 43-ю (— · — ·), 44-ю (— · - ·), 45-ю (— · - - -), 46-ю (—) кампании реактора при аппроксимации экспериментальных данных (а) и с учётом перекомпенсации (б), где линия (—), параллельная оси абсцисс, соответствует значению инженерной границы устойчивости ($0,2 \text{ с}^{-1}$)

Повышение нейтронно-физической устойчивости работы реактора достигается перекомпенсацией рабочих органов ручного регулирования шестой и седьмой групп на одинаковую высоту относительно низа активной зоны. Дальнейшее поддержание заданного уровня мощности проводят, осуществляя их совместный подъём (табл. 1.23).

При приближении к инженерной границе устойчивости проводят перекомпенсацию центральных групп ручных регуляторов. Изменение показателя затухания после перекомпенсации можно условно разделить на четыре группы, каждая из которых имеет свои особенности:

- ◆ 40-я, 41-я и 45-я кампании: показатель затухания после перекомпенсации центральных групп рабочих органов ручного регулирования повышается, при дальнейшей работе реактора на номинальном уровне мощности снова наблюдается его снижение;
- ◆ 43-я и 44-я кампании: увеличение показателя затухания после перекомпенсации рабочих органов ручного регулирования обусловлено постепенным снижением мощности;
- ◆ 42-я кампания: в результате двух перекомпенсаций, из которых первая проведена в условиях асимметричного распределения поля энерговыделения, обусловленного нахождением (по техническим причинам) в активной зоне одного рабочего органа аварийной защиты; вторая — при симметричном поле энерговыделения, было выявлено, что асимметрия поля энерговыделения значительно снижает запас устойчивости реактора;

- ◆ *46-я кампания:* поскольку кампания имеет относительно малый запас реактивности активной зоны реактора по сравнению с остальными кампаниями, рассматриваемыми в данной статье, к началу проведения эксперимента по перекомпенсации рабочие органы ручного регулирования шестой группы были извлечены до крайнего верхнего положения, а седьмой группы — до середины активной зоны; после перекомпенсации рабочие органы ручного регулирования обеих групп были извлечены на высоту 1 520 мм от низа активной зоны, но проведённая перекомпенсация практически не изменила значение показателя затухания автокорреляционной функции флуктуации нейтронного потока.

Таблица 1.23

Показатель устойчивости и положение рабочих органов ручного регулирования до и после перекомпенсации

Номер кампании	Показатель устойчивости, с ⁻¹		Подъём рабочих органов, мм					
			1–4		6		7	
40	0,47	1,28	1 820	1 820	1 510	1 080	0	1 080
41	0,53	1,06	1 710	1 820	1 500	1 000	0	1 000
42/1	0,70	1,70	1 650	1 810	1 500	980	0	970
42/2	0,42	1,32	1 820	1 820	1 520	1 130	0	1 130
43	0,50	1,10	1 540	1 820	1 500	980	0	980
44	0,26	0,47	1 820	1 820	1 820	1 270	260	1 270
45	0,46	1,40	1 820	1 820	1 500	925	0	925
46	0,31	0,32	1 820	1 820	1 820	1 520	1 160	1 520

Примечание. Голубым цветом даны значения до перекомпенсации, а тёмно-серым после неё.

Анализируя представленные данные, можно сделать вывод, что перекомпенсация обычно оказывает положительное влияние на устойчивость реактора. Исключение составляют случаи, когда центральный рабочий орган ручного регулирования извлечён до середины активной зоны, а остальные находятся в крайнем верхнем положении. Перекомпенсация в таких условиях не оказывает существенного влияния на показатель устойчивости.

Список литературы

1. Садулин В.П., Федякин Р.Е., Шмелев В.Е. и др. Нейтронно-физические и гидродинамические характеристики кипящего реактора ВК-50 с расширенной активной зоной: препринт: НИИАР-34(599). — Димитровград: НИИАР, 1983. — 11 с.
2. Антонов С.Н., Садулин В.П., Семидоцкий И.И. Исследования нейтронно-физических характеристик корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 1988. Вып. 1. С. 56.
3. Протопопов Д.П., Святкина Н.А., Синявина Е.В. и др. Результаты эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 123–129. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyu_godovoy_otchyot_za_2015_na_sayt.pdf. Дата обращения: 16.04.2019.
4. Протопопов Д.П., Бреусова Е.Г., Святкина Н.А., Синявина Е.В., Исследования устойчивости расширенной активной зоны реакторной установки ВК-50 // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2016. Вып. 1. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 32–39.
5. Махин В. М., Семидоцкий И. И., Орешин С. В. Уточнение понятия границы устойчивости реактора ВК-50 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2017. Вып. 1. С. 112–117.

6. Семидоцкий И.И., Орешин С.В., Связов А.А. К вопросу экспериментального и расчётного определения границы устойчивости реактора ВК-50. — Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2012. Вып. 3. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. С. 3.

*А.А. Скрябин⁴⁸, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина,
Е.Г. Бреусова, С.В. Орешин*

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВК-50

Система контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов реактора ВК-50 относится к важнейшим системам безопасности. При делении ядерного топлива в ТВЭлах накапливается большое количество радиоактивных продуктов. Их распространению во внешнюю среду препятствуют защитные барьеры: топливная матрица, оболочка ТВЭла, оборудование первого контура, защитная оболочка реактора, из которых наиболее важным является оболочка ТВЭла, так как именно её герметичность позволяет обеспечивать радиационную безопасность персонала при обслуживании и ремонте оборудования реактора. Если активность теплоносителя превышает установленные пределы, реактор останавливают для поиска и замены тепловыделяющих сборок с негерметичными ТВЭлами, что приводит к значительным экономическим потерям из-за сокращения выработки электроэнергии и возможных ошибок при определении негерметичныхборок с малым выгоранием. Поэтому на реакторе ВК-50, работающем или остановленном, постоянно проводят контроль герметичности оболочек ТВЭлов и работы по совершенствованию системы контроля, экспериментальному обоснованию радиационной безопасности дооблучения ТВЭлов с дефектами оболочек [1, 2].

Контроль герметичности оболочек ТВЭлов при работающем реакторе в 46-ю и 47-ю кампании проводили по активности газообразных продуктов деления в сдувке эжектора турбины и активности радионуклидов йода в воде реактора [1]. Для определения числа негерметичных ТВЭлов в активной зоне измеренную скорость выхода активности реперного радионуклида ксенона-133 сравнивали с расчётной. Также рассчитывали максимальную активность йода-131 в теплоносителе при остановках реактора.

Относительный выход газообразных продуктов деления (release-to-birth, R/B) связан с постоянной радиоактивного распада λ :

$$\frac{R}{B} \sim \lambda^x, \quad (1.34)$$

Степень x характеризует наклон кривой R/B и указывает на тип дефекта оболочки ТВЭла. Если x находится в интервале значений от -1 до $-0,5$, то размер дефекта превышает 80 мкм. При изменении значения степени от $-1,5$ до -1 , размер дефекта составляет 10–80 мкм. В случае, когда значение степени меньше $-1,5$, дефект оболочки перекрыт отложениями [1–3].

В 46-ю кампанию в ячейки 04-38, 10-26 и 13-41 активной зоны были загружены для дооблучения ОТВС, признанные по результатам проведения контроля герметичности имеющими дефект оболочки ТВЭла типа «газовая неплотность». Возможность безопасной эксплуатации ТВЭлов с таким типом дефекта была ранее обоснована.

В первые 50 сут 46-й кампании (рис. 1.57) дефекты оболочек соответствовали типу «газовая неплотность». Значение степени составляло $-1,5$, затем оно выросло почти до -1 (рис. 1.58).

⁴⁸ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

Это означает, что размеры дефектов увеличились до совокупного значения около 80 мкм, что соответствует типу «контакт топлива и теплоносителя». В пробах теплоносителя в этот период обнаруживали нелетучие радиоактивные продукты деления, что также свидетельствует о наличии в активной зоне твэлов с дефектами оболочек типа «контакт топлива и теплоносителя».

Контроль герметичности оболочек твэлов на остановленном реакторе после 46-й кампании проводили водно-газовым методом по активности газообразных продуктов деления с помощью внутриреакторного устройства контроля герметичности оболочек с подогревом промывочной воды паром теплоэлектроцентрали. Проверку на герметичность прошли шесть отработавших тепловыделяющих сборок из бассейна выдержки и пятьдесят — из состава активной зоны. Анализ результатов показал, что 55 отработавших тепловыделяющих сборок герметичны, а в ОТВС из ячейки 08-34 активной зоны реактора присутствует хотя бы один негерметичный твэл (активность газообразных продуктов деления превышала уровень фона в 1,2 раза). Отработавшие тепловыделяющие сборки, извлечённые из ячеек 04-38, 10-26 и 13-41 и считавшиеся ранее имеющими дефект типа «газовая неплотность», по результатам проверки были признаны герметичными, что может быть обусловлено возможным коксованием дефекта или его закрытием в поле с меньшим энерговыделением. Результаты контроля герметичности оболочек при работающем реакторе в 47-ю кампанию показали, что в активной зоне уже на начало кампании присутствуют негерметичные твэлы, и подтвердили результаты контроля герметичности оболочек при остановленном реакторе после 46-й кампании.

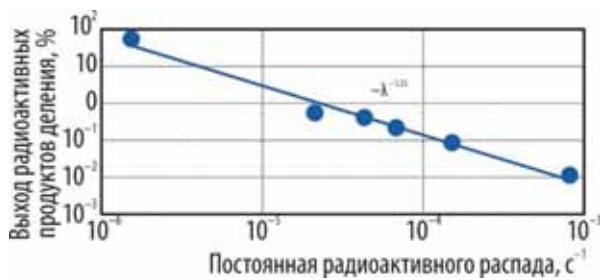


Рис. 1.57. Изменение скорости выхода газообразных продуктов деления в 46-ю кампанию

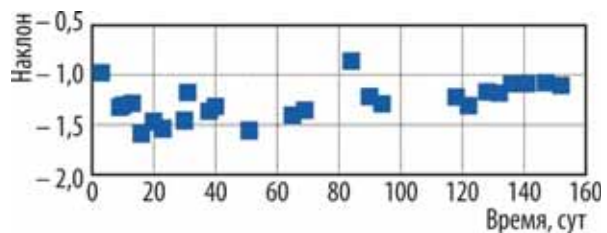


Рис. 1.58. Изменение наклона интегральной функции $\log(R/B)/\log(\lambda)$ в зависимости от времени в 46-ю кампанию

Изменение скорости выхода ксенона-133 из негерметичных твэлов и мощности реактора в начале 47-й кампании приведено на рис. 1.59. При мощности реактора, равной 180 МВт, средняя скорость выхода ксенона-133 составила примерно $2,9 \cdot 10^7$ Бк/с (уровень 1), после вывода реактора на номинальную мощность 200 МВт средняя скорость выхода газа из негерметичного твэла увеличилась приблизительно до $5,2 \cdot 10^7$ Бк/с (уровень 2) и далее примерно до $9,3 \cdot 10^7$ Бк/с (уровень 3). На 90-е сутки работы реактора средняя скорость выхода ксенона-133

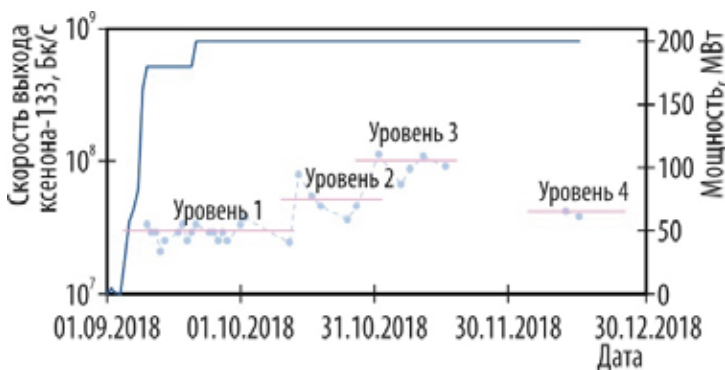


Рис. 1.59. Зависимость скорости выхода ксенона-133 (—●—) и мощности реактора (—) от продолжительности облучения

снизилась приблизительно до $4 \cdot 10^7$ Бк/с (уровень 4). Эти изменения объясняются зависимостью (рис. 1.60) наклона функции $\log(R/B)/\log(\lambda)$ от времени.

Дефект оболочки негерметичного твэла во время облучения в течение 60 сут в 47-ю кампанию соответствовал типу «контакт топлива и теплоносителя» с эквивалентным размером 10–80 мкм и был закрыт отложениями. При работе на номинальной мощности происходило приоткрытие дефекта, которое

сопровождалось повышением скорости выхода ксенона-133 (уровни 2 и 3). Наклон функции $\log(R/B)/\log(\lambda)$ оставался в пределах от -1 до $-1,5$, следовательно, новых случаев разгерметизации оболочек твэлов при увеличении скорости выхода ксенона-133 не происходило. После 60 сут работы на мощности наклон увеличился и установился в пределах от $-0,5$ до -1 , что соответствует размеру дефекта оболочки негерметичного твэла около 80 мкм. Из этого можно предположить, что дефект оболочки в первом негерметичном твэле развился до крупного (более 80 мкм) или произошла разгерметизация оболочки ещё одного твэла.

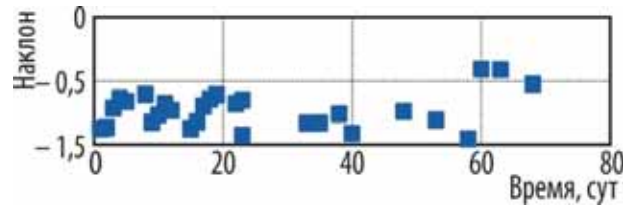


Рис. 1.60. Изменение наклона интегральной функции $\log(R/B)/\log(\lambda)$ в зависимости от времени в 47-ю кампанию

Дефекты оболочек твэлов типа «контакт топлива и теплоносителя» обычно образуются в твэлах третьего года эксплуатации и выше из-за локальной коррозии, обусловленной перегревом оболочек и действием продуктов радиолиза воды вследствие чрезмерного роста отложений частиц продуктов коррозии железа [4]. Поэтому все расчёты относительного выхода газообразных продуктов деления из негерметичных твэлов выполняли для средненапряжённых твэлов с линейной мощностью около 125 Вт/см и выгоранием топлива 10–15 МВт·сут/кг урана, характерных для режима эксплуатации твэлов третьего года облучения. Анализ результатов контроля герметичности оболочек твэлов на работающем реакторе в 47-ю кампанию будет использован при формировании программы перегрузки топлива на следующую кампанию.

Результаты данной работы подтверждают правильность способа оценки количества негерметичных твэлов, в том числе и с микродефектами оболочек твэлов, в отработавших тепловыделяющих сборках корпусного кипящего реактора по верифицированной методике, разработанной в АО «ГНЦ НИИАР» и основывающейся на механизмах выхода радиоактивных продуктов деления из топливной матрицы и из-под оболочки негерметичного твэла в теплоноситель первого контура.

Список литературы

1. Краснов А.М., Коняшов В.В., Гордецкий К.А. Методика расчёта выхода радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов водоохлаждаемого реактора // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2000. Вып. 3. С. 61–81.
2. Коняшов В.В., Краснов А.М. Опыт эксплуатации реакторной установки ВК-50 с негерметичными твэлами // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2000. Вып. 3. С. 47–60.
3. Lin C.C. Radiochemistry in Nuclear Power Reactors. — Washington, D.C.: National Academy Press, 1996. — 290 p.
4. Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors [Электронный ресурс]. IAEA Nuclear Energy Series Nuclear Energy Series No. NF-T-2.1. — Vienna, Austria: IAEA, 2010. — 190 p. — Web site of International Atomic Energy Agency. — URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1445_web.pdf. Дата обращения: 18.04.2019.

П.А. Михайлов⁴⁹, Ю.А. Кушнер


⁴⁹ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.



ОРЛАН-БЕЛОХВОСТ

Haliaeetus albicilla (Linnaeus, 1758)
Отряд соколообразных (Falconiformes)
Семейство ястребиных (Accipitridae)

Редкий гнездящийся перелётный, частично осёдлый и зимующий вид. Занесён в Красную книгу России и Ульяновской области и Международный список глобально редких птиц. В Ульяновской области обитает в основном по берегам Куйбышевского и Саратовского водохранилищ. Не исключено гнездование в долинах рек Малый и Большой Черемшан, где во второй половине лета встречаются одиночные птицы и нераспавшиеся семьи

The background features a stylized landscape with silhouettes of trees and hills in various shades of teal. A large, dark teal number '2' is positioned on the right side of the page, partially overlapping the landscape. The text is in a bold, white, sans-serif font.

**ИССЛЕДОВАНИЯ
ТВЭЛОВ
И РЕАКТОРНЫХ
МАТЕРИАЛОВ**

В 2018 году в рамках одного из основных направлений деятельности отделения реакторного материаловедения — экспериментальное обоснование работоспособности, надёжности и безопасности топлива для существующих и перспективных реакторов ВВЭР-1000 — проведены исследования трёх тепловыделяющих сборок новых конструкций типа ТВСА-АЛЬФА, отработавших до различных значений выгорания топлива на первом энергоблоке Калининской атомной электростанции. По результатам исследований получены данные, необходимые для обоснования работоспособности тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 новой конструкции, в том числе сборки ТВСА-АЛЬФА с перемешивающими решётками в пятилетнем топливном цикле.

С 2015 по 2018 годы в АО «ГНЦ НИИАР» были проведены послереакторные исследования трёх тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000, содержащих твэлы с оболочками из оптимизированного сплава Э110 опт. как на губчатой, так и на электролитической основе. Результаты послереакторных исследований твэлов с оболочками из оптимизированного сплава Э110 опт., отработавших в диапазоне выгорания топлива 51,1–63,7 МВт-сут/кг U, показали меньшее значение окружной деформации и более высокие прочностные свойства по сравнению с оболочками из штатного сплава Э110.

В рамках международного проекта «Нулевой уровень отказа ядерного топлива» было проведено исследование двух негерметичных тепловыделяющих сборок ТВСА-АЛЬФА. Одна из них — ТВСА-АЛЬФА № ИД02312, укомплектованная твэлами с утонённой оболочкой и топливной таблеткой увеличенного диаметра без центрального отверстия. По результатам визуальной инспекции в этой сборке был обнаружен один негерметичный твэл. Вторая сборка, ТВСА-АЛЬФА № ЕД03296, доставленная в наш институт для установления причины разгерметизации, отработала на первом энергоблоке Калининской АЭС в течение двух топливных кампаний до выгорания топлива 32,87 МВт-сут/кг U и была идентифицирована как негерметичная, не достигшая критерия отказа по активности йода-131. По результатам проведённых исследований, включающих визуальную инспекцию, контроль герметичности оболочек твэлов ультразвуковым методом и вихретоковую дефектоскопию оболочек, в тепловыделяющей сборке твэлов с признаками негерметичности не обнаружили. Для подтверждения данного факта дополнительно был проведён контроль герметичности оболочек всех твэлов сборки методом гамма-спектрометрии газосборников по содержанию радиоактивного газообразного продукта деления криптона-85, который подтвердил вывод об отсутствии негерметичных твэлов в сборке ТВСА-АЛЬФА № ЕД03296.

В соответствии с планом действий по квалификации топлива российского дизайна в США на 2015–2019 годы необходимо было создать банк экспериментальных данных по оболочкам твэлов из оптимизированного сплава Э110 опт. на губчатой основе и установить корреляционные связи между коррозионным поведением, наводороживанием, механическими свойствами, структурно-фазовым состоянием оболочек твэлов, труб направляющих каналов и центральной трубы и условиями эксплуатации по температуре, флюенсу, плотности потока нейтронов и выгоранию. В рамках реализации данного плана в 2018 году были завершены исследования конструктивных элементов двух сборок, отработавших в реакторе ВВЭР-1000 на первом блоке Калининской АЭС: ТВСА-АЛЬФА № ИД02293 с оболочками из оптимизированного сплава Э110 о. ч. на губчатой основе (выгорание 42 МВт-сут/кгU) и ТВСА-5М № ЖЕД0811 (выгорание 59,4 МВт-сут/кгU). По результатам проведённых исследований получены экспериментальные зависимости изменения характеристик микроструктуры, содержания водорода, механических свойств, распределения гидридов по высоте оболочек твэлов, труб направляющего канала и центральной трубы. Полученные данные необходимы для лицензирования в Комиссии по ядерному регулированию (США) российского оптимизированного сплава Э110 опт. на основе губки и сплава Э635 в качестве оболочки твэла и элементов каркаса в сборке ТВС-КВАДРАТ.

В рамках проектного направления «Прорыв» завершены послереакторные исследования твэлов с нитридным топливом в различном конструктивном исполнении с оболочками из разных материалов после испытаний в составе трёх тепловыделяющих сборок в реакторе БН-600:

- ◆ комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки КЭТВС-7, содержащей твэлы с нитридным и оксидным топливом, отработавшей в течение 589,2 эфф. сут до максимального выгорания 7,5 % т. а. и повреждающей дозы 73 сна;
- ◆ первой экспериментальной тепловыделяющей сборки ЭТВС-4, полностью укомплектованной твэлами, аналогичными твэлам реактора БН-1200 с нитридным топливом, отработавшей в течение 589,2 эфф. сут до максимального выгорания 5 % т. а. и повреждающей дозы 58,5 сна;
- ◆ первой экспериментальной тепловыделяющей сборки ЭТВС-5, полностью укомплектованной твэлами, аналогичными твэлам реактора БРЕСТ с нитридным топливом, отработавшей в течение 589,2 эфф. сут до максимального выгорания 3,8 % т. а. и повреждающей дозы 47,5 сна.

Получены новые данные о поведении нитридного топлива, коррозионном состоянии и механических свойствах материалов оболочек, которые будут использованы для совершенствования твэлов реакторов на быстрых нейтронах и обоснования безопасности продолжения испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с нитридным топливом в реакторе БН-600 до более высоких параметров.

В рамках реализации проекта «Прорыв» в части обоснования работоспособности твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом в АО «ГНЦ НИИАР» разработан и внедрён метод испытаний облучённых трубчатых образцов внутренним давлением твёрдого пластичного заполнителя. Необходимость разработки данного метода была обусловлена тем, что традиционно используемый метод испытаний кольцевых образцов на одноосное растяжение имеет ограничения в случае низкой пластичности материала.

Продолжены работы по реакторным и послереакторным исследованиям, цель которых состояла в экспериментальном обеспечении разработки новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных водо-водяных энергетических реакторов. Изготовлены газонаполненные образцы из сталей двух марок с четырьмя уровнями напряжения. Газонаполненные образцы вместе с образцами других типов были облучены в облучательном устройстве в течение двух микрокампаний в реакторе БОР-60. После облучения до максимальной повреждающей дозы 4,5 сна во время остановки реактора на планово-предупредительный ремонт провели измерения размеров газонаполненных образцов. Обнаружены их незначительные изменения (не превышающие 0,1 % при измерении длины) по сравнению с размерами необлучённых образцов.

Е.А. Звир

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ СБОРКИ ТВСА-АЛЬФА, ОТРАБОТАВШЕЙ ДВЕ ТОПЛИВНЫЕ КАМПАНИИ НА ПЕРВОМ БЛОКЕ КАЛИНИНСКОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В АО «ГНЦ НИИАР» в 2017 году с первого блока Калининской АЭС доставлена сборка ТВСА-АЛЬФА № ЕД 03296 (далее по тексту — № 1) с выгоранием 32,87 МВт-сут/кгU, которая по результатам контроля герметичности оболочек твэлов пенальным методом была идентифицирована на атомной электростанции как негерметичная, не достигшая критерия отказа по активности йода-131. По результатам первичных исследований, включающих визуальную инспекцию, контроль герметичности оболочек ультразвуковым методом и вихретоковую дефектоскопию оболочек, твэлов с признаками негерметичности в тепловыделяющей сборке не обнаружили. В твэлах № 148 и 149 при осмотре выявили несквозные дебриз-повреждения оболочек. Результаты последующих исследований этих твэлов, в частности определение количества и состава газа в твэле № 148 разрушающим методом, подтвердили несквозной характер их повреждений.

Учитывая противоречивость выводов о герметичности сборки ТВСА-АЛЬФА № 1, сделанных специалистами АО «ГНЦ НИИАР» и Калининской АЭС, было принято решение о проведении в 2018 году дополнительного контроля герметичности всех твэлов сборки методом гамма-спектрометрии газосборников по содержанию радиоактивного продукта деления криптона-85. Использование данного метода обеспечивает достаточно высокую производительность. Его эффективность для контроля содержания газообразных продуктов деления в твэлах неоднократно подтверждалась результатами разрушающего масс-спектрометрического анализа внутритвэльного газа [1–3]. Гамма-спектрометрию газосборников твэлов сборки ТВСА-АЛЬФА № 1 выполняли на установке, состоящей из радиационно-защитного контейнера и измерительной системы, выполненной на основе детектора из особо чистого германия и гамма-спектрометра [2]. Определение герметичности оболочки твэла гамма-спектрометрическим методом основано на контроле содержания криптона-85 в области газосборника. По результатам измерений вычисляют площадь пика его полного поглощения, которая пропорциональна давлению этого газа в газосборнике. Присутствие криптона-85 идентифицируют регистрацией его гамма-излучения с энергией 514 кэВ. Для герметичных твэлов характерно наличие в спектре явно выраженного гамма-пика с этой энергией, а в негерметичных он либо отсутствует, либо имеет аномально малую площадь. Результаты определения площади пика полного поглощения криптона-85 для всех твэлов и твэгов сборки ТВСА-АЛЬФА № 1 (за исключением проколотого твэла № 148) приведены на рис. 2.1. При наличии хорошо выраженной зависимости его содержания в газосборниках твэлов от среднего выгорания топлива наблюдается разброс данных, увеличивающийся с ростом выгорания. Твэлы наружного ряда имели повышенные значения площади пика криптона-85 по сравнению с твэлами внутренних рядов, поэтому были исключены из числа предположительно негерметичных.

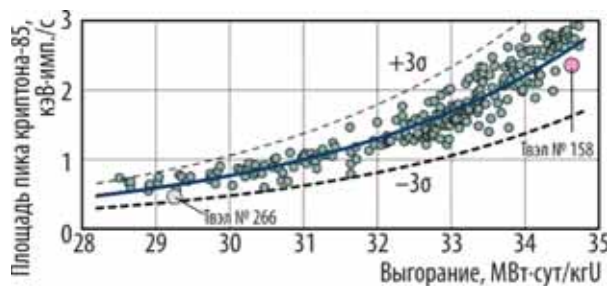


Рис. 2.1. Зависимость площади пика полного поглощения криптона-85 от выгорания топлива для твэлов внутренних рядов сборки ТВСА-АЛЬФА № 1

Распределение площади пика полного поглощения криптона-85 от выгорания для твэлов внутренних рядов хорошо аппроксимируется полиномом четвертой степени. Анализ полученного массива данных показал, что во всём диапазоне среднего выгорания топлива для твэлов внутренних рядов отклонение площади пика криптона-85 относительно аппроксимирующей функции подчиняется нормальному закону распределения. Это позволило использовать правило «трёх сигм» [4]

для выявления аномальных твэлов. Предполагали, что твэл являлся негерметичным, если для него значение площади пика криптона-85 выходило за нижнюю границу доверительного интервала, равного 3σ , где σ — среднеквадратическое отклонение результатов от среднего значения. Во внутренних рядах сборки ТВСА-АЛЬФА № 1 твэлы с аномально низким содержанием криптона-85 в газосборнике отсутствуют (см. рис. 2.1).

С целью подтверждения достоверности полученных результатов в трёх твэлах измерили содержание газа разрушающим методом (прокол оболочки с последующим масс-спектрометрическим определением состава газа). Для проверки выбрали твэлы № 37 (наружный ряд ТВС), 158 и 266. В твэлах № 37 и 158 при одинаковом расчётном выгорании топлива значения площади пика полного поглощения криптона-85 различались более чем в два раза, а в твэле № 266 была зарегистрирована наименьшая площадь его пика среди всех твэлов тепловыделяющей сборки.

Результаты прокола твэлов № 37, 158, 266 и определения количества и изотопного состава внутритвэльного газа показали их герметичность, а также практически линейную зависимость между данными измерения площади пика полного поглощения и парциального давления криптона-85 (рис. 2.2). Это подтвердило правомерность применения гамма-спектрометрического метода для контроля герметичности оболочек твэлов.

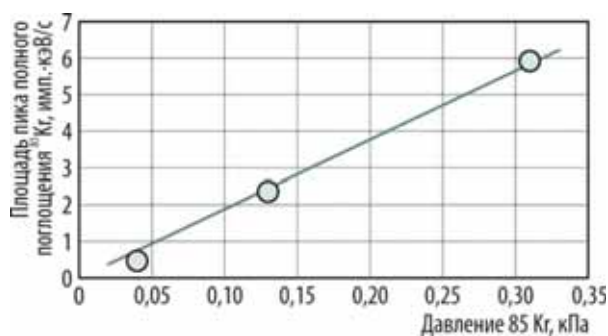


Рис. 2.2. Зависимость площади пика полного поглощения криптона-85 от парциального давления

Таким образом, результаты проведённых измерений подтвердили вывод об отсутствии негерметичных твэлов в сборке ТВСА-АЛЬФА № 1, сделанный по результатам первичных исследований в АО «ГНЦ НИИАР».

Список литературы

1. Лядов Г.Д., Комаров А.В., Смирнов В.П. Определение содержания газообразных продуктов деления под оболочкой твэлов ВВЭР неразрушающим гамма-спектрометрическим методом. — Сборник тезисов докладов Четвёртой межотраслевой конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 15–19 мая 1995 г. — Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1995. С. 74.
2. Сагалов С.С., Нуруллина Г.Д., Жителев В.А., Теплов В.В. Контроль содержания ^{85}Kr в газосборнике отработавших твэлов реактора БН-600 гамма-спектрометрическим методом. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2018. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. Вып. 3. С. 9–12.
3. Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С. Гамма-спектрометрия в реакторном материаловедении. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 314 с.
4. Гмурман В.Е. Теория вероятностей и математическая статистика. — М.: Высшая школа, 2003. — 479 с.

С.С. Сагалов, Г.В. Шевляков, А.В. Строжук,
В.А. Жителев, А.С. Хренов, А.А. Боков

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ СПЛАВА Э110 ОПТ., ОТРАБОТАВШИХ ДО ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА 49,6–63,7 МВт·СУТ/КГ УРАНА

Одним из направлений обеспечения эффективности использования российского ядерного топлива и повышения его конкурентоспособности с зарубежным является модернизация существующего сплава циркония Э110 и переход на циркониевую губку в качестве шихтовой основы. Цель такой модернизации — повышение сопротивления формоизменению оболочек при сохранении высокой коррозионной стойкости, свойственной сплаву Э110.

С 2007 года на первом блоке Калининской атомной электростанции начинают использовать сплав Э110 опт. оптимизированного состава с легированием кислородом и железом с объёмной долей 600–990 и 400–500 млн⁻¹ соответственно (рис. 2.3). Оптимизация сплава должна обеспечить улучшение его основных функциональных свойств: повысить сопротивление радиационно-термической ползучести и нодулярной коррозии, улучшить механические характеристики.

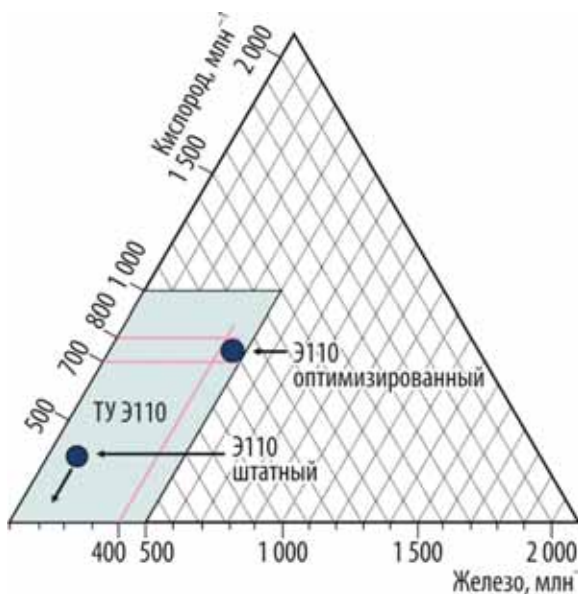


Рис. 2.3. Циркониевый угол диаграммы «цирконий—железо—кислород»

В период с 2015 по 2018 годы в институте были проведены послереакторные исследования трёх тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000, содержащих твэлы с оболочками из сплава Э110 на губчатой основе, а также сплава Э110 опт. как на губчатой, так и на электролитической основе (табл. 2.1). Тепловыделяющие сборки были укомплектованы твэлами с увеличенной загрузкой урана, в которых применяли утонённую оболочку (толщиной 0,57 мм вместо 0,67 мм) и топливную таблетку увеличенного диаметра без центрального отверстия (размером 7,8×0 мм).

По результатам послереакторных исследований для усовершенствованного сплава Э110 опт. были выявлены изменения по всем функциональным характеристикам: формоизменению, коррозионному состоянию и механическим свойствам.

Таблица 2.1

Основные характеристики тепловыделяющих сборок и материала оболочек твэлов

Номер сборки	Среднее выгорание топлива в сборке, МВт·сут/кг U	Материал оболочки твэла	Основа материала оболочки твэла	Объёмная доля в оболочке, млн ⁻¹	
				кислорода	железа
ЖЕД0811	59,37	Э110	Губка	320–400	100–300
ИД02312	54,96	Э110 опт.	Губка производства компании «Ва Чанг» (Wah Chang)	730–840	400–500
ЕД01801	57,6		Электролитическая	640–660	400

Формоизменение твэлов оценивают по окружной деформации оболочек (средней окружной деформации при малых значениях выгорания топлива либо по обратной деформации при высоких значениях выгорания топлива) и по удлинению. В диапазоне выгорания топлива 51,0–60,2 МВт·сут/кгU обратная деформация оболочек твэлов из сплава Э110 опт. примерно на 10 мкм

меньше, чем оболочек из штатного сплава Э110, а удлинение примерно на 3 мм больше (рис. 2.4 и 2.5). Наличие изменений разного знака по габаритным размерам оболочек (длина, диаметр) может быть обусловлено анизотропией свойств оболочек из циркониевых сплавов. Существенных различий в формоизменении оболочек твэлов из сплавов Э110 опт. на губчатой и электролитической основах не обнаружено.

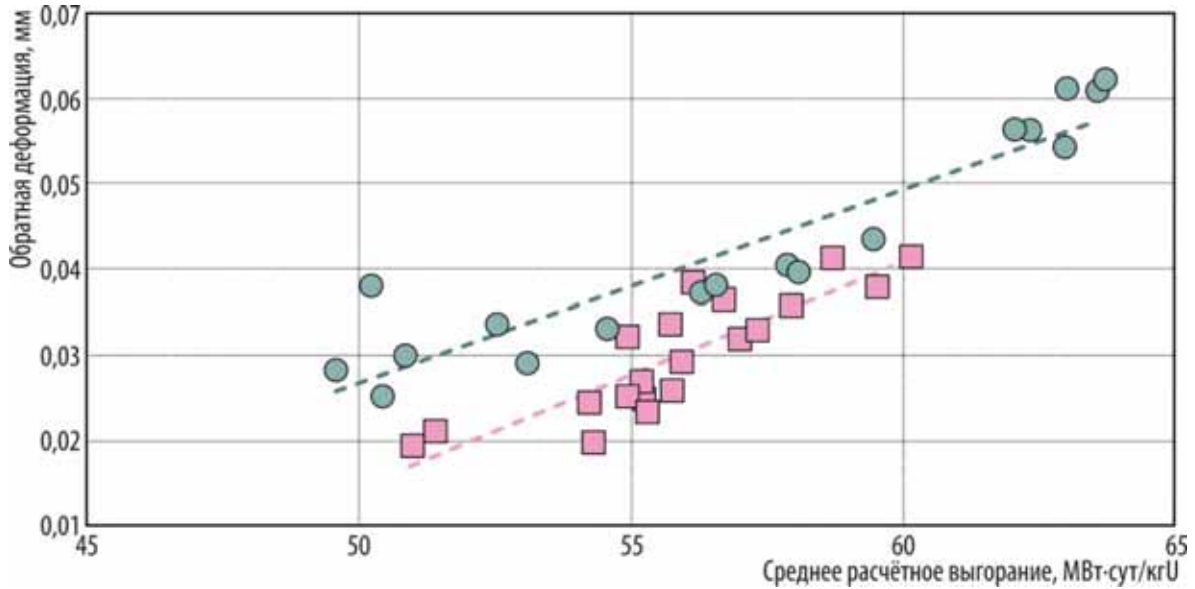


Рис. 2.4. Обратная деформация твэлов с оболочками из сплавов Э110 (●) и Э110 опт. (■)

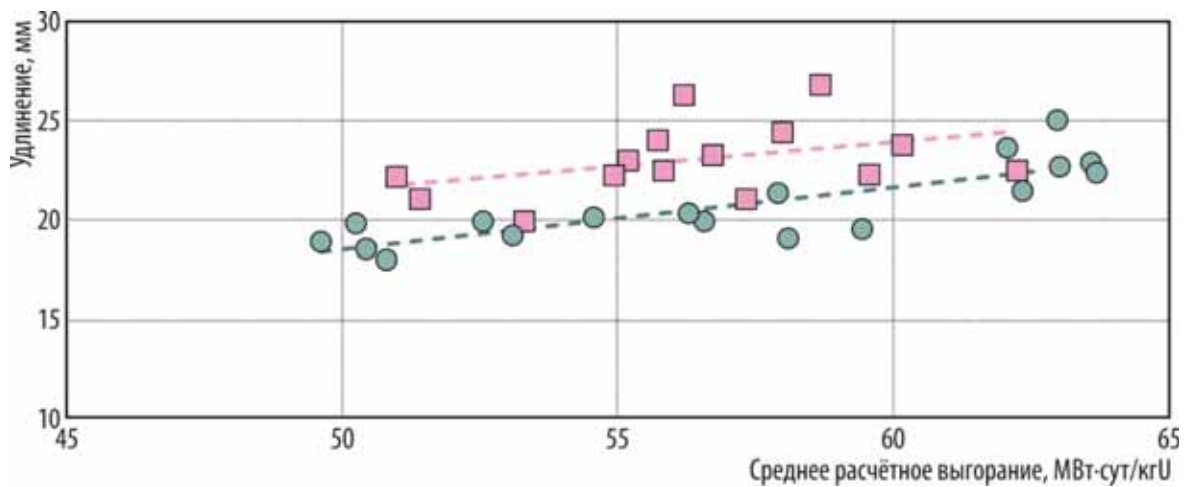


Рис. 2.5. Удлинение твэлов с оболочками из сплавов Э110 (●) и Э110 опт. (■)

Отличие сплавов Э110 и Э110 опт. наблюдают и в коррозионном состоянии. Толщина оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек из сплава Э110 опт. больше, чем на оболочках из сплава Э110. По результатам вихретокового метода измерений средняя по длине твэла толщина оксида для сплава Э110 составляет 5–7 мкм, а для сплава Э110 опт. — 8–12 мкм. По результатам металлографических исследований максимальная толщина оксидной плёнки на оболочках твэлов из сплава Э110 находится в диапазоне 4–7 мкм, а для оболочек из сплава Э110 опт. — 9–13 мкм (рис. 2.6).

Результаты испытаний оболочек на растяжение, проводимых на кольцевых образцах, показали лучшие прочностные характеристики сплава Э110 опт. (рис. 2.7). Если у оболочек из штатного сплава Э110 предел прочности при температуре 20 °С находится в пределах 545–600 МПа, а при температуре 380 °С — 330–385 МПа, то у оболочек из оптимизированного сплава Э110 опт. — 590–680 и 355–435 МПа соответственно. Существенных различий

по общему относительному удлинению кольцевых образцов оболочек из сплава Э110 и Э110 опт. не наблюдают.

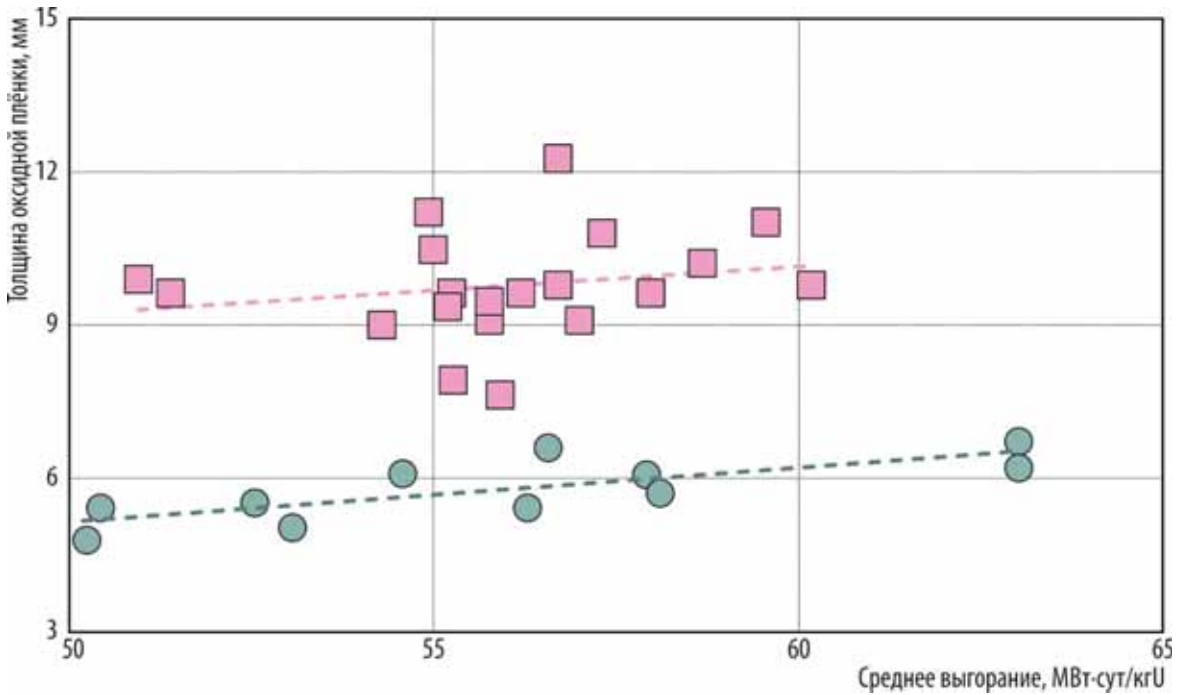


Рис. 2.6. Зависимость средней по длине твэлов толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек из сплавов Э110 (●) и Э110 опт. (■), измеренной вихретоковым методом, от выгорания топлива

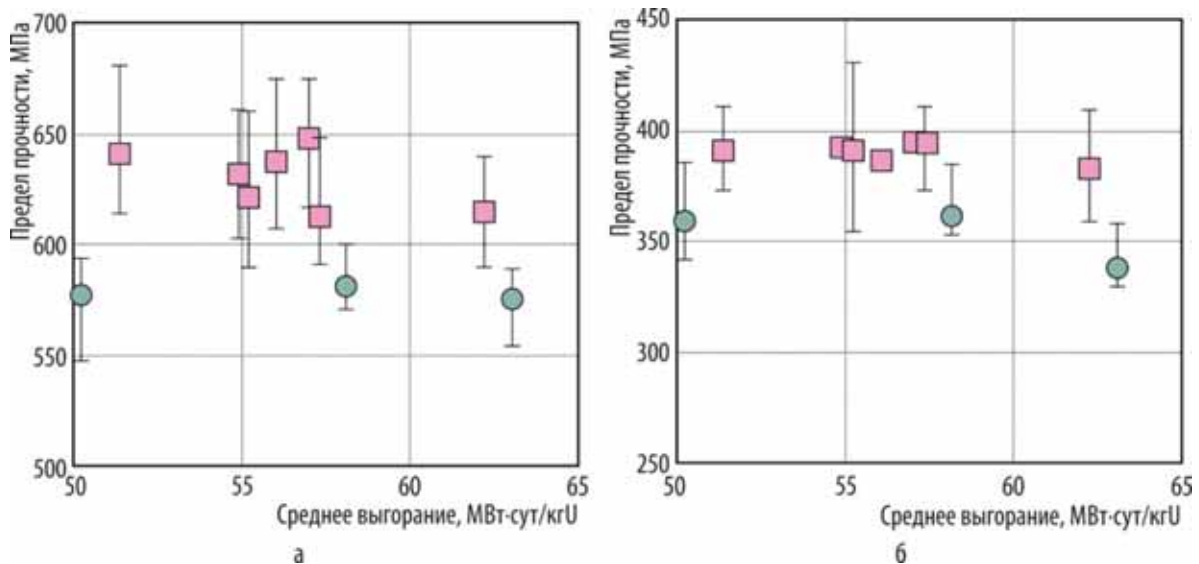


Рис. 2.7. Предел прочности кольцевых образцов оболочек твэлов из сплавов Э110 (●) и Э110 опт. (■) при температуре испытаний 20 (а) и 380 °С (б)

Таким образом, результаты послереакторных исследований твэлов с оболочками из оптимизированного сплава Э110 опт., отработавших в диапазоне выгорания топлива 51,0–60,2 МВт-сут/кг U, выявили отличия по формоизменению, коррозионным и механическим свойствам. Оболочки из сплава Э110 опт. характеризуются меньшим значением обратной деформации и более высокими прочностными свойствами.

А.В. Стржук, В.А. Жителев, И.Н. Волкова, Г.В. Шевляков,
А.С. Хренов, А.А. Боков, С.С. Сагалов, Ю.Д. Гончаренко

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ КОМБИНИРОВАННОЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ СБОРКИ КЭТВС-7 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600

Завершены послереакторные исследования твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки КЭТВС-7 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600. Сборка состоит из шестигранной чехловой трубы, изготовленной из стали марки 12Х12М1БФР-Ш, хвостовика, головки и содержит 127 твэлов с двумя видами топливной композиции:

- ◆ 123 твэла с таблеточным топливом из обогащённого диоксида урана, изготовленных в ПАО «МСЗ» и близких по конструкционному исполнению к штатным твэлам реактора БН-600;
- ◆ твэлы с таблеточным ураноплутониевым нитридным топливом (массовая доля плутония составляет 14 %), изготовленные в АО «ВНИИНМ» и АО «СХК» (по две штуки).

Оболочки твэлов с диаметром 6,9 и толщиной стенки 0,4 мм изготовлены из стали марки 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД в холодное деформированном состоянии. Во время облучения были достигнуты следующие эксплуатационные параметры:

Время работы реактора на мощности	589,2 эфф. сут
Максимальное выгорание нитридного топлива	7,5 % т. а.
Максимальная линейная тепловая мощность	38,3 кВт/м
Повреждающая доза в стальной оболочке	73,6 сна
Максимальная температура оболочки твэла	626 °С

По результатам контроля герметичности оболочек твэлов на Белоярской атомной электростанции сборка признана герметичной. Все твэлы сборки КЭТВС-7 и сама сборка в целом сохранили свою целостность и первоначальную форму, каких-либо повреждений или особенностей состояния твэлов при разборке пучка не обнаружено. В ходе проведения контроля герметичности оболочек твэлов неразрушающим гамма-спектрометрическим методом по интенсивности гамма-линии газообразного продукта деления криптона-85 выяснилось, что все твэлы герметичные.

Проведение вихретоковой дефектоскопии каких-либо аномалий в оболочках, существенно влияющих на работоспособность твэлов, не выявило. Особенностью вихретоковых диаграмм твэлов с нитридным топливом было наличие сигналов от неоднородностей под оболочками, которые могут быть идентифицированы как трещины и сколы в таблетках, крошки топлива в зазоре между сердечником и оболочкой. Удлинение твэлов с нитридным топливом по сравнению с номинальным значением составило от 5,7 до 8,9 мм, твэлов с оксидным топливом — от 3,0 до 3,4 мм. Диаметр твэлов со СНУП-топливом увеличился меньше, чем диаметр твэлов с оксидным топливом. Максимальное значение относительного увеличения диаметра твэлов со СНУП-топливом было равно 0,9 %, что меньше аналогичного значения для оксидных твэлов, составившего 1,7 %. При рентгеновском просвечивании дефектов твэлов со СНУП-топливом не выявлено.

Результаты прокола оболочек и анализа количества и состава газовой фазы в свободном объёме твэлов подтвердили их герметичность. Выход газообразных продуктов деления в разных твэлах со СНУП-топливом составляет от 16 до 19 % от образовавшегося количества, что соответствует полученным ранее данным для твэлов сборок КЭТВС-1 и КЭТВС-6 с учётом различия в уровнях выгорания и конструктивных особенностей. Радиационное распухание СНУП-топлива определяли двумя способами: 1) по изменению плотности; 2) по увеличению диаметра таблеток с учётом увеличения длины топливного сердечника. Скорость распухания топлива в разных сечениях по высоте твэлов составила от $(1,5 \pm 0,2)$ до $(2,1 \pm 0,3)$ % на 1 % выгорания тяжёлых атомов.

В ходе металлографических исследований (рис. 2.8) в некоторых сечениях твэлов вблизи максимального значения выгорания зазор между топливом и оболочкой в холодном состоянии не обнаружен. Результаты сравнения данных по увеличению диаметра твэлов в ходе профилометрии с данными по увеличению диаметра из-за радиационного распухания оболочек, полученными по изменению плотности, определённой методом гидростатического взвешивания, показали, что увеличение диаметра твэлов со СНУП-топливом практически полностью обусловлено радиационным распуханием оболочек. Это означает, что при механическом контакте топлива с оболочкой, который произошёл в конце облучения, и при давлении газовой фазы диаметр оболочки увеличился незначительно.

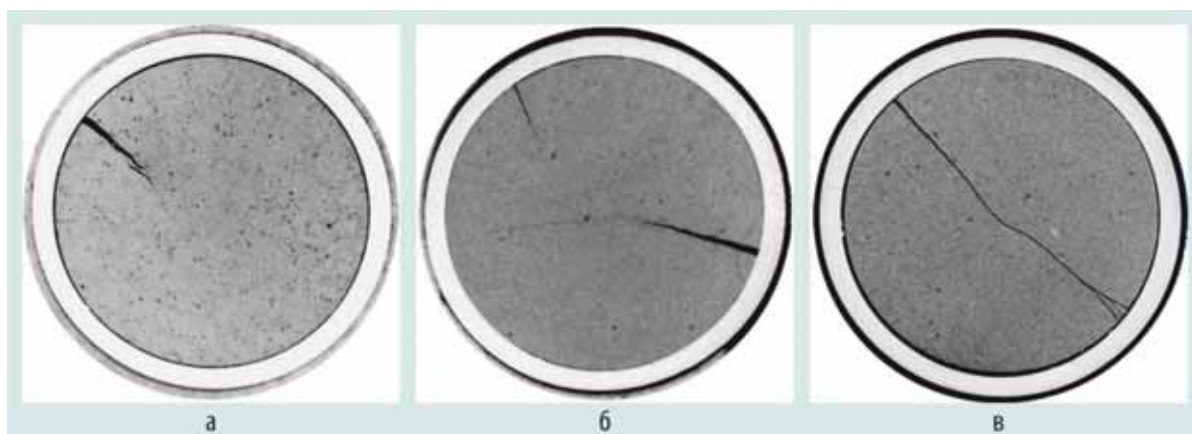


Рис. 2.8. Типичная макроструктура поперечных сечений твэлов со СНУП-топливом: а, б, в — низ, центр и верх топливного сердечника соответственно

С внутренней поверхности на глубину до 60 мкм в двух твэлах со СНУП-топливом на участках с координатами 500–600 мм от низа топливного сердечника обнаружена коррозия оболочек (рис. 2.9). Она имеет матричный характер с элементами межзёрненного проникновения и по структуре и элементному составу продуктов коррозии может быть результатом явления, известного как внутреннее окисление сплавов. В основе состава продуктов коррозии находятся компоненты (хром, железо, никель, молибден) материала оболочки и кислород.

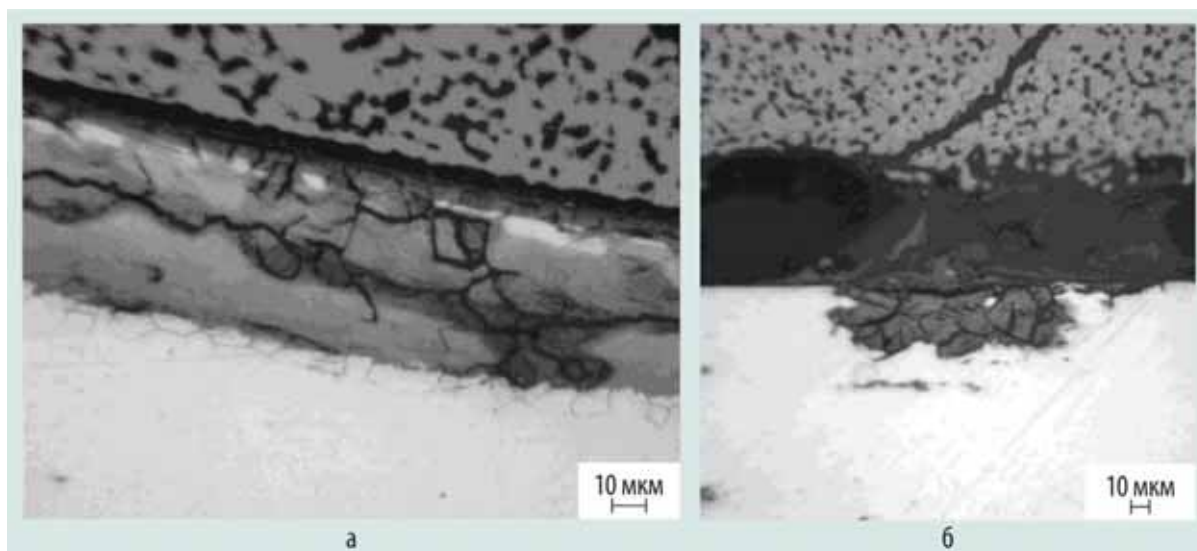


Рис. 2.9. Состояние внутренней поверхности оболочек твэлов № 99 (а) и 64(б), вырезанных из центральных сечений топливных сердечников

В ходе механических испытаний оболочек твэлов с нитридным топливом выявлено следующее: несмотря на наличие хрупкого слоя со стороны внутренней поверхности (рис. 2.10) значения характеристик прочности и пластичности, полученные на продольных сегментных образцах при рабочей температуре, остались на удовлетворительном уровне (рис. 2.11).

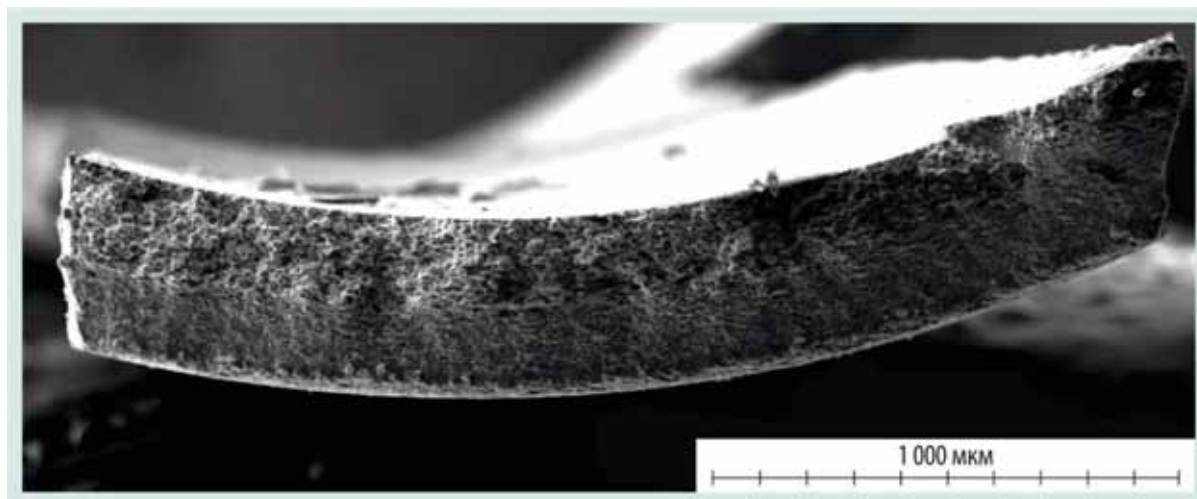


Рис. 2.10. Фрактография поверхности разрушения продольного сегментного образца, взятого из верхней активной части твэла с нитридным топливом после механических испытаний

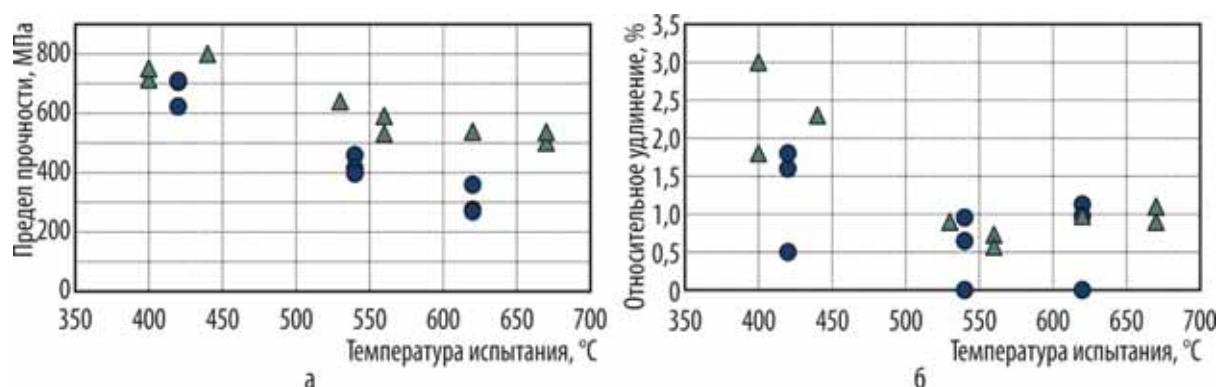


Рис. 2.11. Характеристики прочности (а) и пластичности (б) оболочки твэла № 64 с нитридным топливом, полученные при испытаниях кольцевых (●) и продольных (▲) сегментных образцов

Аналогично более ранним результатам, полученным при механических испытаниях оболочек твэлов сборок КЭТВС-1 и КЭТВС-6, на кольцевых образцах из оболочки твэла сборки КЭТВС-7 с нитридным топливом получены низкие значения характеристик прочности и пластичности (см. рис. 2.11). Образцы, взятые из верхних уровней активной части твэлов и испытанные при температуре 670 °C — расчётной максимальной температуре оболочки с учётом неопределённости параметров, показали также удовлетворительные результаты.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь, О.Н. Никитин,
С.В. Кузьмин, Е.Б. Мальцева, Ильнур Ф. Гильмутдинов,
А.Е. Федосеев, А.С. Бутылин*

РАЗРАБОТКА МЕТОДА МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ТРУБЧАТЫХ ОБРАЗЦОВ ВНУТРЕННИМ ДАВЛЕНИЕМ ПЛАСТИЧНОГО ЗАПОЛНИТЕЛЯ

В рамках реализации проекта «Прорыв» в части обоснования работоспособности твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом в АО «ГНЦ НИИАР» был разработан и внедрён метод испытаний облучённых трубчатых образцов внутренним давлением твёрдого пластичного заполнителя. Необходимость разработки данного метода обусловлена тем, что традиционно используемый метод испытаний кольцевых образцов на одноосное растяжение имеет ограничения в случае низкой пластичности материала. Так, при испытании этим методом оболочек твэлов после облучения можно получить существенно заниженные значения характеристик прочности и пластичности. В связи с этим необходима разработка альтернативных методов испытаний, имитирующих напряжённо-деформированное состояние оболочек при их эксплуатации и позволяющих получить более адекватную оценку механических свойств материала оболочек твэлов.

Суть разработанного метода испытаний заключается в следующем. Внутри образца оболочки помещают пластичный наполнитель цилиндрической формы, который посредством создания сжимающего усилия тягами механической машины через два пуансона⁵⁰ нагружается и деформируется, тем самым создаётся давление на внутренней поверхности образца. Для проведения испытаний было разработано специальное приспособление, которое включает в себя верхний и нижний пуансоны; наполнитель цилиндрической формы, помещаемый в трубчатый образец; центрирующее устройство, обеспечивающее соосность пуансонов и образца в процессе испытания. Тесты проводили на механической машине, размещённой в радиационно-защитной камере. Неопределённость измерения усилия составляла не более 0,3 %. Скорость перемещения активного пуансона равна 1 мм/мин. В процессе испытаний измеряли увеличение диаметра (в сечении максимального значения диаметра) образца при помощи ёмкостного высокотемпературного экстензометра, конструктивно адаптированного для данного вида тестов. Неопределённость измерений увеличения диаметра не превышала 0,3 %.

Образцы для испытаний были изготовлены из оболочки отработавшего твэла экспериментальной сборки ЭТВС-5, прошедшей облучение в активной зоне реактора БН-600 в течение четырёх микрокампаний до максимального выгорания 3,8 % т. а. Материал оболочки — сталь марки ЭП823-Ш, внешний диаметр равен 9,7 мм; толщина оболочки — 0,5 мм. Максимальная повреждающая доза, набранная материалом оболочки, составляла около 44 сна. Трубчатые образцы, представлявшие собой фрагменты оболочек с плоскопараллельными торцами длиной 20 мм, вырезали из различных участков (верхней, центральной и нижней частей на уровне топливного сердечника и района газосборника) по высоте твэла. Из тех же участков вырезали кольцевые и продольные сегментные образцы для сравнительных испытаний на одноосное растяжение. Испытания трубчатых, сегментных и кольцевых образцов проводили при значениях температуры, соответствующих расчётным эксплуатационным значениям для данного твэла на координатах вырезки образцов, а также при комнатной температуре.

Обработку данных, полученных с механической машины и экстензометра, проводили с учётом работы, затрачиваемой на упругопластическое деформирование наполнителя. По результатам обработки рассчитывали диаграммы «тангенциальное напряжение — деформация» и определяли характеристики механических свойств материала образцов, аналогичные получаемым при одноосном растяжении: предел текучести $\sigma_{0,2}$; предел прочности σ_B ; равномерная деформация (равномерное относительное изменение диаметра) δ_R ; общая деформация (общее относительное изменение диаметра) δ_o .

⁵⁰ Пуансон или пунсон (фр. poinçon) — одна из основных деталей инструмента, используемого при маркировке, штамповке и прессовании материалов, например прессовании металлов в металлообработке. — Прим. ред.

Для проведения расчётов механических характеристик разработали специальную программу; вид рабочего окна программы с рассчитанной диаграммой «тангенциальное напряжение — деформация» одного из испытанных образцов показан на рис. 2.12.

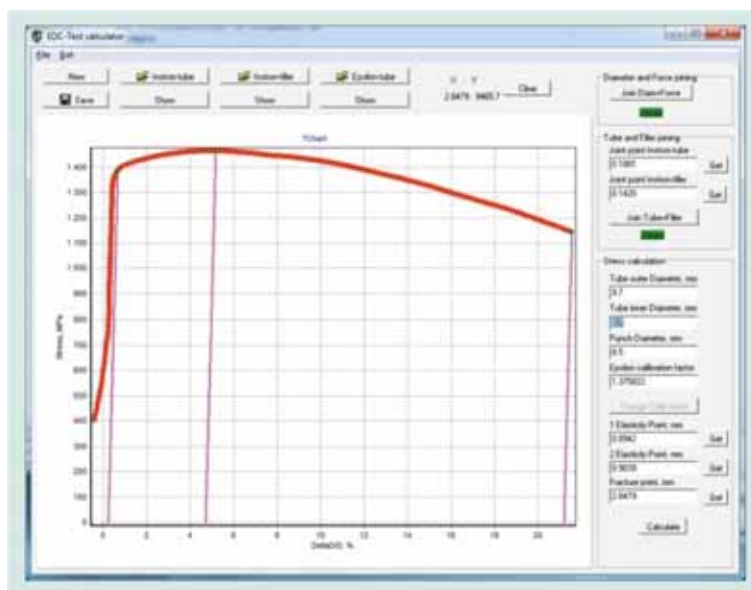


Рис. 2.12. Вид рабочего окна программы: диаграмма «тангенциальное напряжение — деформация» образца, вырезанного на уровне нижней части топливного сердечника и испытанного при температуре 20 °С

Результаты сравнительных механических испытаний трубчатых, продольных сегментных и кольцевых образцов представлены в табл. 2.2 и 2.3.

Таблица 2.2

Результаты механических испытаний трубчатых и кольцевых образцов

Область вырезки образцов	Температура испытаний, °С	Трубчатые образцы				Кольцевые образцы			
		$\sigma_{0,2}$, МПа	σ_B , МПа	δ_P , %	$\delta_{0,2}$, %	$\sigma_{0,2}$, МПа	σ_B , МПа	δ_P , %	$\delta_{0,2}$, %
Газосборник	20	1 285	1 429	8,6	32,4	1 049	1 081	4,2	4,4
	390	1 302	1 394	10,0	32,0	976		0,0	
Уровень топливного сердечника:									
низ	20	1 381	1 465	4,7	21,1	1 171		0	
	390	1 121	1 218	6,3	22,7	832		0	
середина	20	905	1 155	8,1	30,8	758	998	6,6	7,2
	495	625	756	7,0	38,4	525	643	1,8	2,2
верх	20	789	1 084	10,0	36,7	687	891	10,4	18,8
	580	454	485	7,5	35,5	393	433	4,7	23,0

Таблица 2.3

Результаты механических испытаний продольных сегментных образцов

Область вырезки образцов	Температура испытаний, °С	$\sigma_{0,2}$, МПа	σ_B , МПа	δ_P , %	$\delta_{0,2}$, %
Газосборник	20	1 099	1 143	3,8	7,5
	380	912	973	2,8	6,2
Уровень топливного сердечника:					
низ	20	1 262	1 272	1,2	4,4
	380	958	1 052	0,8	2,9
середина	20	728	972	7,1	10,5
	490	492	634	4,4	11,8

Основные ожидаемые изменения механических свойств оболочек твэлов из сталей ферритно-мартенситного класса в нижней зоне топливного сердечника связаны с известным явлением низкотемпературного радиационного охрупчивания данного класса сталей, характеризующимся увеличением прочности при понижении пластичности. В случае сильного

охрупчивания материала оболочек механические испытания кольцевых образцов при одноосном поперечном растяжении не могут обеспечить регистрацию низких значений характеристик пластичности. Это связано с особенностью нагружения кольцевого образца при растяжении на полукруглых опорах, а именно: деформации растяжения предшествует стадия разгибания рабочей части образца. Это происходит даже в том случае, когда диаметр растягивающих опор выбран максимально приближенным к внутреннему диаметру кольцевого образца. При разгибании рабочей части кольцевого образца наибольшей деформации подвергается его внутренний слой. Если материал находится в охрупченном состоянии, запаса пластичности внутреннего слоя оболочки может быть недостаточно для полного разгибания рабочей части образца. В этом случае внутренний слой оболочки после некоторой пластической деформации разрушается с образованием трещины, которая, являясь концентратором напряжения, распространяется на всю толщину образца без макроскопических признаков пластической деформации. В узкой микроскопической области вдоль траектории распространения трещины её продвижению может предшествовать пластическая деформация материала, но это не регистрируется на диаграмме «нагрузка — растяжение» из-за малого эффекта. Таким образом, даже при сохранении способности к пластической деформации материала при испытании кольцевых образцов одноосным растяжением данная деформация может не регистрироваться.

Сравнение результатов, полученных испытанием разного вида образцов, показывает, что эффект низкотемпературного радиационного охрупчивания характерен в наибольшей степени для оболочки в нижней зоне топливного сердечника, а также в верхней зоне газосборника, где материал оболочки подвергался нейтронному облучению при низкой температуре, мало отличающейся от температуры теплоносителя на входе в ТВС. Как и ожидалось, механические испытания кольцевых образцов при одноосном поперечном растяжении (как наиболее консервативный вид испытания) не выявили наличия пластичности оболочки в нижней части топливного сердечника при комнатной температуре и при 390 °С. Результаты механических испытаний на растяжение продольных сегментных образцов с выделенной рабочей частью свидетельствуют о наличии запаса пластичности материала в этой области оболочки твэла сборки ЭТВС-5. Испытания трубчатых образцов внутренним давлением пластичного заполнителя показали ещё более высокие результаты.

Наличие значительной остаточной пластичности материала оболочки на уровне нижней части топливного сердечника также подтверждается внешним видом испытанных трубчатых образцов (рис. 2.13).

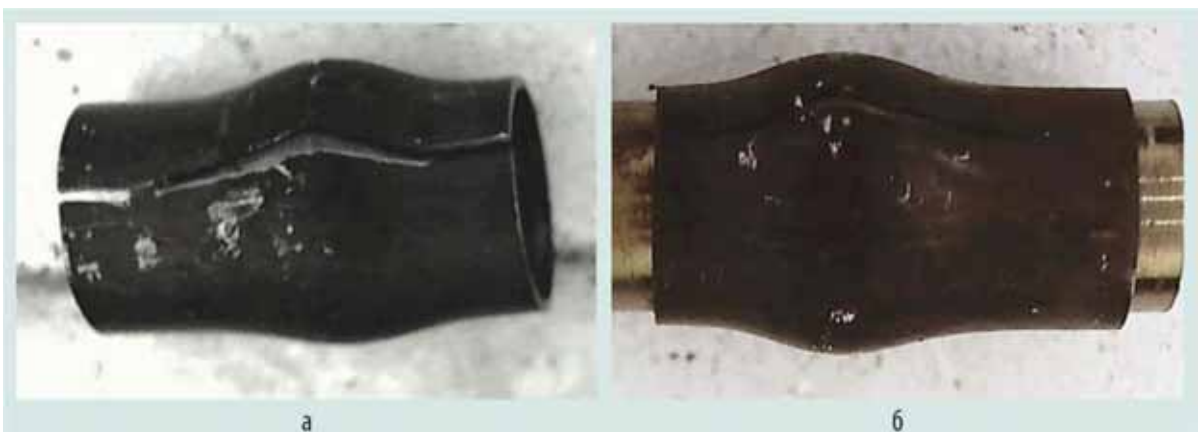


Рис. 2.13. Внешний вид трубчатых образцов, вырезанных на уровне нижней части топливного сердечника, испытанных при температуре 20 (а) и 390 °С (б)

Таким образом, результаты проведённых сравнительных испытаний показывают, что разработанный метод испытаний трубчатых образцов по сравнению с методом испытаний

кольцевых образцов даёт более адекватную оценку пластических характеристик материала оболочек в случае их низкой остаточной пластичности и может применяться как альтернативный метод определения механических характеристик охрупченных оболочек отработавших твэлов.

Следует отметить, что значения механических характеристик, полученные при испытаниях трубчатых образцов, являются предварительными. Особенно это касается значений предела прочности и относительной равномерной деформации. В связи с этим запланировано проведение работ по расчёту напряжённо-деформированного состояния образцов в процессе испытаний методом конечных элементов, по результатам которых будут уточнены диаграммы «тангенциальное напряжение — деформация» и скорректированы значения механических характеристик материала оболочки.

Д.В. Харьков

ЭВОЛЮЦИЯ МИКРОСТРУКТУРЫ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЕЙ, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРАХ БОР-60 И СМ ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ 300–350 °С

Знание закономерностей изменений микроструктуры сталей аустенитного класса с ростом повреждающей нейтронной дозы [1–9] позволяет достаточно надёжно прогнозировать работоспособность незаменимых и, в особенности, заменяемых элементов реакторов с увеличением срока их эксплуатации. Данные по микроструктурным изменениям в аустенитных сталях были получены в основном после облучения сталей при относительно высокой температуре реакторного облучения (400–550 °С), при значении температуры ниже 400 °С их недостаточно. Полученные данные [2–7] по изменениям микроструктуры образцов, облучённых при низкой температуре (300–400 °С) аустенитной стали марки X18H10T⁵¹ и близких к ней по составу других марок сталей, дают основу для анализа механизмов радиационного повреждения сталей этого класса. Однако в указанных работах не хватает данных по радиационно-индуцированным изменениям микроструктуры образцов сталей после высокодозного облучения в реакторе БОР-60 и облучения в реакторе СМ, в котором в сталях нарабатывается гелий вместе с увеличением повреждающей дозы.

Данные, полученные при проведении микроструктурных исследований подобных сталей [8–9], показали наличие известных составляющих микроструктуры: дислокационных петель, различных частиц вторых фаз и отсутствие пористости. В этих работах были построены дозные зависимости количественных характеристик дислокационной и фазовой структуры, но данных с высокими значениями повреждающей дозы в этих зависимостях недостаточно. В связи с этим цель работы состояла в получении дополнительных экспериментальных данных по микроструктуре облучённых нейтронами в реакторах БОР-60 и СМ образцов аустенитных сталей марок AISI 316 CW⁵² и AISI 304 L⁵³ французского производства. Для исследований микроструктуры были выбраны четыре облучённых цилиндрических образца с диаметром рабочей части 3 мм из сталей марок AISI 304 L (X18H9) в аустенизированном состоянии и AISI 316 CW (X16H12M3) — в холоднодеформированном состоянии. Образцы из стали марок AISI 304 L и AISI 316 CW были облучены в реакторе СМ при температуре около 300 °С до повреждающей дозы 4,2 и 4,5 сна соответственно. Ещё два образца из стали марки AISI 316 CW были облучены в реакторе БОР-60 при температуре 320–350 °С до значений повреждающей дозы 93 и 125 сна.

Микроструктура образца из стали марки AISI 304 L после облучения в реакторе СМ состоит из равноосных зёрен аустенита. Микроструктура образца стали марки AISI 316 CW в холоднодеформированном состоянии, облучённого в реакторе СМ, состоит из зёрен аустенита с большим

⁵¹ X18H10T — коррозионно-стойкая жаростойкая и жаропрочная высоколегированная сталь. — Прим. ред.

⁵² AISI 316 CW (cold worked) (X16H12M3) — аустенитная сталь, содержащая никель. — Прим. ред.

⁵³ AISI 304 L (X18H9 или 12X18H9) — коррозионно-стойкая жаропрочная сталь, легированная свинцом. — Прим. ред.

количеством двойников деформации. В двух образцах из стали марки AISI 316 CW в холодно-деформированном состоянии, но облучённых в реакторе БОР-60, микроструктура состоит из равноосных зёрен аустенита с большим количеством двойников деформации. В образцах (кроме образца из стали марки AISI 316 CW, облучённого в реакторе СМ) на некоторых границах зёрен аустенита и в матрице были обнаружены мелкие зёрна альфа-фазы, имеющие кристаллическую решётку альфа-железа (со структурой объёмно центрированной кубической; с параметром a , равным 0,2866 нм). Элементный анализ показал, что по сравнению с аустенитом альфа-фаза обеднена по никелю и железу, но обогащена по хрому. Нейтронное облучение привело к образованию во всех образцах радиационных дислокационных петель. Во всех исследованных образцах были также обнаружены частицы глобулярной мелкодисперсной G-фазы ($Me_6Ni_{16}Si_7$, где Me — металл). На светлопольных снимках частицы фазы практически не видны, поэтому для измерения их диаметра использовали тёмнопольные изображения. Стоит отметить, что полученные значения концентрации являются заниженными (оценочными) по сравнению с истинным значением, так как на тёмнопольных снимках видна лишь часть частиц от их общего количества (табл. 2.4).

Таблица 2.4

Характеристики структуры дислокационных петель и частиц в исследуемой облучённой стали марки AISI

Реактор	Марка стали AISI	Повреждающая доза, сна	Петли Франка ⁵⁴ в аустенитной матрице		Частицы мелкодисперсной фазы			
			Размер, нм	Концентрация, $\times 10^{22} \text{ м}^{-3}$	Диаметр в α -железе, нм	Средняя концентрация в α -железе, $\times 10^{22} \text{ м}^{-3}$	Диаметр в γ -железе, нм	Средняя концентрация в γ -железе, $\times 10^{21} \text{ м}^{-3}$
СМ	304	4,2	5	20	2	2,5	5	0,2
	316	4,5	8	8	—	—		8,9
БОР-60	316	93	8	7	4	7,6	6	5,5
		125		5	5	9,6	8	4,6

В данной работе в отличие от упомянутых работ французских исследователей [8–9] были выявлены мелкие зёрна альфа-фазы в сталях марок AISI 316 CW и AISI 304 L и сделаны количественные оценки размера и концентрации мелкодисперсной фазы, обнаруженной в этих зёрнах альфа-фазы. Размеры (диаметр) частиц были несколько меньше размеров фазы, обнаруженной в аустенитной матрице, а концентрация гораздо больше: в 12–15 раз — при облучении в реакторе БОР-60 высокой повреждающей дозой, и в 100 раз — при облучении в реакторе СМ малой повреждающей дозой (около 4 сна). Сравнение полученных результатов по количественным характеристикам параметров микроструктуры в облучённых в реакторах СМ и БОР-60 образцах сталей марок AISI 316 CW и AISI 304 L с данными французских исследователей, изучавшими образцы этих же марок стали после облучения в указанных реакторах [8–9] до различных значений повреждающей дозы, позволяют сделать следующие выводы:

- ◆ количественные характеристики (диаметр и концентрация) дислокационной структуры и мелкодисперсных фаз в аустенитной матрице обеих марок сталей воспроизводятся в проведённых исследованиях и хорошо дополняют дозные зависимости этих характеристик для сталей марок AISI 316 CW, AISI 304 L и X18H10T, что позволяет говорить о достоверности полученных количественных оценок;
- ◆ все полученные дозные зависимости выходят на некоторые уровни насыщения при высоких значениях повреждающей дозы, достигнутых в реакторе БОР-60;
- ◆ результаты исследований микроструктуры облучённых сталей марок AISI 316 CW и AISI 304 L могут быть использованы для развития механизмов эволюции микроструктуры аустенитных сталей, облучённых до высоких значений повреждающей дозы.

⁵⁴ Петля Франка — это частичная дислокационная петля, вектор Бюргера которой перпендикулярен к её плоскости, образованная путём внедрения или вычитания атомного слоя. — Прим. авт.

Список литературы

1. Maziasz P.J., McHague C.J. Microstructural evolution in annealed austenitic steels during neutron irradiation // *International Materials Reviews*, 1987. V. 32. P. 190–219.
2. Бородин О.В., Воеводин В.Н., Неустроев В.С. и др. Исследование микроструктуры стали X18H10T, облучённой в реакторе БОР-60 // *Атомная энергия*, 1991. Т. 70, вып. 3. С. 159–163.
3. Borodin O.V., Bryk V.V., Neustroev V.S. et al. Microstructural evolution of austenitic stainless steels irradiated in a fast reactor. — 17th International Symposium on Effects of Radiation on Materials, Sun Valley, Idaho, 20–23 June 1994, ASTM STP 1270. — West Conshohocken, Pennsylvania (USA): ASTM International, 1996. P. 817–830.
4. Неустроев В.С., Дворецкий В.Г., Островский З.Е. и др. Исследование микроструктуры и механических свойств стали 08X18H10T после облучения в активной зоне реактора ВВЭР-1000 // *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение*, 2003. Т. 3 (83). С. 73–78.
5. Neustroev V.S., Dvoretzky V.G., Ostrovsky Z.E. et al. Investigation of microstructure and mechanical properties of 18Cr-10Ni-Ti steel irradiated in the core of VVER-1000 reactor — 21th International Symposium on Effects of Radiation on Materials, Tucson, Arizona, 20–23 June 2004, ASTM STP 1447. — West Conshohocken, Pennsylvania (USA): ASTM International, 2004. P. 32–45.
6. Белозёров С.В., Неустроев В.С., Шамардин В.К. Исследование накопления гелия в сталях аустенитного класса для оценки радиационной повреждаемости материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР // *Физика металлов и металловедение*, 2008. Т. 106, № 5. С. 520–526.
7. Porollo S.I., Konobeev Yu.V., Dvoriashin A.M. et al. Void swelling at low displacement rates in annealed 12X18H9T stainless steel at 4–56 dpa and 280–332 °C // *Journal of Nuclear Materials*, 2002. V. 307–311, № 1. P. 339–342.
8. Pokor C., Brechet Y., Dubuisson P. et al. Irradiation damage in 304 and 316 stainless steels: experimental investigation and modeling. Part I: Evolution of the microstructure // *Journal of Nuclear Materials*, 2004. V. 326, № 1. P. 19–29.
9. Renault A.É., Garnier J., Malaplate J., Pokor C. Microstructure and grain boundary chemistry evolution in austenitic stainless steels irradiated in the BOR-60 reactor up to 120 DPA. — *Proceedings 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Water Reactors*, Virginia Beach, Virginia, USA, 23–27 August 2009. — Virginia Beach, Virginia, USA: American Nuclear Society, 2010. P. 1324–1334.

*Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов, В.С. Неустроев, В.К. Шамардин,
Б.З. Марголин⁵⁵, А.А. Сорокин⁵⁵*

РЕАКТОРНЫЕ И ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАЗРАБОТКИ НОВОЙ РАДИАЦИОННО СТОЙКОЙ СТАЛИ ДЛЯ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВОДО-ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Возрастание мощности водо-водяных энергетических реакторов приводит к повышению флюенса нейтронов на элементы внутрикорпусных устройств и, в первую очередь, на элементы выгородки активной зоны реактора. Согласно оценкам специалистов АО «ОКБ "Гидропресс"» за 60 лет эксплуатации максимальная повреждающая доза облучения нейтронами материала

⁵⁵ Сотрудник Федерального государственного бюджетного учреждения «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт" — Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей"».

выгородки реакторов ВВЭР-1000 составляет 100–120 сна, а реакторов ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ — превышает 150 сна. Данное обстоятельство поставило на повестку дня необходимость создания для наиболее облучаемых элементов внутрикорпусных устройств новой, существенно более радиационно стойкой стали, обладающей более высоким запасом стабильности свойств при высоком уровне нейтронного облучения, чем используемая сталь марки 08X18H10T.

В течение последних десяти лет сотрудники ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"» совместно с АО «ГНЦ НИИАР» проводили исследования по изучению влияния нейтронного облучения на служебные характеристики аустенитных сталей и их взаимосвязи с микроструктурой материала и радиационным распуханием [1–5]. Было установлено, что аустенитные стали претерпевают резкое охрупчивание при определённом режиме облучения. Процесс может проходить по различным механизмам, но, независимо от этого, основным параметром, контролирующим резкое снижение пластичности и трещиностойкости материала, является радиационное распухание [2, 4–7]. Кроме того, одной из главных служебных характеристик материалов внутрикорпусных устройств является сопротивление коррозионному растрескиванию. Результаты исследований показали, что при этом основными процессами, приводящими к разрушению, являются низкотемпературная ползучесть, канальное деформирование и наработка гелия и водорода в результате трансмутационных реакций, происходящих в значительной степени в материалах, облучаемых нейтронами с энергетическим спектром, характерным для водо-водяных энергетических реакторов [8]. Такая наработка гелия и водорода в сочетании с радиационно-стимулированной сегрегацией легирующих и примесных элементов приводит к ослаблению прочности границ зёрен.

В результате анализа полученных данных была предложена принципиальная композиция новой радиационно стойкой стали, которая должна обеспечить служебные свойства, требуемые для внутрикорпусной выгородки реактора ВВЭР-1200. Основными характеристиками материала, требуемыми для оценки прочности и работоспособности элементов внутрикорпусных устройств, являются характеристики механических свойств, трещиностойкости, радиационной ползучести, сопротивления коррозионному растрескиванию под облучением, радиационного распухания, фазовой стабильности. Для получения указанных характеристик запланировано нейтронное облучение в реакторах СМ и БОР-60 и последующие послереакторные исследования образцов различных типов из референтной и новой сталей. Полученные данные будут использованы для построения температурно-дозовых зависимостей физико-механических свойств новой стали, предназначенных для расчётного обоснования прочности и работоспособности выгородки реактора ВВЭР-ТОИ.

Известно, что увеличение прочностных характеристик и снижение пластичности и трещиностойкости для аустенитных сталей происходит при облучении нейтронами до повреждающей дозы от 15 до 25 сна. Дальнейшее облучение, если оно не сопровождается появлением и ростом распухания, практически не влияет на эти характеристики [5–7]. Данное обстоятельство позволяет проводить более короткое облучение нового материала, а не до максимальной расчётной повреждающей дозы выгородки реактора ВВЭР-ТОИ за весь период эксплуатации. Для адекватного сравнения новой и используемой сталей, а также получения прогнозных зависимостей механических характеристик и трещиностойкости новой стали при отсутствии распухания достаточно проведения исследований образцов, облучённых до максимальной дозы от 15 до 25 сна.

Для получения представительных данных и сопоставления новой и используемой (марки 08X18H10T) сталей по сопротивлению коррозионному растрескиванию предварительное облучение образцов необходимо проводить в исследовательском реакторе СМ со значительной тепловой составляющей спектра нейтронов с целью накопления гелия до значений, характерных для облучения в водо-водяном энергетическом реакторе.

Дооблучать образцы следует в реакторе БОР-60 при двух значениях температуры облучения: (330 ± 15) и (425 ± 25) °С. В ходе ранее проведённых исследований отмечено, что при температуре (330 ± 15) °С распухание новой стали и стали марки 08X18H10T будет отсутствовать, а при температуре (425 ± 25) °С при повреждающей дозе нейтронов 25–30 сна в стали этих двух видов будет наблюдаться радиационное распухание, которое для стали марки 08X18H10T может достигать четырёх и более процентов [1, 3]. Полученные результаты позволяют

сопоставить данные виды стали по критерию радиационного распухания, а также сопоставить влияние распухания на механические свойства и трещиностойкость обеих сталей, если в стали новой марки будет наблюдаться распухание. Для получения прогнозных зависимостей характеристик новой стали на базе результатов испытаний образцов, облучённых в реакторах различных типов и в ионном ускорителе, будут использоваться разработанные, апробированные и верифицированные физико-механические модели деформирования и разрушения аустенитных сталей [2, 4–7].

Образцы для облучения в реакторах СМ и БОР-60 изготовлены из опытно-модельных поковок референтной (марки 08X18H10T) и новой сталей. В настоящее время уже начато облучение трёх типов образцов:

- ◆ гладких цилиндрических образцов на одноосное растяжение с длиной рабочей части 15 и диаметром 3 мм;
- ◆ призматических образцов на трёхточечный изгиб;
- ◆ трубчатых газонаполненных образцов для определения характеристик радиационной ползучести.

Облучение проводят в канале № 3 отражателя реактора СМ в дистиллированной воде при постоянной температуре около 325 °С. После достижения требуемой повреждающей дозы часть образцов будет перегружена в облучательные устройства реактора БОР-60 для продолжения облучения. В результате исследования облучённых по программе образцов будут получены данные: по физико-механическим свойствам, характеристикам радиационной ползучести и распухания, сопротивлению коррозионному растрескиванию, фазовой стабильности. Облучение и исследование образцов планируется завершить до конца 2021 года.

Список литературы

1. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Неустроев В.С. и др. К вопросу о радиационном распухании и радиационном охрупчивании аустенитных сталей. Часть 1. Экспериментальные результаты // Вопросы материаловедения, 2009. № 2 (58). С. 89–98.
2. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Неустроев В.С. и др. Там же. Часть II. Физические и механические закономерности охрупчивания // Вопросы материаловедения, 2009. № 2 (58). С. 99–111.
3. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Неустроев В.С. и др. Охрупчивание и трещиностойкость высокооблучённых аустенитных сталей для элементов внутрикорпусных устройств ВВЭР. Сообщение 1. Связь радиационного распухания с радиационным охрупчиванием — экспериментальные результаты // Проблемы прочности, 2009. № 6. С. 5–16.
4. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Неустроев В.С. и др. Там же. Сообщение 2. Связь радиационного распухания с радиационным охрупчиванием — физические и механические закономерности // Проблемы прочности, 2010. № 2. С. 25–38.
5. Сорокин А.А., Марголин Б.З., Неустроев В.С. и др. Влияние нейтронного облучения на механические свойства материалов внутрикорпусных устройств реакторов типа ВВЭР // Вопросы материаловедения, 2011. № 2 (66). С. 131–152.
6. Минкин А.И., Марголин Б.З., Смирнов В.И., Сорокин А.А. Развитие модели для прогнозирования статической трещиностойкости аустенитных материалов в условиях нейтронного облучения // Там же, 2013. № 3 (75). С. 107–119.
7. Margolin B., Sorokin A., Smirnov V., Potapova V. Physical and mechanical modeling of neutron irradiation effect on ductile fracture. Part 1. Prediction of fracture strain and fracture toughness of austenitic steels // Journal of Nuclear Materials, 2014. V. 452, issues 1–3. P. 595–606.
8. Марголин Б.З., Федорова В.А., Филатов В.М. Метод оценки долговечности внутрикорпусных устройств ВВЭР по критерию инициации межкристаллитного коррозионного растрескивания облучённых аустенитных сталей // Вопросы материаловедения, 2010. № 3 (63). С. 105–118.

А.В. Бурукин, В.С. Неустроев, Б.З. Марголин⁵⁶, А.А. Сорокин⁵⁶

⁵⁶ Сотрудник Федерального государственного бюджетного учреждения «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт" — Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей".

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СБОРОК ЭТВС-4 И ЭТВС-5 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600

Для обоснования технических проектов тепловыделяющих элементов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом для реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 осуществляют изготовление, испытания в реакторе БН-600 и послереакторные исследования экспериментальных тепловыделяющих сборок, содержащих твэлы со СНУП-топливом в различном конструктивном исполнении и с оболочками из разных материалов. Сборки ЭТВС-4 и ЭТВС-5 — первые экспериментальные тепловыделяющие сборки, полностью укомплектованные твэлами реакторов типа БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 соответственно (табл. 2.5).

Таблица 2.5

**Основные технические характеристики и эксплуатационные параметры
твэлов сборок ЭТВС-4 и ЭТВС-5**

Характеристика твэла	ЭТВС-4	ЭТВС-5
Время работы на мощности, эфф. сут	589,2	
Максимальное выгорание топлива, % т. а.	5,0	3,8
Максимальная линейная тепловая мощность топлива, кВт/м	47,3	39,9
Повреждающая доза в стали, сна	58,5	47,5
Максимальная температура оболочки твэла, °С	625	582
Номинальная длина твэла, мм	2 075	2 050
Номинальная длина топливного сердечника, мм	850	1 100
Массовая доля плутония в смеси урана и плутония в СНУП- топливе, %	11,5	9,8
Номинальный диаметр твэла, мм	9,3	9,7
Номинальная толщина оболочки, мм	0,6	0,5
Сталь, используемая для исследований	Сталь марки	
Материал оболочки твэла	07Х16Н19М2Г2БТР-ИД х.д. (ЭК164-ИД х.д.)	16Х12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш)

Все твэлы и сами сборки сохранили свою целостность, первоначальную форму и герметичность; каких-либо повреждений или особенностей состояния твэлов при разборке и последующей визуальной инспекции не обнаружено. Максимальное увеличение длины исследованных твэлов по сравнению с номинальным значением для твэлов сборки ЭТВС-4 и ЭТВС-5 составило 6,3 и 2,2 мм соответственно.

По результатам гамма-сканирования твэлов (рис. 2.14) делящиеся компоненты равномерно распределены по длине топливного сердечника, миграции цезия из активной части в нижний торцевой экран не наблюдали (сборка ЭТВС-5) либо она была несущественной (сборка ЭТВС-4). Увеличение длины топливных сердечников по данным гамма-сканирования составило от 2 до 10 мм для твэлов сборки ЭТВС-4 и от 6 до 9 мм — для твэлов сборки ЭТВС-5.

Выход газообразных продуктов деления из топлива под оболочку твэлов составил от 2,4 до 8,6 % (сборка ЭТВС-4) и от 1,3 до 5,6 % (сборка ЭТВС-5) от образовавшегося количества этих элементов. Отсутствие существенной миграции цезия из топливного сердечника в нижний торцевой экран и полученные значения выхода ксенона под оболочку указывают на относительно низкий уровень температуры топлива, при котором атермический механизм был основным механизмом выхода газообразных продуктов деления.

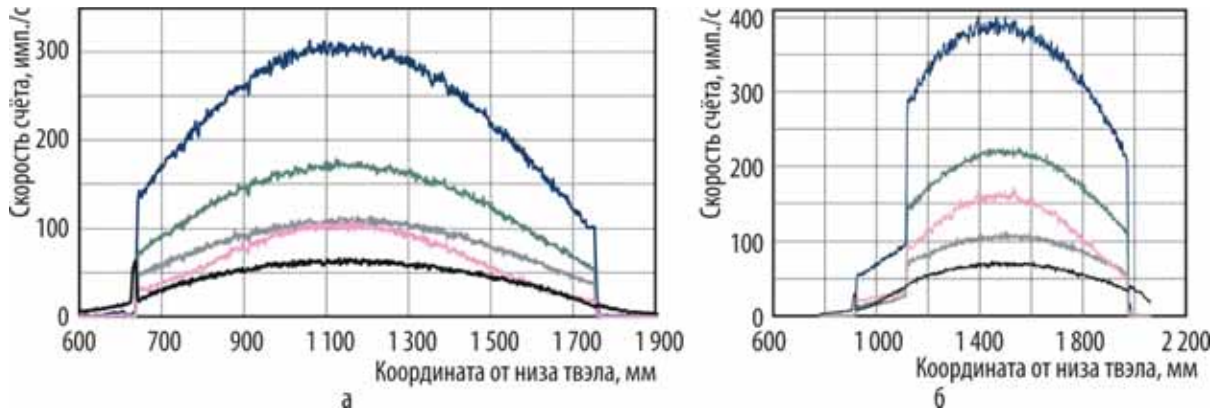


Рис. 2.14. Типичное распределение продуктов деления по длине твэлов сборок ЭТВС-4 (а) и ЭТВС-5 (б): цезия-137 (—), рутения-106 (—), ниобия-95 (—), цезия-134 (—), марганца-54 (—)

По результатам металлографических исследований в некоторых сечениях твэлов сборки ЭТВС-4 зазор между топливом и оболочкой в холодном состоянии исчез. Однако при сравнении среднего по четырём азимутальным ориентациям значения диаметра твэлов с данными по измерению зазора между топливом и оболочкой видно, что увеличения диаметра из-за прямого механического взаимодействия топлива с оболочками не было. Во всех сечениях твэлов сборки ЭТВС-5 зазор между топливом и оболочкой в холодном состоянии сохранился. Результаты профилометрии твэлов сборки ЭТВС-5 также указывают на отсутствие прямого механического взаимодействия топлива с оболочкой в рабочих условиях.

Состояние микроструктуры топлива характеризуется наличием технологических пор, начало формирования газовой пористости отмечено только в центральной части топливных таблеток (рис. 2.15).

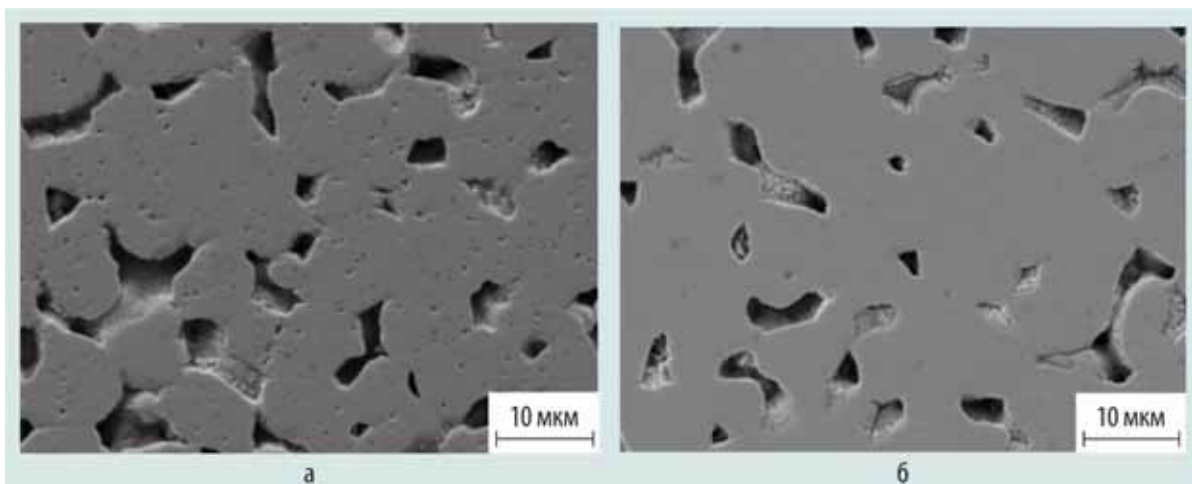


Рис. 2.15. Типичное изображение микроструктуры топлива в центре (а) и на краю (б) топливной таблетки твэла сборки ЭТВС-5

Радиационное распухание СНУП-топлива определяли двумя способами: по изменению плотности и увеличению диаметра таблеток с учётом роста длины топливного сердечника. В сечениях твэлов вблизи максимального значения выгорания средняя скорость объёмного распухания составила $(1,9 \pm 0,1) \% / 1 \%$ выгорания в сборке ЭТВС-4 и $(2,0 \pm 0,2) \% / 1 \%$ выгорания в сборке ЭТВС-5. По результатам металлографических исследований поперечных сечений твэлов сборок ЭТВС-4, ЭТВС-5 коррозионное состояние оболочек удовлетворительное, коррозия преимущественно локализована на небольших участках по периметру внутренней поверхности оболочки, максимальная зарегистрированная глубина зоны поражения не превышает 50–60 мкм (рис. 2.16).

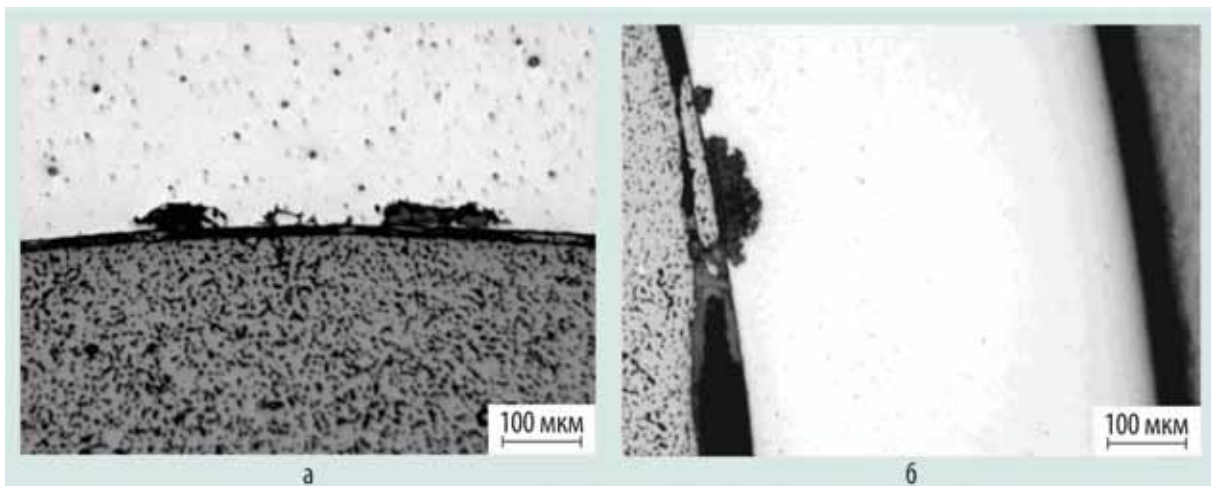


Рис. 2.16. Типичный вид коррозионного поражения оболочек твэлов сборок ЭТВС-4 (а) и ЭТВС-5 (б)

Значения характеристик прочности и пластичности материала оболочек твэлов сборки ЭТВС-4, полученные при механических испытаниях кольцевых и продольных сегментных образцов при рабочих значениях температуры, остались на удовлетворительном уровне. Результаты испытаний продольных сегментных образцов оказались более высокими. На всех уровнях по высоте активной части предел прочности в 1,5–2 раза и относительное удлинение примерно в два раза выше в продольных образцах, чем в кольцевых (рис. 2.17). Образцы из верхнего уровня активной части твэла, испытанные при температуре, равной 680 °С, — расчётной максимальной температуре оболочки, с учётом неопределённости параметров показали также высокий запас прочности и пластичности.

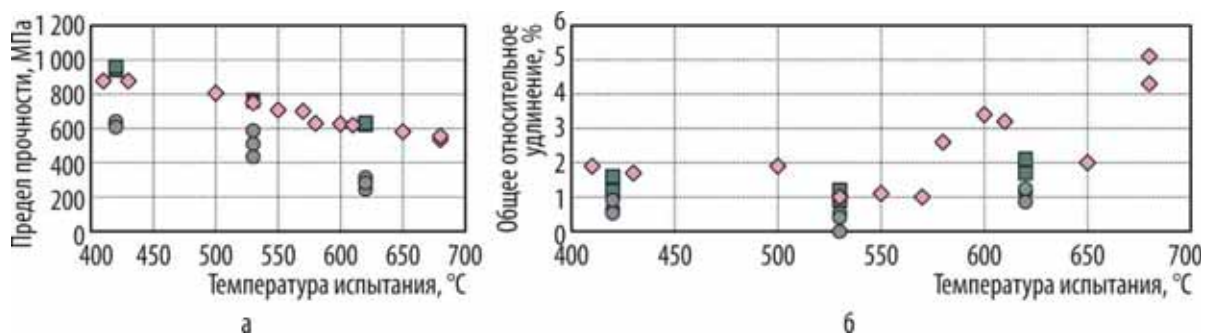


Рис. 2.17. Характеристики прочности (а) и пластичности (б) оболочек твэлов сборки ЭТВС-4, полученные испытанием на растяжение кольцевых и продольных сегментных образцов при номинальных рабочих и повышенных значениях температуры: ● и ■ — кольцевые и продольные образцы, твэл № 27; ◆ — продольные образцы, твэл № 19

Результаты механических испытаний оболочек твэлов сборки ЭТВС-5, полученные с применением продольных сегментных образцов, а также трубчатых образцов, нагружаемых внутренним давлением, свидетельствуют о наличии значительного запаса пластичности материала во всех исследованных сечениях по длине оболочки твэла (рис. 2.18, 2.19).

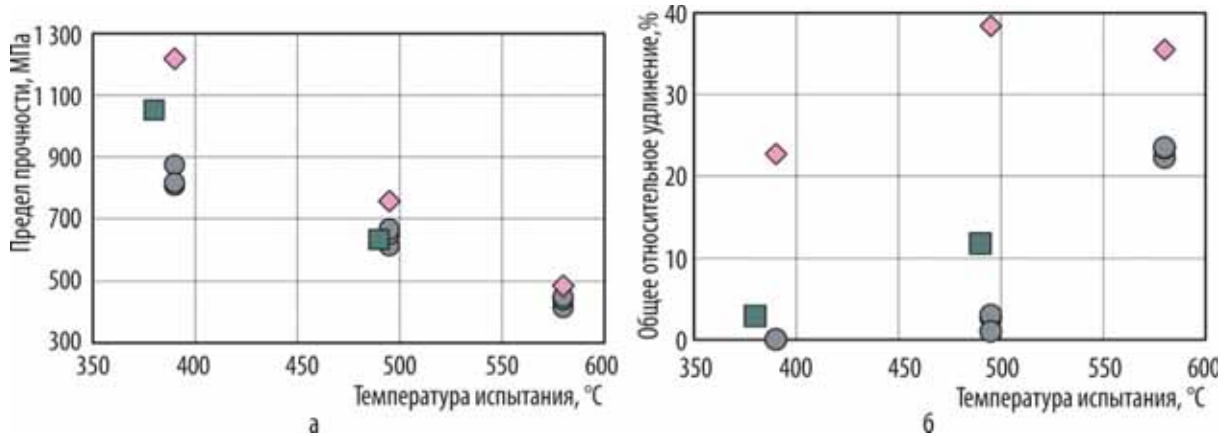


Рис. 2.18. Характеристики прочности (а) и пластичности (б) оболочки твэла № 32 сборки ЭТВС-5, полученные испытанием на растяжение кольцевых (●), продольных сегментных (■) и продольных трубчатых (◆) образцов при номинальных рабочих и повышенных значениях температуры

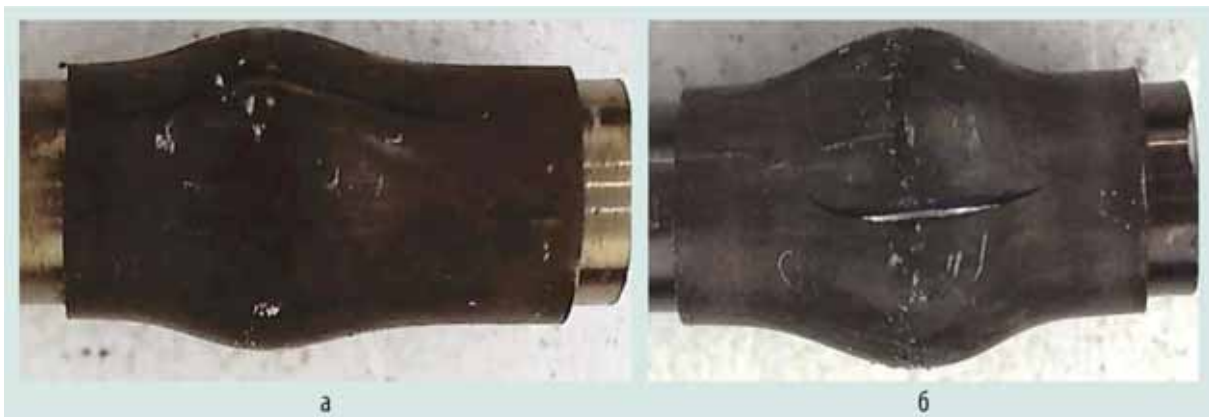


Рис. 2.19. Внешний вид трубчатых образцов, испытанных при температуре 390 (а) и 495 °С (б)

Все выявленные особенности в состоянии топлива, оболочек и твэлов в целом не повлияли на их работоспособность при достигнутых параметрах эксплуатации. Твэлы сборок ЭТВС-4 и ЭТВС-5 сохранили работоспособность, их ресурс не исчерпан.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин,
Д.В. Харьков, П.И. Гринь, А.В. Строжук,
А.В. Беляева, С.С. Сагалов*

ХАРАКТЕРИСТИКИ ГИДРИДОВ В КОНСТРУКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТАХ ОБЛУЧЁННЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА ВВЭР-1000 И ИХ ВЛИЯНИЕ НА ИЗМЕНЕНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ

Разрушающие послереакторные исследования конструктивных элементов сборок ТВСА-АЛЬФА, отработавшей три кампании до выгорания 42 МВт-сут/кгU, и ТВСА-5М, отработавшей пять кампаний до выгорания 59,4 МВт-сут/кгU, включали в себя определение механических свойств и содержания водорода, металлографические исследования материала труб направляющих каналов и центральной трубы на нескольких участках по длине труб. Механические свойства труб направляющих каналов и центральной трубы были определены в поперечном и продольном направлениях (кольцевые и сегментные образцы) при комнатной и рабочей температуре испытаний (320 °С). Получены следующие результаты: при рабочей температуре испытания свойства труб направляющих каналов и центральной трубы как в поперечном направлении, так и в продольном находятся на хорошем уровне на всех участках по длине труб. Значения предела текучести материала труб данных тепловыделяющих сборок в продольном и поперечном направлениях составляют 610–700 и 520–650 МПа соответственно. Равномерное удлинение в продольном и поперечном направлении равно 1,2–2,8 и 1–2,2 % соответственно.

При комнатной температуре испытания механические свойства труб направляющих каналов и центральной трубы в продольном направлении также находятся на хорошем уровне на всех высотных отметках. Значения предела текучести материала труб обеих тепловыделяющих сборок в продольном направлении составляют 770–850 МПа, а равномерное удлинение — 1,2–3,5 %. Однако при комнатной температуре испытания кольцевых образцов (поперечное направление) для высотных участков труб от 2 000 до 3 350 мм наряду с результатами, соответствующими пластическому характеру разрушения образцов, были получены результаты испытаний, диаграммы которых соответствовали хрупкому характеру разрушения. Все механические испытания проводили на современной универсальной испытательной машине, на которой перед началом испытаний была выполнена первичная поверка и аттестованы методики механических испытаний как кольцевых, так и сегментных образцов. Таким образом, собственно результаты механических испытаний не вызывали сомнения. Для выяснения причины хрупкого характера разрушения некоторых кольцевых образцов при комнатной температуре испытания были проведены фрактографические исследования поверхности разрушения испытанных образцов, измерено содержание водорода в фрагментах этих образцов, а также проведены металлографические исследования на фрагментах разрушенных образцов для определения содержания водорода и определения ориентации гидридов.

Фрактографические исследования поверхности разрушения проводили на сканирующем электронном микроскопе при ускоряющем напряжении 20 кВ. Металлографические исследования проводили в соответствии со стандартом предприятия «Методика металлографического анализа структуры (СТП 086-372-2014)». Содержание водорода в образцах направляющих каналов и центральной трубы определяли методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа-носителя на установке газового анализа с использованием газоанализатора. Изображения поверхности разрушения кольцевых образцов после механических испытаний при комнатной температуре показаны на рис. 2.20 и 2.21 (координата вырезки образца равна 3 056 мм и 2 000 мм соответственно). Диаграммы механических испытаний данных образцов соответствовали хрупкому разрушению. Как видно на приведённых рисунках, рельеф поверхности разрушения кольцевых образцов сильно развит, области хрупкого разрушения

чередуются с участками пластичного разрушения, где разрушение происходило по механизму порообразования.

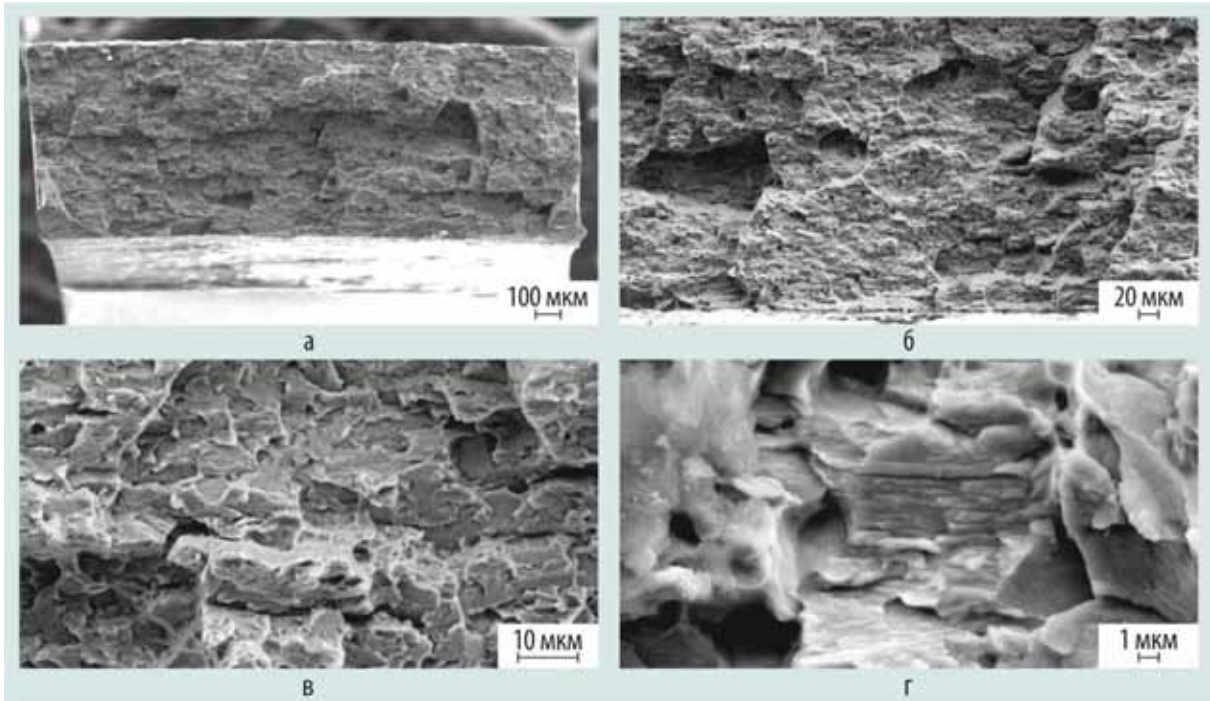


Рис. 2.20. Изображения поверхности разрушения кольцевого образца трубы направляющего канала сборки ТВСА-5М (координата вырезки 3 056 мм) при увеличении микроскопа: $\times 130$ (а), $\times 503$ (б), $\times 3\ 040$ (в) и $\times 10\ 040$ (г)

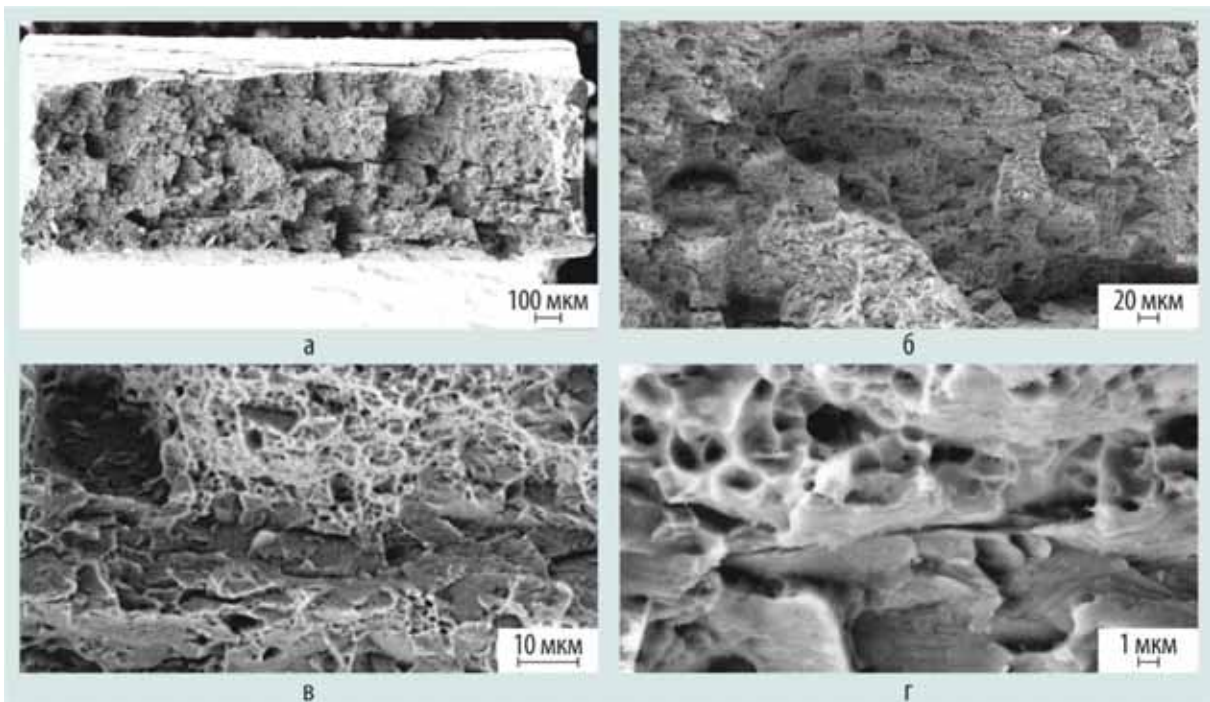


Рис. 2.21. Изображения поверхности разрушения кольцевого образца трубы направляющего канала сборки ТВСА-АЛЬФА при увеличении микроскопа: $\times 130$ (а), $\times 507$ (б), $\times 3\ 030$ (в) и $\times 10\ 120$ (г)

На рис. 2.22, 2.23 показана микроструктура фрагментов разрушенных кольцевых образцов, поверхность разрушения которых видна на рис. 2.20 и 2.21. В материале труб направляющих каналов при комнатной температуре присутствует большое количество протяжённых гидридов

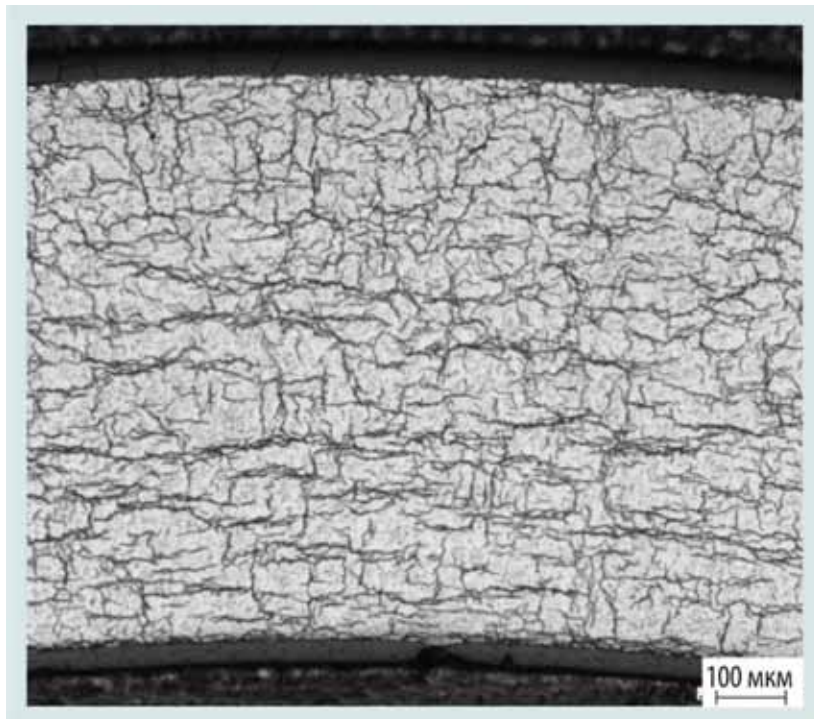


Рис. 2.22. Микроструктура после травления фрагмента разрушенного кольцевого образца (поперечное сечение направляющего канала ТВСА-5М, координата вырезки 3 056 мм)

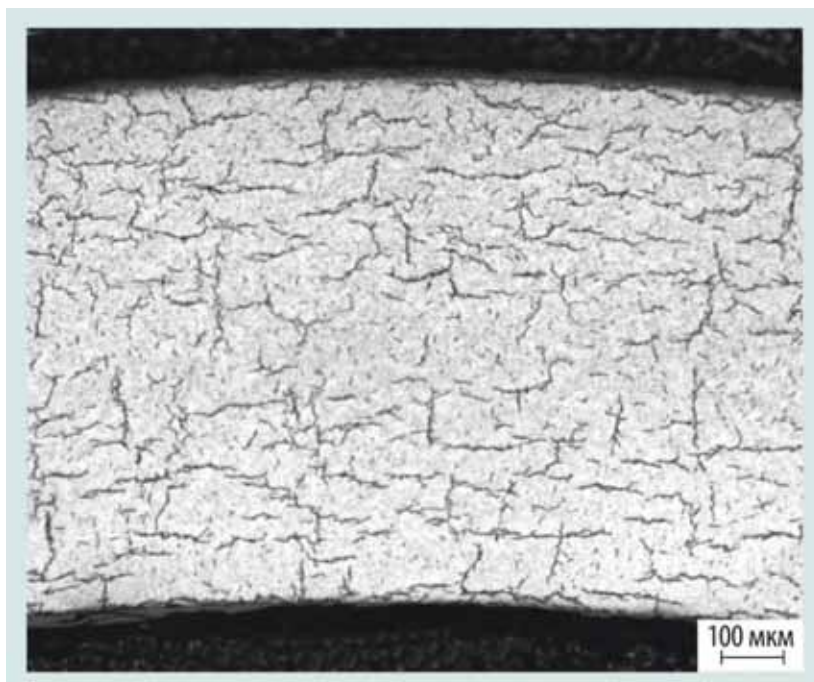


Рис. 2.23. Микроструктура после травления фрагмента разрушенного кольцевого образца (поперечное сечение направляющего канала ТВСА-АЛЬФА, координата вырезки 2 000 мм)

как тангенциального, так и радиального направления. Можно без труда найти области почти сплошного перехода по гидридам от наружной поверхности трубы к внутренней. Приведённые изображения микроструктуры и поверхности разрушения кольцевых образцов при комнатной температуре испытания однозначно свидетельствуют о причинах хрупкого разрушения по радиально ориентированным гидридам.

Измеренная массовая доля водорода в металле фрагментов разрушенных образцов была равна 0,0184 и 0,0084 % соответственно. При проведении измерений массовой доли водорода на других образцах трубы направляющего канала сборки ТВСА-АЛЬФА, соответствующих этому же высотному уровню, было получено значение — 0,0099 %. Это означает, что содержание водорода, равное приблизительно 0,01 %, соответствует содержанию водорода на данном высотном уровне в этой трубе направляющего канала. На рис. 2.24 показано изображение микроструктуры поперечного сечения трубы направляющего канала сборки ТВСА-АЛЬФА на этом же высотном уровне.

Как видно из сравнения микроструктур, показанных на рис. 2.23 и 2.24,

концентрация, размер и ориентации гидридов на них подобны. Таким образом, на любом кольцевом образце труб направляющего канала и центральной трубы, вырезанном на высотной отметке от 2 000 до 3 350 мм при комнатной температуре испытания можно получить диаграмму хрупкого разрушения, что определяется ориентацией значительной части протяжённых гидридов в радиальном направлении.

Хрупкое разрушение связано не с локальным изменением ориентации гидридов или с аномальным увеличением содержания водорода в месте разрушения, а связано с концентрацией водорода и неблагоприятной ориентацией гидридов на значительном по длине конструктивных элементов участке.

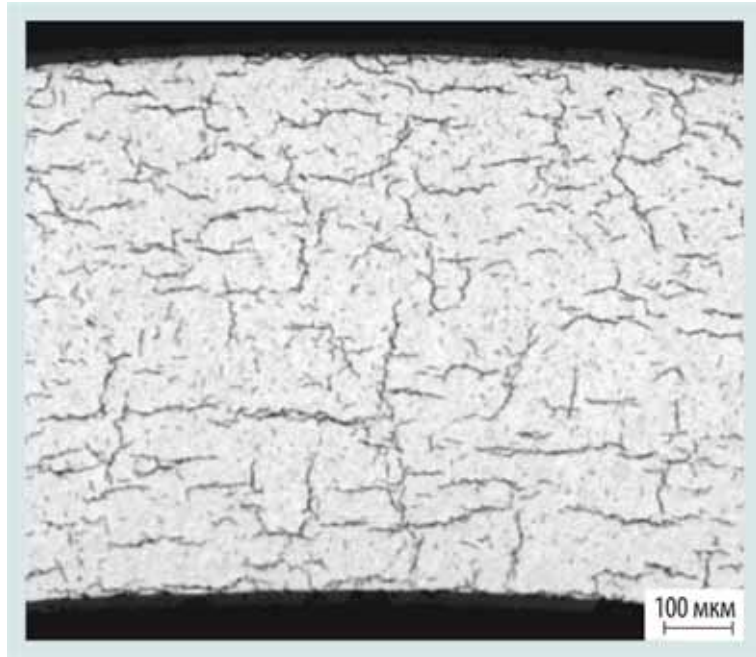


Рис. 2.24. Микроструктура поперечного сечения направляющего канала наружного ряда сборки ТВСА-АЛЬФА, (координата вырезки 1 900 мм)

*Ю.Д. Гончаренко, Е.В. Чертопятов,
Л.А. Евсеев, Г.В. Шишалова, Р.Т. Семёнкина*



СОЛНЕЧНЫЙ ОРЁЛ ИЛИ ОРЁЛ-МОГИЛЬНИК

Aquila heliaca (Savigny, 1809)
Отряд соколообразных (Falconiformes)
Семейство ястребиных (Accipitridae)

Малочисленный, местами обычный гнездящийся перелётный вид. Занесён в Красную книгу России и Ульяновской области и Международный список глобально редких птиц. Солнечный орёл является официальным природным символом Ульяновской области: гнездование достоверно установлено в Ульяновском, Сенгилеевском, Сурском, Радищевском, Старокулаткинском, Николаевском, Тереньгульском, Вешкаймском, Майнском, Старомайнском, Чердаклинском, Мелекесском и Новомалыклинском районах

Для сохранения поволжской популяции солнечных орлов и популяризации природного символа Ульяновской области было установлено онлайн-наблюдение за гнездовой жизнью этих птиц:
<https://www.mdcon.com/tv/camera/100-8/k2M8h3pORfXAOEWMW0?lang=ru>



**ИССЛЕДОВАНИЯ
И РАЗРАБОТКИ
ЭЛЕМЕНТОВ
ТОПЛИВНОГО
ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ**

В 2018 году в отделении радиохимических технологий выполнен широкий спектр научно-исследовательских, опытно-конструкторских и технологических работ, связанный с экспериментальной проверкой отдельных операций по переработке отработавшего ядерного топлива, его рефабрикации, обращению с радиоактивными отходами, а также по разработке методик аналитического сопровождения данных процессов. Как и в предыдущие годы, основные усилия были сконцентрированы на работах для обоснования технологий проекта «Прорыв». При проведении экспериментов по совершенствованию технологии производства смешанного нитридного ураноплутониевого топлива с младшими актинидами изготовлены экспериментальные партии таблеток и определено изменение содержания младших актинидов на различных технологических переделах. Достигнуто содержание нептуния и америция, равное 0,4 и 0,6 % от суммы изотопов урана, плутония и нептуния, что позволяет сделать очередной шаг к получению топлива реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 равновесного состава. В 2019 году запланировано продолжение экспериментальных работ с повышенным содержанием актинидов в смешанном нитридном топливе.

В целях совершенствования процессов гидрометаллургической технологии переработки отработавшего ядерного топлива было продолжено изучение перспективных экстракционных систем для извлечения трансплутониевых элементов из рафинатов Пьюрекс-процесса. Проведён анализ распределения компонентов модельных растворов по потокам экстракционной схемы на основе экстрагента TODGA-Ф-3. Показано влияние полученной экстрагентом дозы внутреннего радиационного поражения на коэффициент распределения как америция, так и редкоземельных элементов. В условиях защитной камеры проведены исследования по распределению таких компонентов облучённого ядерного топлива, как уран, плутоний, нептуний по потокам экстракционной системы, на растворах отработавшего волоксидированного смешанного нитридного ураноплутониевого ядерного топлива в азотной кислоте. В ходе данного эксперимента уточнено распределение плутония, урана, нептуния, технеция, лантана, церия, цезия, стронция, циркония, молибдена, палладия, родия, рутения по ступеням экстракционной схемы, что послужило основанием для дальнейшего совершенствования технологии экстракционной переработки отработавшего ядерного топлива в проекте «Прорыв».

В АО «ГНЦ НИИАР» была изготовлена модернизированная лабораторная установка СВЧ-денитрации и доказана её работоспособность на растворе уранил-нитрата. Для обоснования необходимости использования операции СВЧ-денитрации в рамках разрабатываемой технологии переработки отработавшего смешанного нитридного ураноплутониевого ядерного топлива в 2018 году были выполнены тестовые эксперименты по уточнению режимов получения оксидного топлива заданного состава. В ходе выполнения работы по получению порошков диоксидов урана и плутония заданного состава методом денитрации были наработаны партии порошка, доля диоксидов урана и плутония в которых составила более 99 %. Результаты проведённых экспериментальных работ, позволившие уточнить режимы проведения операций денитрации микроволновым излучением, будут использованы при проектировании модуля переработки данного топлива на модуле переработки опытно-демонстрационного энергокомплекса.

Проведён значительный объём экспериментальных работ для обоснования пирохимической части комбинированной схемы переработки отработавшего ядерного топлива. Экспериментально проверен процесс вторичного восстановления МОКС-топлива при различных значениях тока. Был определён состав продуктов восстановления: подтверждено присутствие металлических следов и следов оксидных фаз; карбидной фазы не обнаружено. Во всех экспериментах достигнуто восстановление оксидов до металлического состояния со степенью конверсии 84 % — для таблетки из диоксида урана и 97–98 % — для таблеток МОКС-топлива. При разработке пирохимической части комбинированной технологии переработки ядерного топлива проведены эксперименты:

- ◆ по мягкому хлорированию смешанного нитридного ураноплутониевого модельного ядерного топлива с продуктами деления и младшими актинидами;
- ◆ осаждению из полученных расплавов МОКС-модельного ядерного топлива;

- ◆ фильтрации полученных смесей расплавов и осадков;
- ◆ изготовлению заданного ядерного топлива волоксидацией смешанного нитридного ураноплутониевого модельного ядерного топлива с продуктами деления и младшими актинидами;
- ◆ изготовлению уранового и ураноплутониевого модельного ядерного топлива;
- ◆ анодной поляризации уранового модельного ядерного топлива и электрорафинированию данного топлива;
- ◆ фильтрации хлоридных расплавов с осадками;
- ◆ экспериментальному обоснованию транспортировки солевого расплава по необогреваемому трубопроводу.

Были разработаны исходные данные на ряд аппаратов схемы, технические задания на экспериментальные образцы аппаратов, на систему подготовки и очистки инертных газовых сред типового бокса с инертной атмосферой. Рабочая конструкторская документация разработана на экспериментальный образец аппарата мягкого хлорирования и скорректирована на экспериментальный электролизёр для проведения металлизации и на радиационно-защитную камеру с инертной атмосферой для экспериментов с использованием нитрида урана. Полученные результаты используют при разработке пирохимической части комбинированной схемы переработки отработавшего ядерного топлива проектного направления «Прорыв».

В рамках международного сотрудничества продолжали выполнение договора с японской фирмой «Марубени Ютилити Сервисез, Лтд.» по изготовлению циркониево-америциевого гидрида и определению его характеристик. Проведён комплекс исследований по получению и изучению фазового и химического составов имитационного сплава неодима, циркония, железа и алюминия и гидрида на основе этого сплава методами рентгеновского дифракционного анализа, оптической и сканирующей электронной микроскопии, микрорентгеноспектрального анализа. Необходимый для экспериментов металлический америций был получен восстановлением диоксида америция в расплавленной соли хлорида и оксида лития и использован для изготовления таблеток из сплава америция, циркония, железа и алюминия.

Расширением деятельности отделения стало участие в работах по обоснованию безопасного обращения с обломками топлива АЭС «Фукусима-Дайичи». Целью проекта является разработка и экспериментальное обоснование прогнозной модели изменения основных свойств топливосодержащих материалов, образовавшихся после аварии, для дальнейшего обоснования перед регулирующим органом проектных решений по извлечению, транспортировке, контейнерному хранению указанных материалов. Для достижения данной цели необходимо разработать, изготовить и испытать модельные топливосодержащие материалы АЭС «Фукусима-Дайичи». В конце 2018 года начата экспериментальная серия по ускоренной деградации имитаторов топливных обломков.

В ходе реализации проекта «Прорыв» в институте изучена радиационная и гидролитическая устойчивость магниево-калиево-фосфатной матрицы, разрабатываемой для иммобилизации углерода-14 — одного из продуктов переработки смешанного нитридного ураноплутониевого топлива. Образцы этой матрицы, содержащие в своём составе карбонат кальция с массовой долей 20 и 40 % как форму отходов, фиксирующую углерод-14, были подвергнуты облучению ускоренными электронами с энергией до 2,5 МэВ до значений поглощённой дозы излучения $1 \cdot 10^6$, $1 \cdot 10^7$ и $1 \cdot 10^8$ Гр. Установлено, что деструкция целевых фаз начинается при дозе $1 \cdot 10^7$ Гр вплоть до полного их разложения при накоплении дозы $1 \cdot 10^8$ Гр. После накопления данной дозы значительного увеличения скорости выщелачивания для всех исследуемых катионов из радиационно-повреждённых образцов не установлено. Была оценена продолжительность геологического хранения матрицы до полного разложения основных фаз, фиксирующих углерод-14. Продолжены работы по радиохимическому анализу смешанного нитридного ураноплутониевого ядерного топлива. Проведён радиохимический анализ данного топлива, облучённого в реакторе БН-600 в составе комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки № 7. Получены результаты по изотопному составу и массовому содержанию нуклидов урана, плутония, неодима;

рассчитана глубина выгорания этого топлива. Обоснованы подходы к определению удельной активности рутения-106, углерода-14 в отработавшем смешанном нитридном ураноплутониевом ядерном топливе; проведена метрологическая аттестация первой в России методики определения удельной активности трития в этом топливе.

В рамках реализации аванпроектов проведены исследования по обоснованию методов межгруппового и внутригруппового разделений актиноидов и лантаноидов с использованием жидкометаллических катодов. Показана возможность эффективного разделения актинидов и лантанидов. Предложенная технология разделения может быть использована для эффективной утилизации отработавшего ядерного топлива, снижения радиотоксичности и контролируемого срока хранения высокоактивных отходов, а также для получения высокочистых соединений лантанидов. Изучена принципиальная возможность создания в АО «ГНЦ НИИАР» производства изотопа бора-11 облучением бора-10 в ядерном реакторе с последующей радиохимической переработкой и показана конкурентоспособность такого производства. Дана оценка возможности получения активационным способом молибдена-99 с высокой удельной активностью без носителя или с небольшим его количеством с использованием эффекта Сцилларда-Чалмерса⁵⁷, основанном на подборе химической формы и параметров облучения, обеспечивающих выход радиоактивных нуклидов, образующихся при ядерной (n, γ)-реакции в отделяемую фазу с удельной активностью не менее $7,4 \cdot 10^{12}$ Бк/г (200 Ки/г). Подготовлено техническое задание на эксперимент по проверке применимости процесса получения активационного молибдена-99 с использованием эффекта Сцилларда-Чалмерса для получения высокой активности препарата: более $7,4 \cdot 10^{12}$ Бк/г (200 Ки/г). По результатам работы рекомендуется провести указанный эксперимент с последующим созданием дорожной карты по выводу препарата на рынок и организацией его производства. В ходе выполнения аванпроекта «Разработка и обоснование технологии гетерогенного выжигания младших (минор) актиноидов в реакторе на быстрых нейтронах» специалистами отделения радиохимических технологий совместно со специалистами реакторного исследовательского комплекса проведён сбор и анализ информации о современном состоянии научных и технологических проработок в России и мире по обращению с младшими актинидами. В настоящее время отсутствует единый целостный подход к обращению с младшими актинидами, включающий в себя трансмутацию в реакторах на быстрых нейтронах, специальных реакторах-выжигателях, длительное хранение и прочее. Накоплен значительный объём знаний по свойствам младших актиноидов, требующий уточнения в отдельных областях. Расположенная на площадке НИИАРа экспериментальная база и инфраструктура позволяют провести полный цикл научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ: выделение младших актиноидов и изготовление на их основе мишеней; облучение этих мишеней в различных спектрах реактора БОР-60; проведение послереакторных исследований облучённых гетерогенных мишеней. По результатам выполнения проекта планируется показать возможность широкомасштабного гетерогенного выжигания младших актиноидов в реакторах на быстрых нейтронах. Проект рекомендован к включению в единый отраслевой тематический план с финансированием с 2019 года.

При решении задач по переработке ураносодержащих материалов исследован процесс их растворения в кислотных и карбонатных системах. Установлено, что более 99 % ураносодержащего осадка переходит в раствор. Исследовано поведение урана и продуктов деления в пероксидной, оксалатной, карбонатной и ацетатной системах; определены коэффициенты очистки урана от продуктов деления. Проведена опытная переработка реальных ураносодержащих осадков в условиях защитной камеры.

С.В. Абрамов, С.С. Погляд

⁵⁷ Сциллард Л. и Чалмерс Т. — физики, основоположники современной ядерной физики, первыми показали, что радиационный захват нейтронов сопровождается своеобразными химическими эффектами, которые могут быть использованы с целью обогащения радиоактивных изотопов. — Прим. ред.

ИЗВЛЕЧЕНИЕ УРАНА ИЗ ОТХОДОВ ПРОИЗВОДСТВА МОЛИБДЕНА-99 ЭКСТРАКЦИОННЫМ МЕТОДОМ

Экстракцию — один из основных процессов химической технологии — широко применяют для извлечения урана из растворов после выщелачивания из рудного сырья и выделения урана как ценного компонента из облучённого ядерного топлива. Однако постоянно ведутся исследования по улучшению технологии, включающие в себя уменьшение объёма отходов, улучшение экономических показателей, повышение концентрации урана при реэкстракции.

В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» накоплено значительное количество ураносодержащих отходов различного происхождения, включая отходы, полученные от производства молибдена-99. Переработка этих отходов позволяет вернуть уран в технологический цикл, а также сократить количество высокоактивных отходов.

После растворения отходов, содержащих уран, проводили экстракцию в полупротивоточном режиме: порцию исходного раствора урана последовательно контактировали со свежими порциями раствора трибутилфосфата с массовой долей 30 % в декане. Перед экспериментами данный раствор очищали от продуктов гидролиза промывкой его раствором карбоната натрия с массовой долей 10 % и водой (рис. 3.1).

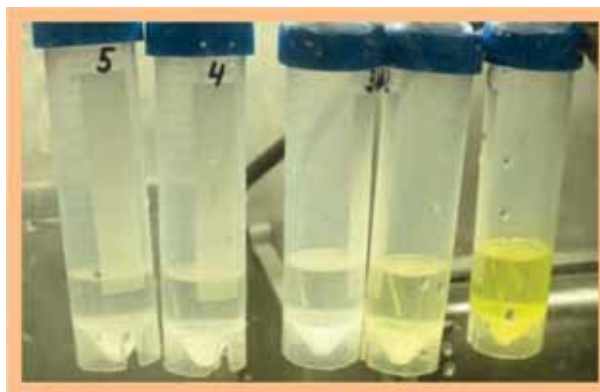


Рис. 3.1. Органические растворы после экстракции

Результаты полупротивоточной экстракции урана по ступеням экстракции урана и примесных элементов приведены в табл. 3.1.

Таблица 3.1

Коэффициенты распределения урана и примесей в зависимости от количества экстракций

Элемент	Номер ступени экстракции				
	1	2	3	4	5
	Степень извлечения урана, %				
	95,6	99,5	99,7	99,9	
Уран	22	10	3,2	1	0,8
Ниобий-95	–	0,01	0,02	0,04	–
Цирконий-95	0,006	0,04	0,03	0,02	0,04
Сурьма-125	0,004	–	0,06	0,00	0,00
Цезий-137	0,0007	–	0,03	–	–
Лантан-140	–	0,01	0,02	–	0,03
Церий-141	0,021	0,02	–	0,02	0,03
Кобальт-58	0,0004	0,01	0,02	0,07	0,06
Европий-155	0,0008	0,01	0,03	0,02	0,04

Увеличение коэффициентов распределения примесей на второй и последующих ступенях экстракции, как это видно из табл. 3.1, можно объяснить отсутствием высаливающего действия урана, так как после первой экстракции в рафинате остаётся 4,4 % урана. Результаты экспериментов подтвердили, что наилучшая очистка урана от примесей происходит при степени насыщения экстрагента ураном, равной 70 %.

Коэффициенты очистки урана от примесей на первой ступени экстракции:

Кобальт-58	$1,6 \cdot 10^3$
Ниобий-95	$1,5 \cdot 10^2$
Цирконий-95	10^2
Сурьма-125	Более 10^3
Цезий-137	10^3
Лантан-140.....	Более 10^4
Церий-141.....	Более 10^4
Церий-144.....	Более 10^4
Европий-152	$8,3 \cdot 10^2$
Европий-154	$8,3 \cdot 10^2$
Европий-155.....	$8,3 \cdot 10^2$

Таким образом, экспериментально подтверждена возможность экстракционной переработки урансодержащих отходов АО «ГНЦ НИИАР». Степень очистки урана от примесей — более $1,0 \cdot 10^4$.

*А.С. Корнилов, К.О. Щербакова, А.О. Макаров,
С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.В. Питеркина, М.Г. Дмитриев*

ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАДИАЦИОННО ПОРАЖЁННОГО ЭКСТРАГЕНТА ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ПРИ КОНТАКТИРОВАНИИ С МАКРОКОЛИЧЕСТВОМ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ (АМЕРИЦИЯ)

При экстракционной переработке облучённого ядерного топлива образуется рафинат, содержащий редкоземельные и трансплутониевые элементы. Разделение этих элементов является одной из важных задач, решение которой позволит избавиться от делящихся америция-241 и кюрия-244, а следовательно подготовить растворы для включения их в матрицы для захоронения. В то же время выделенные америций и кюрий становится возможным вносить в смесь для изготовления рефабрицированного ядерного топлива. В АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина» для фракционирования рафинатов Пьюрекс-процесса была предложена альтернативная экстракционная система на основе экстрагента TODGA — N, N, N, N'-тетраоктилдигликольамид с использованием полярного фторированного разбавителя Ф-3. Результаты предварительных проверок системы с использованием модельных растворов рафинатов Пьюрекс-процесса продемонстрировали его принципиальную работоспособность, однако не имелось достаточно данных о селективности экстрагента при его поражении вследствие радиолиза.

В АО «ГНЦ НИИАР» провели исследования по поведению радиационно-поражённого экстрагента TODGA во фторированном разбавителе Ф-3 при контактировании его с макроколичеством трансплутониевых элементов (америция). Работу проводили в два этапа: первый этап — подготовка радиационно пораждённого экстрагента TODGA во фторированном разбавителе Ф-3, второй этап — фракционирование элементов по потокам экстракционной схемы. Для подготовки радиационно поражённого экстрагента TODGA в разбавителе Ф-3 данный экстрагент подвергали облучению на ускорителе электронов серии ИЛУ-6 (рис. 3.2). Изменение окраски экстрагента в зависимости от значения поглощённой дозы показано на рис. 3.3. Увеличение поглощённой дозы от 5 до 400 кГр приводило к изменению окраски экстрагента от светло-жёлтой до темно-коричневой.

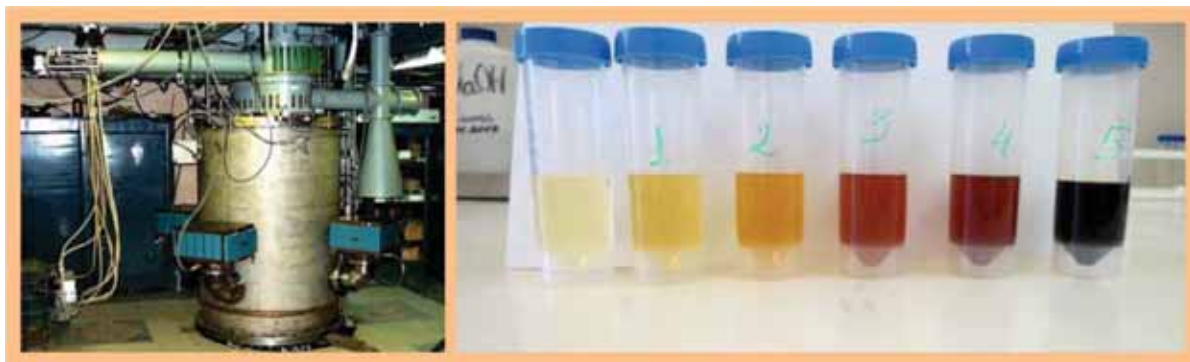


Рис. 3.2. Внешний вид ускорителя электронов ИЛУ-6 Рис. 3.3. Внешний вид облучённого экстрагента

Для проведения исследований были подготовлены растворы, моделирующие рафинаты Пьюрекс-процесса. Фракционирование элементов по потокам проходило в следующей последовательности: совместная экстракция трансплутониевых и редкоземельных элементов; реэкстракция азотной кислоты; реэкстракция трансплутониевых элементов.

Эксперименты, проведённые с экстрагентом различной степени радиационной поражённости, показали следующие результаты:

- ♦ коэффициенты распределения америция и большинства элементов при экстракции уменьшаются с ростом дозы, поглощённой экстрагентом;
- ♦ коэффициенты распределения америция и лантана с ростом поглощённой дозы при первой реэкстракции уменьшаются. Остальные элементы, независимо от поглощённой дозы, полностью находятся в органической фазе;
- ♦ при проведении второй реэкстракции с ростом поглощённой дозы коэффициенты распределения америция увеличиваются, празеодима и неодима существенно уменьшаются, остальных элементов изменяются незначительно.

М.Г. Дмитриев, К.О. Щербакова, В.Е. Давыдов, О.С. Дмитриева

РАДИАЦИОННАЯ И ГИДРОЛИТИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ МАГНИЕВО-ФОСФАТНОЙ КЕРАМИКИ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ УГЛЕРОДА-14

Все радиоактивные отходы, полученные после переработки смешанного нитридного ураноплутониевого ядерного топлива, с целью их длительного долговременного хранения необходимо переводить в твёрдые устойчивые, трудно растворимые материалы с высокими показателями химической, термической и радиационной стойкости [1]. Существенным отличием ядерного топливного цикла и схем переработки данного топлива является накопление изотопа углерода-14 в результате захвата нейтронов в ядерном реакторе: $^{14}_6\text{C}(n, p)^{14}_7\text{N}$. При переработке этого топлива практически весь углерод выделяется в газовую фазу на предварительной стадии окисления (волоксидации) топлива и отделения его от оболочек твэлов. Образующийся углекислый газ, содержащий углерод-14, направляют в абсорбционную колонну, которая орошается водным раствором гидроксида натрия в циркуляционном режиме [2]. Для регенерации раствора гидроксида натрия используют гидроксид кальция, который концентрирует углерод-14 и является отходной формой. Карбонат кальция является термически неустойчивой формой и при температуре выше 900 °С разлагается. В связи с этим для иммобилизации углерода-14 могут быть использованы только матрицы, получение кото-

рых исключает технологические операции термообработки при высоких значениях температуры. К таким материалам, прежде всего, можно отнести магниево-калиево-фосфатную матрицу состава $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$ — синтетический аналог природного минерала К-струвита [3]. Ранее в работе было показано, что магниево-калиево-фосфатная матрица позволяет надёжно иммобилизовать карбонат кальция с массовой долей до 50 % [4]. Цель настоящей работы заключалась в изучении радиационной и гидролитической устойчивости образцов магниево-калиево-фосфатной матрицы, содержащих карбонат кальция с массовой долей 20 и 40 %, и в оценке влияния внешнего облучения ускоренными электронами на характеристики матрицы. Синтез образцов магниево-калиево-фосфатной матрицы (табл. 3.2) проводили согласно методике в работе [5].

Таблица 3.2

Химический состав полученных образцов

Массовая доля карбоната кальция в образце, %	Массовая доля элементов в образце, %							
	Кислород	Водород	Фосфор	Магний	Калий	Кальций	Углерод-14	Бор
20	57,07	3,49	8,88	6,98	11,17	9,38	2,79	0,23
40	55,22	2,79	7,08	5,58	8,97	15,45	4,68	0,23

Облучение образцов проводили на импульсном линейном ускорителе электронов ИЛУ-6 с энергией до 2,5 МэВ. Облучали по три образца каждого состава до поглощённой дозы, равной $1,0 \cdot 10^6$; $1,0 \cdot 10^7$; $1,0 \cdot 10^8$ Гр. После достижения каждой поглощённой дозы образцы исследовали рентгенографически (дифрактометром ДРОН-7). По результатам индирования полученных рентгенограмм рассчитаны параметры кристаллической решётки орторомбической фазы $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$ (табл. 3.3). Установлено незначительное изменение параметров и объёма кристаллической решётки после облучения до дозы, равной $1,0 \cdot 10^7$ Гр. Данный факт важен при длительном хранении матрицы с включением углерода-14, так как материал компанда не будет претерпевать радиационное распухание, а также обеспечит надёжную фиксацию изотопа углерода-14.

Таблица 3.3

Значения параметров орторомбической фазы $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$ магниево-фосфатной матрицы

Массовая доля карбоната кальция в образце, %	Поглощённая доза в образце, Гр	Параметры кристаллической решётки			
		a, Å	b, Å	c, Å	Объём, Å ³
20	Необлучённом	$6,874 \pm 0,015$	$6,149 \pm 0,006$	$11,060 \pm 0,020$	$467,5 \pm 1,5$
	Облучённом: до $1 \cdot 10^6$	$6,873 \pm 0,012$	$6,170 \pm 0,010$	$11,060 \pm 0,020$	$470,8 \pm 1,5$
	до $1 \cdot 10^7$	$6,875 \pm 0,022$	$6,140 \pm 0,010$	$11,166 \pm 0,028$	$471,6 \pm 2,4$
40	Необлучённом	$6,870 \pm 0,010$	$6,143 \pm 0,008$	$11,064 \pm 0,018$	$467,6 \pm 1,7$
	Облучённом: до $1 \cdot 10^6$	$6,898 \pm 0,014$	$6,158 \pm 0,008$	$11,063 \pm 0,019$	$469,9 \pm 1,6$
	до $1 \cdot 10^7$	$6,840 \pm 0,026$	$6,180 \pm 0,020$	$11,164 \pm 0,030$	$472,0 \pm 3,0$

При достижении дозы $1,0 \cdot 10^8$ Гр наблюдают деструкцию основной фиксирующей фазы $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$ для всех составов: обнаружены фазы, соответствующие структурам кубической фазы оксида магния, моноклинного пирофосфата магния $Mg_2P_2O_7$ и минорной фазы $K_6P_6O_{18} \cdot 3H_2O$. Такое изменение фазового состава, вероятно, связано с полной радиационной деструкцией целевых фаз и их разложением на более простые и термодинамически более устойчивые кристаллические структуры.

Исследована химическая устойчивость полученных образцов по методике [6] при контакте с бидистиллированной водой при комнатной температуре. Концентрацию ионов в контактном

растворе определяли эмиссионно-спектральным методом. Установлено, что скорость выщелачивания компонентов существенно не зависит ни от наполнения карбоната кальция, ни от поглощённой дозы. Значения скорости выщелачивания элементов с течением времени закономерно снижались и на 28-е сутки составили: калия — $2,7 \cdot 10^{-3}$; магния — $4,0 \cdot 10^{-4}$; кальция — $2 \cdot 10^{-5}$; фосфат-иона — $4,8 \cdot 10^{-4}$; карбонат-иона — $4,0 \cdot 10^{-3}$ г/(см²·сут). В соответствии с действующими нормативами значения скорости выщелачивания для цементных компаундов установлены только для радионуклидов цезия-137 и стронция-90 и не должны превышать $1,0 \cdot 10^{-3}$ г/(см²·сут) [7].

По результатам полученных экспериментальных данных показано, что при геологическом хранении карбоната кальция с массовой долей, равной 20 %, и включённым изотопом углерода-14 в составе магниево-фосфатной керамики её основные фазы будут подвергнуты деструкции с существенным изменением химической устойчивости за период времени, соответствующий половине периода полураспада углерода-14. Для магниево-фосфатной керамики с аналогичной массовой долей карбоната кальция, равной 40 %, этот период в два раза меньше. Для более точной оценки сроков хранения матриц необходимо проведение ядерно-физических расчётов, что является дополнительной операцией для окончательного выбора магниево-фосфатной керамики для иммобилизации углерода-14 в составе карбоната кальция и выбора оптимальной загрузки с целью окончательного обоснования сроков и условий геологического хранения данного углерода.

Список литературы

1. Федеральный закон № 190 ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» // Российская газета. Федеральный выпуск № 5529 от 15 июля 2011 г.
2. Якунин С.А., Устинов О.А., Шадрин А.Ю., Шудегова О.В. // Атомная энергия, 2016. Т. 120, № 3. С. 176–178.
3. Graeser S., Postl W., Vojar H.-P. et al // European J. of Mineralogy, 2008. V. 20. N 4. P. 629–633.
4. Дмитриева А.В., Каленова М.Ю., Куликова С.А. и др. Магний-калий-фосфатная матрица для иммобилизации ¹⁴C // Журнал прикладной химии, 2018. Т. 91, № 4. С. 572–577.
5. Винокуров С.Е., Куликова С.А., Крупская В.В., Мясоедов Б.Ф. Магний-калий-фосфатный компаунд для иммобилизации радиоактивных отходов: фазовый состав, структура, физико-химическая и гидролитическая устойчивость // Радиохимия, 2018. Т. 60, № 1. С. 66–73.
6. ГОСТ 52126-2003. Национальный стандарт Российской Федерации. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2003. — 5 с.
7. ГОСТ Р 51883-2002. Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования. — М.: Издательство стандартов, 2002. — 3 с.

*Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, И.С. Голубенко,
С.В. Томилин, М.И. Хамдеев, В.Н. Момотов*

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ СТЕКЛОПОДОБНЫХ ФОСФАТНЫХ МАТРИЦ НА РАДИАЦИОННУЮ УСТОЙЧИВОСТЬ

В ходе реализации проекта «Прорыв» разработаны процессы и аппараты для пирохимической переработки смешанного нитридного ураноплутониевого топлива в расплавах хлоридов щелочных металлов. После переработки образуются отработанные электролиты, содержащие продукты деления и технологические примеси. Разрабатывают методы регенерации электролита зонной плавкой и направленной кристаллизацией. Однако после регенерации электролита

образуется нерезицилируемая часть, которая требует разработки способа обращения с ним с целью окончательной изоляции как формы высокоактивных отходов. Остекловывание нерезицилируемого электролита в борофосфатную матрицу рассматривают как основной вариант его окончательной утилизации. Исходя из требований ГОСТ Р 50926-96 [1] регламентированная поглощённая доза для такого типа матриц составляет $1 \cdot 10^8$ Гр. Целью данной работы было изучение радиационной устойчивости образцов борофосфатного стекла с включённым модельным электролитом от переработки смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива.

Химический состав борофосфатной матрицы, %

Оксид фосфора	50,7	Хлорид калия	3,65
Оксид натрия.....	21,4	Хлорид лития	3,18
Оксид алюминия	17,5	Хлорид бария	0,18
Оксид бора	2,9	Хлорид стронция	0,06

Облучение стеклообразцов проводили на импульсном линейном ускорителе электронов ИЛУ-6 с энергией до 2,5 МэВ на расстоянии 10 см от центра пучка ускорителя. Мощность поглощённой дозы составила $(1,1-2,5)10^3$ Гр/с. Облучали три образца до поглощённой дозы $1,0 \cdot 10^8$ Гр. По результатам рентгенографического анализа установлено, что необлучённый образец и образец с поглощённой дозой $1,0 \cdot 10^8$ Гр являются аморфными; дифракционные рефлексы кристаллических фаз на рентгенограммах не зафиксированы.

Результаты химического анализа состава борофосфатного стекла (необлучённого и с поглощённой дозой, равной $1 \cdot 10^8$ Гр) эмиссионно-спектральным методом с различных участков стеклообразцов свидетельствуют о незначительном изменении их состава по объёму. Исследована химическая устойчивость борофосфатных стеклоподобных матриц по методике, соответствующей ГОСТ 52126-2003, при контакте с бидистиллированной водой при комнатной температуре [2]. Концентрацию ионов в контактном растворе определяли эмиссионно-спектральным методом. Установлено, что скорость выщелачивания компонентов существенно не зависит от поглощённой дозы. Значения скорости выщелачивания элементов с течением времени закономерно снижались и на 28-е сутки составили: калия — $1,8 \cdot 10^{-5}$; лития — $2,4 \cdot 10^{-5}$; хлор-иона — $6,8 \cdot 10^{-4}$; цезия — $1,8 \cdot 10^{-5}$; стронция — $3,5 \cdot 10^{-4}$ г/(см²·сут); бария — $4,5 \cdot 10^{-5}$; натрия — $2,3 \cdot 10^{-5}$; алюминия — $3,4 \cdot 10^{-6}$; бор — $5,4 \cdot 10^{-5}$; фосфора — $7,0 \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сут). Значения скорости выщелачивания в соответствии с действующими нормативами для стеклоподобных матриц регламентированы только для радионуклидов цезия-137 и стронция-90 и не превышают $1,0 \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сут).

По результатам исследований установлено следующее: стёкла остаются аморфными при накопленной дозе внешнего облучения, равной $1 \cdot 10^8$ Гр, что соответствует требованиям ГОСТ [3, 4], предъявляемым к отверждённым высокоактивным отходам. Результаты выщелачивания свежеприготовленных и облучённых образцов свидетельствуют о высокой химической устойчивости материала к воздействию дистиллированной воды. С учётом ранее полученных данных о термической устойчивости исследованных стеклообразцов борофосфатного стекла этот материал с массовой долей до 7,5 % может быть использован для длительного хранения электролитов пирохимических процессов переработки смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего топлива до температуры саморазогрева стеклоблоков, равной 600 °С [5]. При этом достижение матрицей (регламентируемой по ГОСТ Р 50926-96) дозы внутреннего облучения от содержащихся в ней продуктов деления не приведёт к существенному изменению свойств стекломатериала.

Список литературы

1. ГОСТ Р 50926-96. Отходы высокоактивные отверждённые. Общие технические требования. — М.: Издательство стандартов, 1996. — 3 с.
2. ГОСТ 52126-2003. Национальный стандарт Российской Федерации. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2003. — 5 с.

3. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации. Федеральный закон Российской Федерации № 190 ФЗ // Российская газета, федеральный выпуск № 5529 от 15 июля 2011 г.
4. НП-019-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. — М.: Госатомнадзор России, 2015. — 23 с.
5. Лавринович Ю.Г., Кузин М.А., Кормилицын М.В. и др. Совместное остекловывание хлоридных и фосфатных отходов пироэлектрохимической переработки ядерного топлива // Атомная энергия, 2006. Т. 101, вып. 6. С. 438–440.

А.А. Лизин, Д.М. Яндаев, И.С. Голубенко,
С.В. Томилин, М.И. Хамдеев, В.Н. Момотов

ФОСФАТНЫЕ МАТРИЦЫ СО СТРУКТУРОЙ МИНЕРАЛА СТРУВИТА ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ СОЛЕВЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

Пирохимические процессы изготовления ядерного топлива [1, 2] проводят в расплавах солей хлоридов щелочных элементов эвтектического состава. После многократного использования отработавший электролит переходит в разряд радиоактивных отходов и требует перевода в устойчивые и нерастворимые в воде химические формы. Кондиционирование хлоридов представляет значительные трудности. Химический передел хлоридов неизбежно приводит к образованию коррозионно-активных газов: хлора и хлороводорода. Разрабатываемые технологии изготовления матриц для иммобилизации радиоактивных отходов имеют тенденции купрощению с целью сокращения производственных затрат на прессование и спекание, а также на обращение с вторичными отходами. В связи с этим последнее время большое внимание исследователи уделяют нерастворимым, химически и радиационно устойчивым цементоподобным фосфатным материалам.

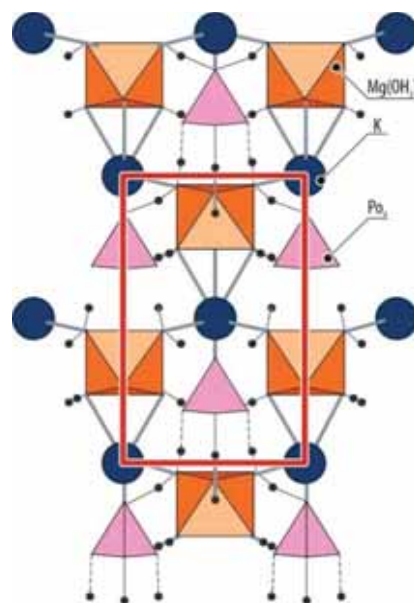


Рис. 3.4. Вид структуры струвита

Новой эффективной фосфатной матрицей для иммобилизации радиоактивных отходов служит, например, калиево-магниевый фосфатная матрица $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, в природе — минерал струвит, обладающий уникальной структурой, в которой октаэдры $\text{Mg}(\text{H}_2\text{O})_6^{2+}$ и тетраэдры PO_4^{-3} связаны между собой только за счёт водородных связей (рис. 3.4). Структура струвита формируется также, как структура цемента, ещё его называют фосфатным или гидравлическим цементом, но свойства струвита подобны керамике. Соединения такого класса (керамикрит) образуются при нормальных условиях: при давлении 101 324,7 Па (760 мм рт. ст.) и температуре 20 °С в результате химической реакции между затвердителем (оксидом магния), фосфатным связующим (дигидроортофосфатом калия), компонентами радиоактивных отходов и водой. Навески исходных компонентов — плавы хлоридов ($2\text{LiCl}—3\text{KCl}$, $\text{LiCl}—\text{KCl}$, $\text{NaCl}—2\text{CsCl}$), оксид магния, дигидроортофосфат калия, борную кислоту тщательно смешивали и диспергировали. В сухую смесь добавляли рассчитанное количество дистиллированной воды при интенсивном перемешивании. Содержание составов $2\text{LiCl}—3\text{KCl}$ и $\text{LiCl}—\text{KCl}$ в калиево-магниевый фосфатной матрице $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ составило 10 %. Для электролита состава $\text{NaCl}—2\text{CsCl}$ его массовая доля

варьировала от 10 до 25 %. Полученные компаунды были проанализированы рентгенографическим методом в камере Дебая — Шеррера⁵⁸ на CuK_{α} -излучении. Образцы струвита с включением составов $2\text{LiCl}-3\text{KCl}$ и $\text{LiCl}-\text{KCl}$ в отличие от составов с $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$ содержат только набор фаз исходных реагентов. Образцы не образуют целевую фазу или образуют её в малом количестве, очевидно, в связи с высокой гигроскопичностью хлорида лития (табл. 3. 4).

Таблица 3.4

Составы и характеристики полученных образцов магниево-калиево-фосфатной матрицы с электролитами

Массовая доля компонентов, %								Время формования	Фазовый состав	Предел прочности на сжатие, МПа
LiCl	NaCl	KCl	CsCl	MgO	KH_2PO_4	H_3BO_3	H_2O			
2,7	–	7,3	–	13,5	41,5	1,5	33,5	48 ч	KCl (куб.); MgO (куб.); KH_2PO_4	*
3,5	–	6,5	–	13,5	41,5	1,5	33,5	50 ч	KCl (куб.); MgO (куб.); KH_2PO_4	*
–	1,5	–	8,5	13,5	41,5	1,5	33,5	8 мин	KCl (куб.), $\text{K}_{0,2}\text{Na}_{0,8}\text{Cl}$, $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$	388
–	3,1	–	11,9	13,0	44,0	1,5	26,5	11 мин	KCl (куб.); MgO, $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$	374
–	4,1	–	15,9	12,2	41,4	1,5	24,9	13 мин	KCl (куб.); MgO, $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$	346
–	5,2	–	19,8	11,4	38,8	1,5	23,3	14 мин	KCl (куб.); MgO, $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$	333

* Образцы не испытывали на прочность.

Химическая устойчивость магниево-калиево-фосфатной матрицы $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ к выщелачиванию [3] катионов имитаторов хлоридных расплавов пирохимических процессов на 28-е сутки для калия и лития составила $(1,3 \pm 0,33)10^{-3}$ и $(8,43 \pm 2,11)10^{-4}$ г/(см²·сут) соответственно, что отвечает требованиям, предъявляемым к катиону щелочного металла — цезия. Образцы, содержащие электролит состава $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$, были испытаны на прочность на сжатие [4]. Согласно работе [5] цементированные радиоактивные отходы должны иметь механическую прочность (предел прочности при сжатии) не менее 4,9 МПа. Как видно из табл. 3.4, значение прочности на сжатие полученных матриц существенно превышают требуемое значение.

Список литературы

1. Скиба О.В., Кислый В.А., Савочкин Ю.П., Вавилов С.К. Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 348 с.
2. Шадрин А.Ю., Двоглазов К.Н., Масленников А.Г. и др. РН-процесс — технология переработки смешанного ураноплутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 // Радиохимия, 2016. Т. 58, № 3. С. 234–241.
3. ГОСТ 52126-2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2003. — 6 с.
4. ГОСТ 310. 4–81 Цементы. Методы определения предела прочности при изгибе и сжатии. — М.: Издательство стандартов, 1983. — 13 с.
5. ГОСТ Р 51883–2002. Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования. — М.: Издательство стандартов, 2003. — 4 с.

А.А. Лизин, А.В. Попова

⁵⁸ Камера для изучения металлов и неорганических веществ. Назван по имени нидерландского физика П. Дебая и немецкого физика П. Шеррера. — Прим. ред.

ОСОБЕННОСТИ ПЕРОКСИДНОГО ОСАЖДЕНИЯ УРАНА

Осаждение пероксида урана как метод очистки используют, в основном, при подготовке урана к производству. Данные, полученные при осаждении пероксида урана в процессе подготовки урана к производству, относят к очистке от весового количества примесей. Поэтому коэффициенты очистки урана от редкоземельных элементов достаточно высокие [1, 2]. При переработке отработавшего ядерного топлива с небольшой степенью выгорания или мишеней облучённого урана массовая доля продуктов деления, в частности редкоземельных элементов, находится на уровне индикаторного количества, и поэтому коэффициенты очистки существенно меньше. В литературе практически отсутствуют данные по очистке урана от продуктов деления; известно лишь, что более низкие значения pH-осаждения обеспечивают значительно лучшее отделение урана от большинства примесей, в частности от редкоземельных элементов, однако при этом снижается степень осаждения урана [3]. Вероятно, степень осаждения урана в кислой среде можно существенно увеличить, проводя процесс в водно-спиртовых растворах при повышенных значениях концентрации перекиси водорода.

В технологии регенерации урана осаждение пероксида урана используют главным образом как метод концентрирования очищенного урана [1]. Полноту осаждения урана определяют кислотностью раствора, избыточной концентрацией перекиси водорода и концентрацией урана в исходном растворе. Обычно проводят осаждение при не более чем двухкратном избытке перекиси водорода (pH равен 1,5–3,0) [1, 2]. Увеличение кислотности способствует очистке урана, но снижает полноту осаждения. При pH меньше 0,5 уже не происходит полного осаждения урана, так как образующийся осадок растворяется в кислотах с образованием соответствующих солей уранила и выделением кислорода. На рис. 3.5 и 3.6 показаны изменения коэффициентов очистки урана от европия и бария и степени осаждения пероксида урана в зависимости от кислотности осаждения пероксида урана.

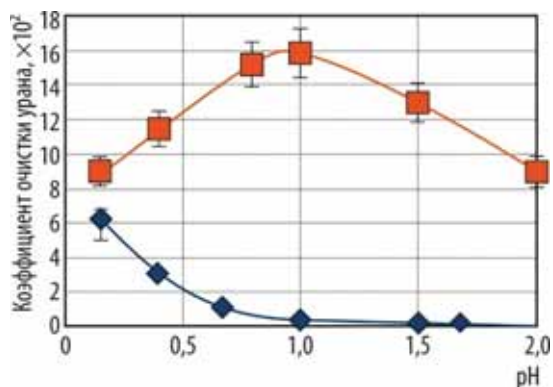


Рис. 3.5. Зависимость от pH коэффициентов очистки урана от европия-152 (—◆—) и бария-133 (—■—)

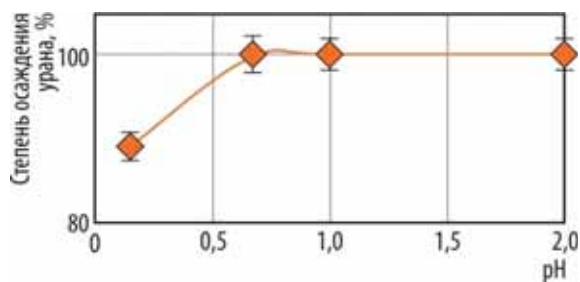


Рис. 3.6. Зависимость степени осаждения урана от pH (концентрация урана и H_2O_2 составляет 0,1 и 0,2 моль/л соответственно)

Как видно из приведённых данных, чем выше кислотность осаждения пероксида урана, тем больше коэффициенты очистки урана от европия. Для бария оптимальный интервал pH составляет от 0,8 до 1,5. Степень осаждения пероксида урана уменьшается с увеличением кислотности и возрастает с увеличением концентрации перекиси водорода. Следовательно, при равной кислотности растворов степень осаждения пероксида урана будет возрастать с увеличением концентрации перекиси водорода (рис. 3.7). На этом рисунке видно, что при концентрации перекиси водорода более 2 моль/л можно достигнуть степени осаждения пероксида урана более 96 % даже при концентрации азотной кислоты, равной 2 моль/л.

Исследовано влияние кислотности, концентрации перекиси водорода и этилового спирта на степень осаждения пероксида урана в растворах различного состава. На рис. 3.8 приведены изменения степени осаждения пероксида урана в зависимости от концентрации перекиси водорода в азотной кислоте. Осаждение пероксида урана из умеренно кислых водно-спиртовых растворов при равновесной концентрации перекиси водорода, равной 1,5–2 моль/л, позволяет

повысить степень осаждения урана до 99 %. Таким образом, пероксид урана можно осаждать из кислых растворов водных или водно-спиртовых при концентрации перекиси водорода 1,5–2 моль/л. При этом коэффициент очистки урана от редкоземельных элементов возрастает приблизительно в 100 раз при сохранении достаточно высокой степени осаждения урана, равной 98–99 %.

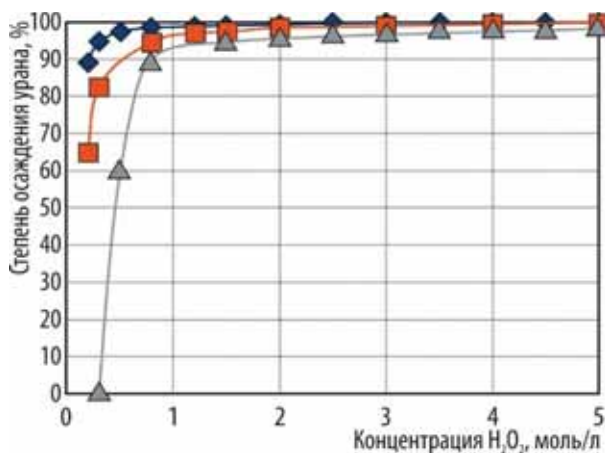


Рис. 3.7. Изменение степени осаждения урана в зависимости от концентрации азотной кислоты, равной 0,5 (—◆—); 1,0 (—■—); 2,0 (—▲—) моль/л, и концентрации перекиси водорода

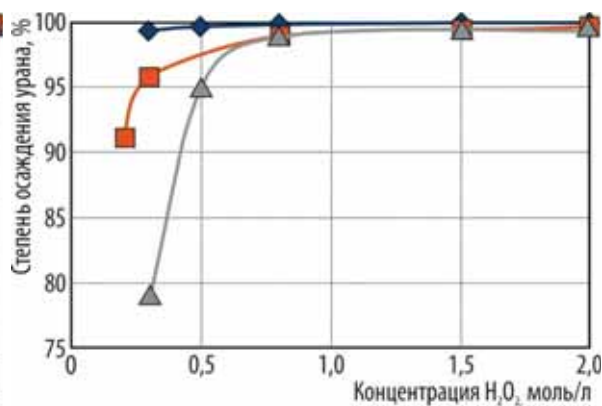


Рис. 3.8. Изменение степени осаждения урана в зависимости от концентрации азотной кислоты, равной 0,5 (—◆—); 1,0 (—■—); 2,0 (—▲—) моль/л, и концентрации перекиси водорода в 48 %-м водно-спиртовом растворе

Список литературы

1. Тананаев И.Г. Уран [Электронный ресурс]. / Электронная библиотека «История Росатома», 2011. — 92 с. — Режим доступа: http://elib.biblioatom.ru/text/tananaev_uran_2011/go/0/ Дата обращения: 11.03.2019.
2. Тураев Н.С., Жерин И.И. Химия и технология урана: учебное пособие для вузов. — М.: ЦНИИАтоминформ, 2005. — 407 с.

А.С. Корнилов, К.О. Щербакова, А.О. Макаров,
О.С. Дмитриева, Е.В. Питеркина

УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ МИНЕРАЛОПОДОБНОЙ КЕРАМИКИ ТИПА МУРАТАИТА

Для окончательной изоляции радиоактивных отходов предложено использовать устойчивые матрицы, например, кристаллическую керамику на основе муратаита. Муратаит — редкий природный минерал, обнаруженный в щелочных пегматитах штата Колорадо в США, а также в России на территории Прибайкалья. Структурные исследования муратаита из Колорадо позволили установить его кристаллохимическую формулу в виде $A_6B_{12}C_4TX_{40}$, где А — ванадий, натрий; В — титан; С — железо; Т — цинк; Х — кислород, железо (а — параметр (размер) кристаллической решётки, равный 14,89 Å, Z — число элементарных ячеек кристалла, равное 4). Химический состав матрицы запатентован [1], изучена радиационная и химическая устойчивость [2]. Классическим способом получения плавного муратаита является синтез при температуре не менее 1350 °С и выдержке в расплавленном состоянии в течение нескольких часов.

В ходе изучения влияния параметров технологического режима на качество получаемой матрицы установлено, что время выдержки не оказывает влияния, при этом определяющей ролью является сам факт образования жидкой фазы. Косвенным подтверждением этой

гипотезы являются отрицательные результаты экспериментов по получению муратаита методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза: во всех экспериментах получен пирохлор — партнёр муратаита в полисоматическом ряду. При этом в ходе синтеза в печи сопротивления, даже за короткое время, муратаит образовывался при условии получения жидкой фазы. Длительное время проведения синтеза и связанные с ними высокие значения температуры обычно вызывают улетучивание части компонентов радиоактивных отходов, что накладывает ограничения на номенклатуру применяемых конструкционных материалов.

Существует способ снижения температуры синтеза керамик [3] с помощью добавления флюсующих агентов. В качестве таких агентов традиционно используют фториды и хлориды. Действие флюсующего агента обусловлено тем, что он начинает плавиться, разрушает пористость и связывает нерасплавленные керамические частицы друг с другом, создавая эвтектическую систему. При спекании керамический материал не подвергается плавлению, но флюсующий агент расплавляется и связывает частицы друг с другом.

Была запланирована и проведена серия экспериментов по получению муратаита с добавкой флюсующего агента. В качестве таких агентов использовали фториды металлов: натрия, марганца, железа и т.д. Шихту подвергали механохимической активации с режимом и временем помола 600 об/мин и 15 мин соответственно.

Массовая доля шихты (компонентов матрицы), %

Оксид титана.....	45
Оксид циркония.....	5
Оксид кальция.....	10
Оксид алюминия.....	5
Фторид марганца.....	15
Фторид железа.....	10
Фторид натрия.....	10

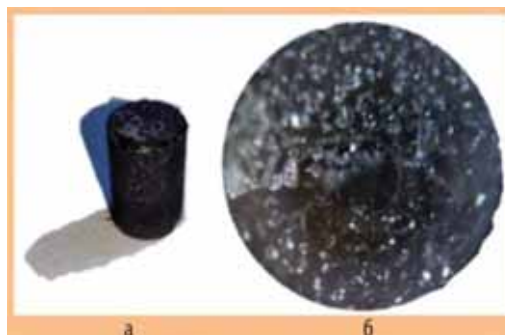


Рис. 3.9. Вид образца: полученного (а) и под микроскопом (б)

Спрессовали таблетку диаметром 9 мм; сплавление проводили в тигле из оксида бериллия при температуре 1 200 °С, выдержке — один час в воздушной атмосфере (рис. 3.9). Образец имел плотную структуру (рис. 3.10) и металлический блеск, характерный для плавленого муратаита.

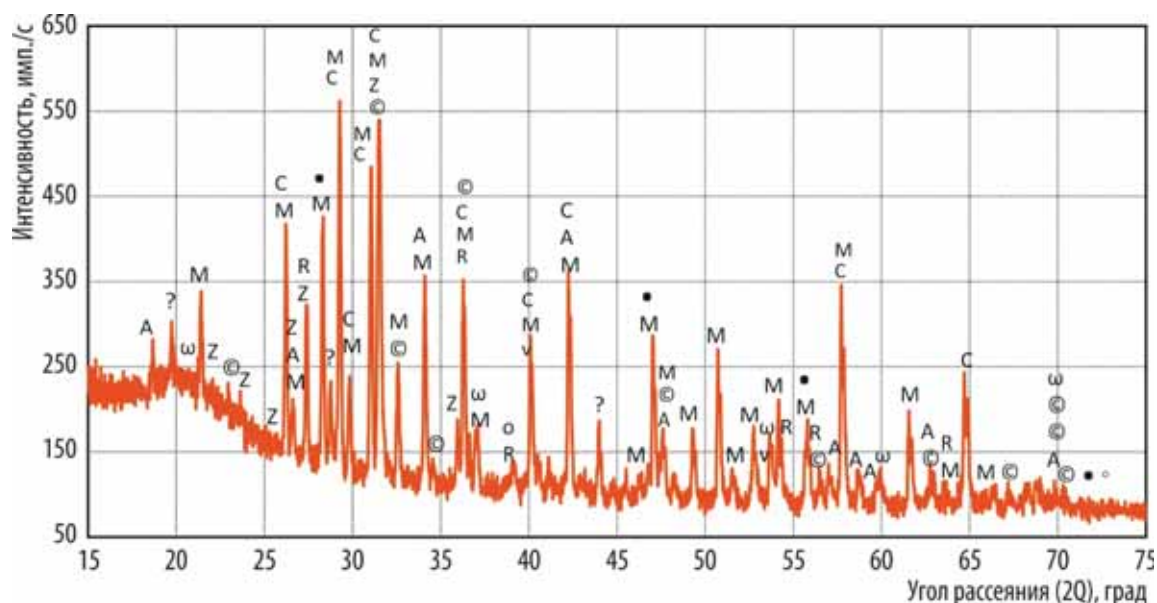


Рис. 3.10. Дифрактограмма полученного образца:
М — муратаит; ● — CaF_2 ; ○ — NaF ; ◎ — Zr_3O ; с — $\text{CaTi}_{21}\text{O}_{38}$; R — TiO_2 ; ω — Ti_2ZrO ; Z — $\text{CaZr-Ti}_2\text{O}$; A — AlTiO_5 ; C — алмаз

Экспериментально показана возможность получения плавленного муратаита при пониженной температуре синтеза с введением флюсующих агентов. Снижение температуры не препятствует образованию муратаита при условии наличия жидкой фазы. Выявлено влияние на структуру полученного материала ряда факторов: содержания флюсующего агента; температуры и времени выдержки и режима подготовки порошка.

Список литературы

1. Патент 2315381 Российская Федерация, МПК G21F9/16. Способ иммобилизации высокоактивных отходов в керамическую матрицу / С.В. Стефановский, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов и др. // Бюл., 2008. № 2. — 5 с.
2. Лукиных А.Н, Томилин С.В., Лизин А.А. и др. Радиационная и химическая устойчивость полифазной кристаллической матрицы актинидных отходов на основе синтетического муратаита // Радиохимия, 2008. Т. 50, № 5. С. 469–474.
3. Wanga Jin, Wanga Junxia, Zhanga Yibing. Flux synthesis and chemical stability of Nd and Ce co-doped $(Gd_{1-x}Nd_x)_2(Zr_{1-x}Ce_x)_2O_7$ ($0 \leq x \leq 1$) pyrochlore ceramics for nuclear waste forms // Ceramics International, 2017. V. 43. P. 17064–17070.

Е.А. Прыжевская, О.В. Мурасова, С.С. Погляд, А.А. Лизин, С.В. Томилин

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ ПОЛУЧЕНИЯ ПОРОШКОВ ОКСИДОВ АКТИНОИДОВ МЕТОДОМ СВЧ-ДЕНИТРАЦИИ НА ЛАБОРАТОРНОЙ БОКСОВОЙ УСТАНОВКЕ

Получение порошков диоксидов актиноидов, в том числе их смесей, — одна из актуальных задач при разработке технологии переработки облучённого ядерного топлива. Процесс получения диоксида урана с помощью микроволнового излучения достаточно хорошо изучен в лабораторных условиях, что позволяет перейти к получению смешанных оксидов урана и плутония аналогичным методом. Использование СВЧ-денитрации ранее указанных смесей позволит избежать упаривания, характеризующегося энергозатратами, и осаждения, приводящего к образованию дополнительных жидких радиоактивных отходов (маточных растворов). Нагрев микроволновым излучением отличается высокой скоростью и большой эффективностью. Это излучение, являясь источником энергии, позволяет значительно ускорить протекание большинства процессов, повысить их производительность и селективность, сократить затраты энергии на производство продукции.



Рис. 3.11. Внешний вид лабораторной установки СВЧ-денитрации, размещённой в радиационно-защитном оборудовании

В АО «ГНЦ НИИАР» была изготовлена модернизированная лабораторная установка СВЧ-денитрации. Усовершенствования, внесённые в установку, позволили организовать перемешивание реакционной массы, увеличить время восстановления актиноидов и избежать перегрева реакционной зоны. Проводимые исследования были направлены на получение порошков оксидов урана и плутония однородного состава, соответствующих требованиям, предъявляемым для стартовых материалов изготовления рефабрицированного смешанного нитридного ураноплутониевого топлива (рис. 3.11).

Получение диоксидов актиноидов в установке СВЧ-денитрации происходит в несколько этапов:

- ◆ упаривание азотно-кислого раствора урана или смеси урана и плутония до состояния плава;
- ◆ денитрация плава и получение так называемого спёка, представляющего из себя смесь оксидов урана и плутония;
- ◆ внесение реагента-инициатора и восстановление актиноидов до оксидов различной степени валентности в газовой среде;
- ◆ прокаливание полученного порошка в восстановительной среде (опциональная операция).

По результатам проведения экспериментов были выбраны оптимальные условия:

- ◆ время, необходимое для получения спёка и его денитрации;
- ◆ расход восстановительной среды;
- ◆ продолжительность дополнительного прокаливания.

В оптимальных условиях провели наработку порошков смесей оксидов урана и плутония с массовой долей диоксида плутония 20 и 30 % соответственно. После определения физико-химических характеристик были сделаны следующие выводы:

- ◆ полноту восстановления определяют временем восстановления и скоростью подачи восстановительной среды;
- ◆ анализ фракционного состава свидетельствует, что основная масса порошка составляет фракцию крупнее 400 мкм; следовательно, перед передачей подобного материала на модуль фабрикации опытно-демонстрационного энергетического комплекса (АО «СХК», г. Северск) требуется его предварительное измельчение;
- ◆ увеличение времени обработки в восстановительной атмосфере в поле сверхвысокочастотного излучения приводит к увеличению доли восстановления оксидов урана;
- ◆ определена насыпная плотность с утряской, составляющая 2,48 г/см³, что характерно для крупнозернистых порошков.

В дальнейшем планируют усовершенствовать установку и продолжить исследования, направленные на отработку технологических режимов СВЧ-денитрации.

*М.Г. Дмитриев, К.Н. Двоеглазов, О.С. Дмитриева,
С.В. Томилин, В.Н. Момотов*

ВЛИЯНИЕ МЕХАНОХИМИЧЕСКОЙ АКТИВАЦИИ НА КАЧЕСТВО МИНЕРАЛОПОДОБНОЙ МАТРИЦЫ ТИПА МУРАТАИТА

Необходимость надёжного долговременного — на горизонте от 1 000 до 10 000 лет — удержания радиоактивных отходов накладывает жёсткие требования к качеству матрицы: равномерности химического и фазового состава, гомогенности, прочности, химической и радиационной устойчивости. В последнее время проявлен большой интерес исследователей к стекло-керамическим матрицам, предназначенным для долговременной изоляции радиоактивных отходов. Одними из перспективных считают композиции на основе плавленного муратаита.

Механическим смешением порошков не всегда удаётся достичь требуемого качества, так как компоненты шихты имеют различный гранулометрический состав, склонность к образованию агломератов и сегрегации. Для улучшения качества керамики в промышленности широко используют различные приёмы: гранулирование, неоднократное прессование, спекание, механохимическую активацию совместным помолом в шаровых мельницах или аттриторах.

В рамках проведённой серии экспериментов изучено влияние механохимической активации на качество стеклокерамики типа муратаита при пониженной температуре синтеза. Механохимическую активацию шихты проводили в планетарной шаровой мельнице типа РМ-200.

Массовая доля компонентов матрицы, %

Оксид титана.....	45	Фторид марганца.....	15
Оксид кальция.....	10	Фторид железа.....	10
Оксид алюминия.....	5	Фторид натрия.....	10
Оксид циркония.....	5		

Результаты исследований полученной шихты рентгенофазовым анализом показали наличие новых образовавшихся фаз: фторида кальция с кубической решёткой; оксида титана с октаэдрической решёткой (анатаз); карбида вольфрама с гексагональной и кубической решётками (рис. 3.12).

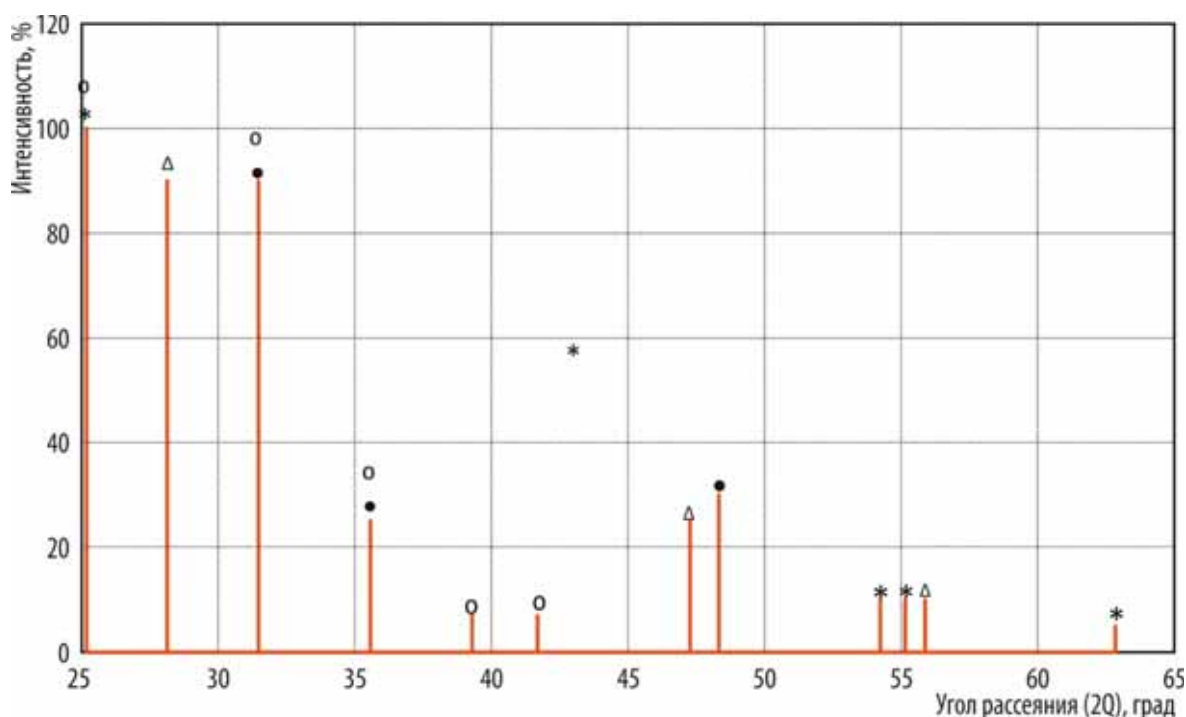


Рис. 3.12. Рентгенограмма полученной шихты (Δ — фторид кальция; * — оксид титана; ○ — карбид вольфрама с кубической решёткой; ● — карбид вольфрама с гексагональной решёткой)

После проведения механохимической активации обнаружена новая фаза фторида кальция, что подтверждает факт взаимодействия компонентов шихты. На рис. 3.13 (а, б) показаны образцы, полученные при температуре 1 200 °С с применением стадии механохимической активации и без неё соответственно. Образец, полученный с использованием стадии механохимической активации, плотный; отсутствуют крупные поры, дефекты в отличие от образца, полученного без предварительной стадии механохимической активации. По результатам рентгенофазового анализа в образце (см. рис. 3.13, б) присутствуют:

- ♦ в качестве основной фазы — оксид титана с тетрагональной решёткой (рутил); фторид кальция с кубической решёткой (флюорит); $\text{CaTi}_{21}\text{O}_{38}$ с гексагональной решёткой (кричтонит); $\text{Fe}_2\text{Ti}_3\text{O}_9$ с гексагональной решёткой;
- ♦ в качестве неосновных фаз — муратаит и $\text{ZrMn}_{0,8}\text{Ca}_{1,2}\text{Ti}_3\text{Fe}_{2,5}\text{Al}_{1,5}\text{O}_{16}$ с кубическими решётками.

Также возможно присутствие оксида алюминия с гексагональной решёткой; Fe_2MnO_4 с кубической решёткой; CaTiO_3 с гексагональной решёткой.

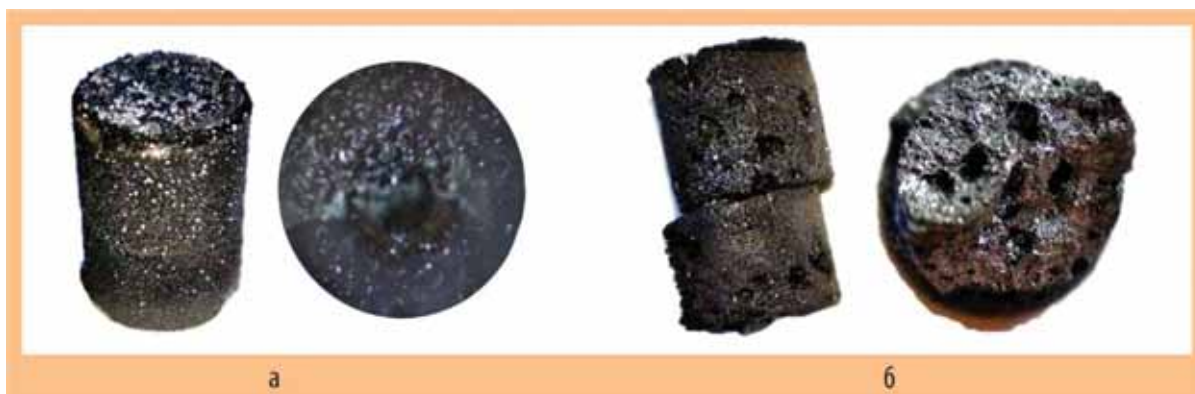


Рис. 3.13. Вид образцов, полученных с использованием стадии механохимической активации (а) и без неё (б)

Показана дифрактограмма образца, полученного с предварительной стадией механохимической активации (см. рис. 3.10). По результатам рентгенофазового анализа присутствуют фазы типа: $\text{CaTi}_{21}\text{O}_{38}$ с гексагональной решёткой (кричтонит); муратаит с кубической решёткой; фторид кальция с кубической решёткой (флюорит). Таким образом, сравнивая образцы, полученные из шихты одного состава, обработкой по одному и тому же режиму и отличающиеся лишь введением стадии предварительной механохимической активации, можно сделать вывод о значительном её влиянии на фазовый состав и на технологические свойства плавящего муратаита.

С проведением дополнительной стадии механохимической активации улучшаются качества получаемых материалов, происходит образование фазы муратаита при пониженной температуре. Структура получаемых образцов становится более плотной, уменьшается количество пор.

*О.В. Мурасова, С.С. Погляд, Е.А. Прыжевская,
А.А. Лизин, С.В. Томили*

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИМЕСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В МОРСКОЙ ВОДЕ АТОМНО-ЭМИССИОННЫМ СПЕКТРАЛЬНЫМ МЕТОДОМ

Среди задач, связанных с аварией на атомной электростанции «Фукусима — Дайичи», актуальной задачей считают изучение свойств образцов материалов, содержащих топливо (кориум⁵⁹). Одним из этапов проведения исследования является изучение радиационно-химической устойчивости кориума под воздействием водной среды (морской воды) и ионизирующего излучения в условиях, определяющих ускоренное старение.

В качестве образца морской воды для исследования выщелачивания кориума использовали модельный раствор следующего состава с концентрацией, г/л:

Хлорид натрия	27,3
Хлорид магния	3,2
Сульфат магния.....	2,3

⁵⁹ Кориум — лавообразный сплав содержимого ядерного реактора, состоящий из смеси ядерного топлива с бетоном, металлическими частями и прочим, который образуется в результате расплавления активной зоны ядерного реактора. — Прим. ред.

Количественное определение массовой доли элементов проводили прямым методом атомно-эмиссионной спектроскопии с дуговым источником спектров и фотоэлектронной регистрацией спектра. Все измерения проводили на спектрометрах СТЭ-1 и ПГС-2, оборудованных многоканальным анализатором эмиссионных спектров. Рабочий спектральный диапазон на спектрометре СТЭ-1 составил 210–445 нм и ПГС-2 — 655–900 нм. В качестве источника возбуждения эмиссионных спектров использовали спектроаналитический генератор «Везувий-3». В работе применяли электроды угольные графитизированные для спектрального анализа.

В практике атомно-эмиссионной спектроскопии при анализе многокомпонентных растворов, содержащих макрокомпоненты, обычно используют спектроскопический буфер с целью устранения влияния состава пробы на результаты количественного анализа. В проводимых исследованиях спектроскопическим буфером являлся модельный раствор морской воды. Для построения градуировочных графиков и определения концентрации элементов в пробах были приготовлены образцы сравнения с использованием одноэлементных стандартных растворов фирмы «Иноргэник Венчерз» (США) с концентрацией 1 г/л. Из одноэлементных исходных растворов объёмным разбавлением азотной кислотой с концентрацией 1 моль/л была приготовлена серия рабочих образцов сравнения (табл. 3.5).

Таблица 3.5

Концентрация элементов в составе образцов сравнения

Элемент	Концентрация элемента, мг/л					
	ОС-1	ОС-2	ОС-3	ОС-4	ОС-5	ОС-6
Цезий, стронций, железо, цирконий, неодим, лантан	0,3	1,0	3,0	10,0	30,0	100,0

Были выбраны аналитические линии определяемых элементов, длина волны которых составляет, нм:

Цезий	852,113	Лантан	324,513
Стронций	407,771	Неодим	401,225
Железо	259,837	Цирконий	327,305

Аликвоты проб и образцов сравнения объёмом 0,05 см³ наносили на торец угольного электрода, высушивали под инфракрасной лампой и анализировали атомно-эмиссионным методом в дуге переменного тока с силой 12 А при времени экспозиции 20 с. Построение градуировочной зависимости осуществляли в программе Атом 3.3⁶⁰ в логарифмических координатах. Число параллельных определений равнялось трём при доверительной вероятности, равной 0,95; относительная погрешность результатов измерений примесных элементов составила 10–25 %. Отметим, что при необходимости круг определяемых примесных элементов может быть расширен.

Разработанный подход определения примесных элементов в «морской воде» позволяет проводить исследования по изучению радиационно-химической устойчивости топливосодержащих материалов под воздействием водной среды.

*М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, М.В. Додонова,
Е.В. Балалаева, А.Е. Ерина, Е.А. Ерин*

⁶⁰ Программное обеспечение «Атом 3.3» предназначено для проведения атомно-эмиссионного спектрального анализа, выполняет обработку атомно-эмиссионных спектров и вычисление концентраций, а также позволяет проводить рутинные и нестандартные анализы. — Прим. ред.

ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ МЕТОДИК ОПРЕДЕЛЕНИЯ РУТЕНИЯ-106, УГЛЕРОДА-14, ТРИТИЯ В СМЕШАННОМ НИТРИДНОМ УРАНОПЛУТОНИЕВОМ ОБЛУЧЁННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ

Радиохимические исследования смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива, проведённые в АО «ГНЦ НИИАР», показали наличие трудностей при определении удельной активности нуклидов углерода-14, трития, рутения-106. Вместе с тем информация о содержании перечисленных нуклидов в облучённом топливе необходима для обоснования технологии его переработки, уточнения параметров проектируемого узла переработки топлива на строящемся в городе Северске (АО «СХК») опытно-демонстрационном энергокомплексе, верификации расчётных кодов. В 2017–2018 годах проведены исследования по разработке и обоснованию процедур определения удельной активности углерода-14, трития, рутения-106 в смешанном нитридном ураноплутониевом облучённом ядерном топливе разрушающими методами. Обоснование методики определения удельной активности рутения проводили с использованием аппарата, в основе которого коническая колба объёмом 500 мл, снабжённая дефлегматором высотой 150 мм и соединённая с двумя поглотителями Петри⁶¹, заполненными азотной кислотой с концентрацией 1 моль/дм³ и объёмом 30 мл.

В коническую колбу последовательно вносили:

- ♦ раствор рутения природного изотопного состава объёмом 1 мл и концентрацией 100 мг/дм³;
- ♦ азотно-кислый раствор рутения-106 объёмом 10 см³ и 239 мл раствора азотной кислоты с концентрацией 8 моль/дм³.

Раствор тщательно перемешивали, отбирали две аликвоты объёмом 0,1 и 1 мл, в которых определяли содержание рутения с использованием методов жидкостно-сцинтилляционного счёта и гамма-спектрометрии. Коническую колбу помещали на электроплитку, герметично соединяли все элементы аппарата растворения, включали подачу озонородозушной смеси со скоростью 1,2 л/ч с использованием озонатора ОГВК-05С. Раствор нагревали до температуры 95–100 °С и заданный режим поддерживали в течение семи часов. После охлаждения из исходного раствора отбирали аликвоты, в которых определяли содержание рутения-106 методами жидкостно-сцинтилляционного счёта и гамма-спектрометрии. Затем вновь герметично соединяли все элементы аппарата растворения и продолжали нагрев в том же режиме в течение семи часов. После завершения нагрева и охлаждения раствора определяли остаточное содержание рутения-106 в исходном растворе. Проведено три таких цикла. На финальной стадии дополнительно определяли его содержание в растворах поглотителей Петри. По результатам трёх экспериментов получены усреднённые данные распределения рутения-106 по элементам аппарата растворения (табл. 3.6).

Массовая доля рутения-106 в исходном растворе после одного цикла нагрева составляет 89,4 % от его начального количества, после трёх циклов нагрева в растворе остаётся 85,5 %. В первом и втором поглотителях Петри его массовая доля составляет 0,4 и 0,02 % соответственно. На основании полученных экспериментальных данных предложен алгоритм расчёта и подготовлен проект методики содержания рутения-106 в облучённом ядерном топливе. Навеску отработавшего ядерного топлива растворяют с использованием аппарата растворения; по окончании процедуры из исходного раствора отбирают аликвоту и проводят её стократное разведение. Из полученного разбавленного раствора отбирают две аликвоты, в которых определяют содержание рутения-106 методом гамма-спектрометрии. С учётом

⁶¹ Юлиус Рихард Петри — немецкий микробиолог, ассистент Роберта Коха. Известен в истории прежде всего тем, что, работая вместе с Робертом Кохом, изобрёл в 1877 году лабораторную посуду, позже названную его именем: чашка Петри, поглотитель Петри. — Прим. ред.

разведения исходного раствора, его объёма и массы навески анализируемого образца рассчитывают массовую долю рутения-106 на один грамм облучённого ядерного топлива. При расчёте учитывают, что массовая доля рутения-106 в исходном растворе этого топлива составляет 89,4 % от его исходного количества.

Таблица 3.6

Распределение рутения-106 по элементам аппарата растворения

Наименование элемента	Активность рутения-106						Среднее значение массовой доли рутения-106, %
	Эксперимент 1		Эксперимент 2		Эксперимент 3		
	Бк	%	Бк	%	Бк	%	
Исходный раствор:	$3,1 \cdot 10^5$	100	$3,2 \cdot 10^5$	100	$3,1 \cdot 10^5$	100	–
после первого цикла нагрева	$2,8 \cdot 10^5$	89,1	$2,8 \cdot 10^5$	88,6	$2,8 \cdot 10^5$	90,6	89,4
после второго цикла нагрева	$2,7 \cdot 10^5$	86,5	$2,7 \cdot 10^5$	84,8	$2,7 \cdot 10^5$	87,4	86,2
после третьего цикла нагрева	$2,7 \cdot 10^5$	85,4	$2,7 \cdot 10^5$	81,6	$2,7 \cdot 10^5$	85,5	84,2
Поглотитель: Петри 1	$1,2 \cdot 10^3$	0,4	$1,3 \cdot 10^3$	0,4	$9,0 \cdot 10^2$	0,3	0,4
Петри 2	60	0,02	30	0,01	72	0,02	0,02

Исследования для обоснования методики определения углерода-14 в смешанном нитридном ураноплутониевом отработавшем ядерном топливе проводили с использованием аппарата растворения, аналогичного применённому при обосновании процедуры определения рутения-106, за исключением того, что в поглотителях Петри содержался раствор гидроксида натрия с молярной концентрацией 1 моль/дм³. В качестве объекта анализа были взяты порошок графит особой чистоты и ацетат натрия кристаллический марки «химически чистый». Графит имитирует одну из наиболее вероятных химических форм углерода в ядерном топливе — углерод в виде элементарного вещества, а ацетат натрия содержит два атома углерода в различных степенях окисления — C⁻³ и C⁺³. Полнота окисления ацетата натрия будет свидетельствовать о том, что в наших экспериментальных условиях возможен количественный перевод углерода из различных степеней окисления в углекислый газ.

Для экспериментов использовали следующий алгоритм. В коническую колбу вносили навеску графита или ацетата натрия, заливали навеску азотной кислотой объёмом 200 мл и концентрацией 8 моль/дм³, помещали в колбу якорь магнитной мешалки и собирали аппарат растворения. Коническую колбу устанавливали на электроплитку, совмещённую с магнитной мешалкой; выбирали скорость перемешивания, равную 500 об/мин; включали подачу озонородной смеси со скоростью 1,2 л/ч. Раствор нагревали до 95–100 °С. Указанные режимы выдерживали в течение семи часов. По окончании проведения эксперимента отсоединяли поглотители Петри от конической колбы, щелочные растворы анализировали на содержание карбонат-ионов титрованием соляной кислотой с использованием двух индикаторов фенолфталеина и метилоранжа. При проведении расчётов учитывали содержание карбонат-ионов в исходном растворе щелочи, количество которых определено по результатам предварительных титрований. По количеству углерода, внесённого в коническую колбу в виде графита или ацетата натрия, и количеству углерода, найденного в поглотителях Петри в виде карбонат-ионов, оценивали полноту окисления веществ.

Для учёта влияния углекислого газа, содержащегося в озонородной смеси и поглощающегося щелочными ловушками, проводили предварительные исследования продувкой объёма аппарата растворения в тех же экспериментальных условиях, но без внесения в колбу графита или ацетата натрия. Установлено, что в выбранных экспериментальных условиях возможно количественное окисление графита и ацетата натрия до углекислого газа. Полное окисление графита удаётся достичь при массе навески, не превышающей 0,0111 г; полное окисление ацетата натрия в данных экспериментальных условиях зафиксировано при массе навески менее 0,0189 г.

В соответствии с расчётными данными содержание углерода-14 в смешанном нитридном ураноплутониевом отработавшем ядерном топливе с выгоранием 38,8 МВт-сут/кг находится на уровне $8,274 \cdot 10^{-5}$ г/г исходного урана и плутония. Радиохимические исследования проводят с использованием образца облучённого ядерного топлива массой 1–2 г. Таким образом, расчётное содержание углерода-14 в образце отработавшего ядерного топлива существенно меньше, чем количество углерода, окисленного нами в результате проведения экспериментов с модельными растворами. Следовательно, весь углерод-14, находящийся в анализируемом образце облучённого ядерного топлива, будет окислен до углекислого газа. Количество углерода в щелочных ловушках, найденное при полном окислении веществ, является убедительным доказательством полноты окисления углерода до диоксида углерода и отсутствия потерь выделяющихся газообразных веществ. По результатам проведённых исследований подготовлен проект методики определения удельной активности углерода-14 в ядерном топливе.

В АО «ГНЦ НИИАР» проведены исследования для обоснования методики определения трития в смешанном нитридном ураноплутониевом облучённом ядерном топливе с выдержкой менее двух лет. Процедура анализа включает стадии растворения данного топлива, получения конденсата дистилляцией части исходного раствора отработавшего ядерного топлива и определения содержания трития в конденсате методом жидкостно-сцинтилляционного счёта. В 2018 году проведена метрологическая аттестация методики определения удельной активности трития в облучённом ядерном топливе, по результатам которой неопределённость удельной активности трития не превышает 14 %.

В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова

ПОВЕДЕНИЕ АМЕРИЦИЯ И ПЛУТОНИЯ В ОКСАЛАТНО-АЦЕТАТНЫХ СИСТЕМАХ

Одним из основных препятствий устойчивого развития атомной энергетики является образование долгоживущих актинидов (америция, нептуния, кюрия) и их накопление в отработавшем ядерном топливе. Это потребовало создания концепции фракционирования и трансмутации младших актинидов, которая предполагает извлечение из отработавшего ядерного топлива более 99 % нептуния и америция с последующим включением их в ядерное топливо.

В АО «ГНЦ НИИАР» накоплены значительные запасы диоксида плутония энергетического происхождения и отходов от производства МОКС-топлива. Содержащийся в них плутоний-241 (с периодом полураспада, равным 14,4 года) в значительной мере распался до америция-241 (период полураспада равен 435 годам), что делает эти материалы ценным сырьём для разработки оксалатной системы, в которой наблюдают значительные различия в свойствах простых и комплексных оксалатов америция и плутония в различных состояниях окисления.

Поскольку исходный раствор смеси америция и плутония имеет достаточно высокую концентрацию азотной кислоты, равную 8–10 моль/л, весьма важным процессом является снижение кислотности до значений, оптимальных для осаждения оксалатов плутония и америция. В настоящей работе для этого использовали два метода: денитрацию муравьиной кислотой и отгонку избытка азотной кислоты. Из научно-технической литературы известно, что при денитрации после полного удаления азотной кислоты происходит восстановление плутония до трёхвалентного состояния, выпадение осадков трёхвалентных редкоземельных и трансплутониевых элементов, а также плутония [2, 3]. Сам процесс денитрации протекает с индукционным периодом, последующим бурным кипением и газовыделением и поэтому не очень пригоден для его реализации в условиях защитного оборудования. Отгонка избытка азотной кислоты с последующим разбавлением позволяет стабилизировать плутоний в четырёхвалентном состоянии [4, 5] и легко снизить концентрацию азотной кислоты до значений 2–4 моль/л, оптимальных для осаждения оксалата плутония (IV) [4, 5]. В этих условиях америций также

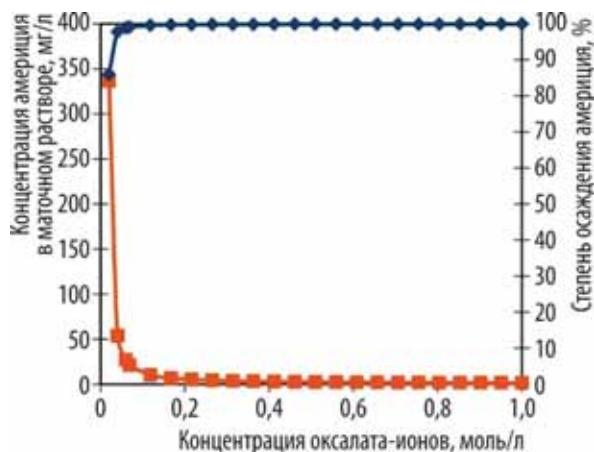


Рис. 3.14. Зависимость остаточной концентрации америция в маточном растворе (—■—) и степени осаждения америция (—◆—) от концентрации оксалат-ионов, равной 2,5 моль/л (исходная концентрация америция равна 0,01 моль/л)

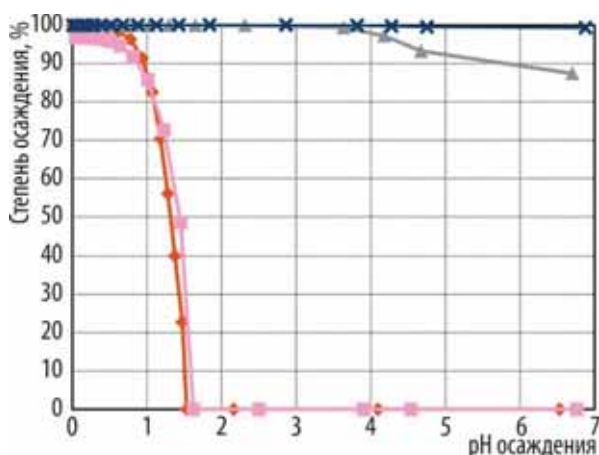


Рис. 3.15. Зависимость степени осаждения оксалатов трёхвалентных америция (—×—) и плутония (—▲—); четырёх- (—◆—) и шестивалентного плутония (—■—) от pH осаждения: исходные концентрации оксалат-ионов $[Ox^{2-}]$, плутония и америция равны 0,5; 0,1 моль/л и 0,01 моль/л соответственно

количественно осаждается в виде оксалата америция (III). На рис. 3.14 показаны расчётные зависимости остаточной концентрации америция в маточном растворе и степени осаждения америция от концентрации оксалат-ионов при концентрации азотной кислоты, равной 2,5 моль/л. Как видно из рис. 3.14, уже при двукратном избытке оксалат-ионов степень осаждения америция составляет более 99%. Совместный осадок оксалатов плутония (IV) и америция (III) является удобной исходной системой для перехода от кислой среды к нейтральной и последующего разделения плутония и америция. Для ионов плутония (IV) характерна высокая склонность к гидролизу и образованию устойчивых полимеров при переходе от кислой среды к нейтральной [4]. В данном случае авторами работы предложена обработка совместного осадка оксалатов плутония (IV) и америция (III) избытком раствора оксалата аммония. При этом будет происходить селективное растворение оксалата плутония (IV) с образованием растворимых оксалатных комплексов, а америций (III) останется в оксалатном осадке.

Предварительно было проведено моделирование поведения плутония и америция в оксалатной и оксалатно-ацетатной системах с помощью программы расчёта химических равновесий HySS2009 [6]. Следует отметить, что расчёты проводили при избытке оксалат-ионов, достаточном для связывания в оксалатные комплексы суммы количества плутония и америция. По результатам расчётов построены соответствующие зависимости степени осаждения оксалатов трёхвалентных америция и плутония; четырёх- и шестивалентного плутония от pH осаждения (рис. 3.15). Как видно,

наибольшие различия в растворимости оксалатов плутония и америция проявляются тогда, когда плутоний находится в четырёх- и шестивалентном состоянии при pH более 2. Как упоминалось ранее, при отгонке избытка азотной кислоты происходит стабилизация плутония в состоянии окисления +4. В этих условиях плутоний полностью находится в растворе в виде комплексов $[\text{Pu}(\text{Ox})_5]^{6-}$ и $[\text{Pu}(\text{Ox})_4]^{4-}$. Очевидно, что для связывания плутония в растворимых комплексах необходим не менее чем пятикратный избыток оксалат-ионов. Концентрация оксалата аммония при температуре 25 °С равна 0,4 моль/л; следовательно, за один технологический цикл можно переработать растворы плутония с концентрацией не более 0,08 моль/л. Для повышения количества перерабатываемого плутония авторами предложено предварительно связывать ионы плутония (IV) в очень прочные ацетатные комплексы [4]. Вероятно, что при последующем введении оксалат-ионов произойдёт пере-распределение плутония между оксалатными и ацетатными комплексами и избыток оксалат-ионов, необходимый для количественного осаждения оксалата америция, может быть больше, чем при отсутствии плутония.

На рис. 3.16 приведена расчётная зависимость степени осаждения оксалата америция и массовой доли комплексных форм плутония (IV) от концентрации оксалат-ионов в растворе ацетата аммония с концентрацией 1 моль/л при pH, равном шести. Как видно из данных рис. 3.16, в присутствии ацетат-ионов плутоний (IV) находится в виде ацетатных и оксалатных комплексов и не влияет на осаждение оксалата америция. Следовательно, в этих условиях можно селективно осаждают оксалат америция (III) в присутствии избытка плутония. После отделения осадка оксалата америция дальнейшее осаждение оксалата плутония (IV) легко осуществляют добавлением заданного количества щавелевой кислоты и подкислением раствора азотной кислотой до концентрации 2–4 моль/л [4].

По результатам моделирования предложена оксалатно-ацетатная схема разделения америция и плутония (рис. 3.17):

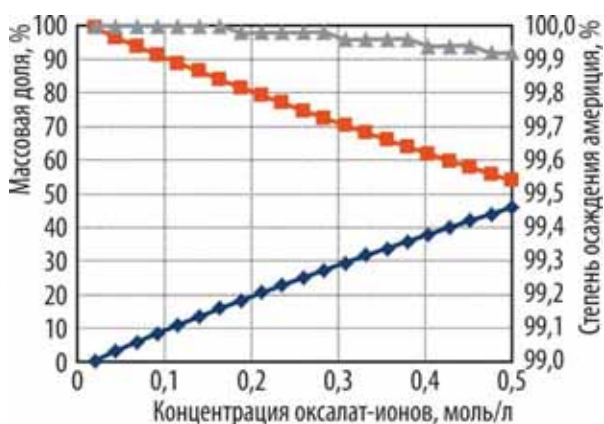


Рис. 3.16. Зависимость степени осаждения оксалата америция (▲) и массовой доли комплексных форм плутония (IV) (◆) от концентрации оксалат-ионов (■) (концентрация плутония и америция равна 0,2 и 0,01 моль/л соответственно)



Рис. 3.17. Схема разделения америция и плутония

Очевидно, что при исходной массовой доле америция-241 в смеси не более 5 % не следует ожидать высокой чистоты полученного америция по плутонию. Действительно, при экспериментальной проверке предложенной схемы был выделен америций с массовой долей плутония 5–7 %. После переосаждения оксалата америция при значениях pH от 4 до 5 массовая доля плутония в америции не превышала 0,1–0,2 %.

Таким образом, с помощью разработанного ацетатно-оксалатного метода можно успешно выделять америций-241 достаточно высокой чистоты. Полученные результаты расширяют объём информации по химии америция и плутония и могут быть использованы при разработке технологии их разделения.

Список литературы

1. The Separation of ^{241}Am from Aged Plutonium Dioxide for Use in Radioisotope Power Systems Using the AMPPEX Process, Catherine Campbell et al. // *Procedia Chemistry*, 2016. V. 21. P. 140–147.
2. Ананьев А.В., Крот Н.Н. Изучение растворимости формиатов трёхвалентных плутония и америция // *Радиохимия*, 1984. № 6. С. 755–758.
3. Догаев В.В., Софронов В.Л., Буйновский А.С. и др. Формиатная технология переработки отходов производства магнитов Nd—Fe—В // *Известия высших учебных заведений*, 2013. Т. 56, № 4/2. С. 135–139.
4. Милюкова М.С., Гусев Н.И., Сентюрин И.Г., Скляренко И.С. Аналитическая химия плутония. — М.: Наука, 1965. — 454 с.
5. Вик О. Плутоний: справочник / перев. с англ. под ред. В.Б. Шевченко и В.К. Маркова. — М.: Атомиздат, 1971. — С. 286.
6. Alderighi L., Gans P., Ienco A. et al. Hyperquad simulation and speciation (HySS): a utility program for the investigation of equilibria involving soluble and partially soluble species // *Coordination Chemistry Reviews*, 1999. V. 184. P. 311–318. — Режим доступа: <http://www.hyperquad.co.uk/hyss.htm>. Дата обращения 15.02.2019.

*А.С. Корнилов, А.О. Макаров, К.О. Щербакова,
О.С. Дмитриева, Е.В. Питеркина, М.Г. Дмитриев*

ГЕТЕРОГЕННОЕ ВЫЖИГАНИЕ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

На современном этапе развития ядерная энергетика практически полностью представлена реакторами на тепловых нейтронах. В реакторах параллельно с целевой реакцией деления урана-235 протекают ядерные реакции, основанные на комбинациях захвата нейтрона и последующих распадах образовавшихся ядер. Кроме ценных (делящихся) изотопов плутония в ядерном топливе накапливаются младшие (минор) актиниды — нептуний, америций и кюрий. Обладая большими периодами полураспада, они определяют долговременную (от 100 до 10 млн лет)

активность и радиотоксичность отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов его переработки. Поэтому требуется создание специальных материалов, позволяющих удерживать младшие актиниды в течение длительного времени, контейнеров, надёжных глубинных хранилищ и многобарьерной защиты. Однако даже это не может полностью обеспечить безопасность долговременного захоронения радиоактивных отходов и хранения отработавшего ядерного топлива. В мире накоплено более 200 т младших актинидов [1]. Нуклидный состав отработавшего ядерного топлива из реакторов различных типов существенно отличается и зависит от исходного состава и достигнутой глубины выгорания топлива, параметров облучения, продолжительности выдержки после него и многих других факторов. В реакторе с электрической мощностью, равной 1 ГВт, в год нарабатывается около 20 кг младших актинидов. В одной тонне отработавшего ядерного топлива реактора типа ВВЭР около килограмма младших актинидов [2].

Несмотря на обеспокоенность мирового сообщества накоплением младших актинидов, реальной их утилизацией никто не занимается, а все работы в этом направлении имеют характер предварительных исследований. В настоящее время, когда в ядерной энергетике отсутствует замкнутый ядерный топливный цикл, основным направлением обращения с отработавшим ядерным топливом является его длительное хранение или захоронение без выделения младших актинидов. Но экономическая эффективность ядерной энергетике не может быть обеспечена без переработки отработавшего ядерного топлива, значительного снижения активности и объёма радиоактивных отходов, их безопасной изоляции, в том числе утилизации младших актинидов. Поэтому в России рассматривается перспектива создания двухкомпонентной ядерной энергетике с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах, где последние могут выполнять ключевую функцию по уменьшению объёма младших актинидов, накопленных в других реакторах. Для этого необходимо комплексное решение задач замкнутого ядерного топливного цикла: переработка отработавшего ядерного топлива реакторов различного типа; выделение младших актинидов с последующей фабрикацией в форму, пригодную для трансмутации и выжигания в реакторах на быстрых нейтронах; переработка облучённых ядерных материалов с младшими актинидами; фракционирование и захоронение радиоактивных отходов.

При трансмутации младших актинидов происходит их превращение в другие актиниды или продукты деления в результате ядерных реакций захвата, деления и радиоактивного распада, а под выжиганием младших актинидов понимается их деление нейтронами с различной энергией, в результате чего актиниды переходят в продукты деления и выделяется энергия. Эффективная трансмутация младших актинидов возможна в составе ядерного топлива как в тепловом, так и в быстром спектре нейтронов. Младшие актиниды в небольшом количестве (не более 3 %) вводят в штатное топливо, в результате чего происходит накопление новых младших актинидов из введённых в ядерное топливо актинидов и сырьевых нуклидов, в первую очередь урана-238. Этот подход называется гомогенной трансмутацией. При многократном рецикле ядерного топлива его нуклидный состав стабилизируется, скорость накопления младших актинидов сравнивается со скоростью их уменьшения, и такое ядерное топливо называют равновесным. Гомогенная трансмутация считается более простым вариантом утилизации младших актинидов в замкнутом ядерном топливном цикле, поскольку при этом конструкцию ТВС не изменяют, а влияние включения нескольких процентов младших актинидов на характеристики ядерного топлива и реактора в целом незначительно. Но при данном подходе невозможно эффективное выжигание уже накопленных и продолжающихся образовываться в других реакторах младших актинидов. А для эффективного выжигания необходимо исключить цепочку образования младших актинидов из сырьевых нуклидов, то есть использовать инертную матрицу, и оптимизировать условия нейтронного облучения под конкретные младшие актиниды, то есть подобрать (сформировать) необходимый спектр и плотность потока нейтронов.

Концепция гетерогенного выжигания младших актинидов предполагает их включение в инертные матрицы и размещение в отдельных сборках в активной зоне или боковом экране реакторов на быстрых нейтронах, создание и внедрение дистанционных технологий производства и фабрикации мишеней. В данном случае объём радиоактивных материалов значительно уменьшается, а основная масса ядерного топлива для реактора может изготавливаться по штатной технологии. Гетерогенное выжигание младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах обладает более гибкой стратегией обращения с актинидами и может быть применено для достижения высоких показателей выжигания и утилизации накопленных младших актинидов. Технология гетерогенного выжигания является совокупностью различных реакторных и вне реакторных разработок. Их анализ показывает необходимость проведения дополнительного комплекса научно-исследовательских работ по разделению и очистке младших актинидов, фабрикации инертных матриц и интеграции в них младших актинидов, переработке облучённых матриц и замыканию цикла по младшим актинидам, повышению эффективности выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах.

Технология гетерогенного выжигания младших актинидов может быть полностью отработана и продемонстрирована в АО «ГНЦ НИИАР», где эксплуатируется реактор БОР-60, строится реактор МБИР, есть радиохимическое и материаловедческое отделения, комплекс радиационно-защитных камер, а также имеется референтный опыт аналогичных работ [3]. Реактор БОР-60 обладает экспериментальными возможностями [4], которые позволяют проводить реакторные испытания по широкому спектру исследований. Скорость реакций захвата и деления младших актинидов определяются плотностью потока (рис. 3.18) и спектром нейтронов (рис. 3.19), которые в реакторе БОР-60 изменяются в большом диапазоне: от жёсткого в центре активной зоны до промежуточного в боковом экране, что позволяет подобрать условия облучения для наиболее эффективного выжигания младших актинидов.

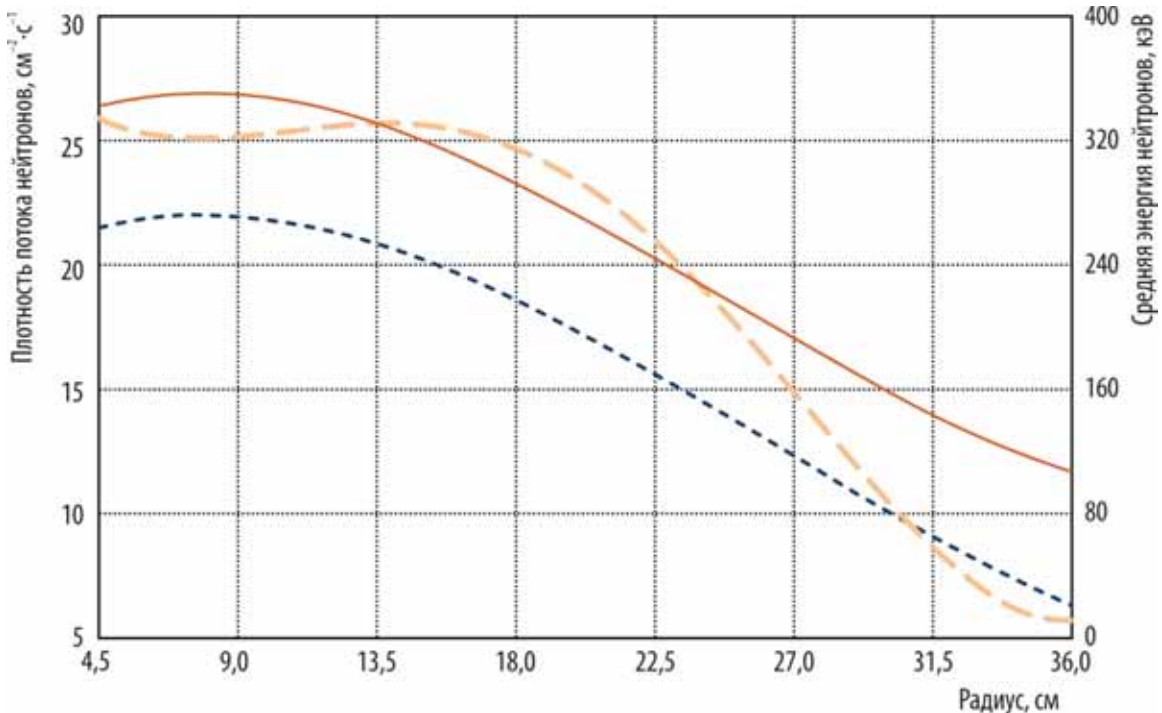


Рис. 3.18. Радиальное распределение средней энергии (---) нейтронов и плотности потока нейтронов: интегральной (—) и с энергией более 0,1 МэВ (-.-.-) — на уровне центральной плоскости активной зоны реактора БОР-60

Технология гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах предполагает включение актинидов в отдельные сборки, специально спроектированные и облучающиеся в оптимальных параметрах (спектр и плотность потока нейтронов) для выполнения задач по выжиганию младших актинидов. Широкомасштабное гетерогенное выжигание младших актинидов в действующих реакторах на быстрых нейтронах (БОР-60, БН-600 и БН-800) позволит упростить обращение с уже накопленным отработавшим ядерным топливом российских атомных электростанций, достигнуть высокой эффективности утилизации вновь образующихся и накопленных запасов младших актинидов и избежать образования вторичных актинидов за счёт использования инертных матриц.

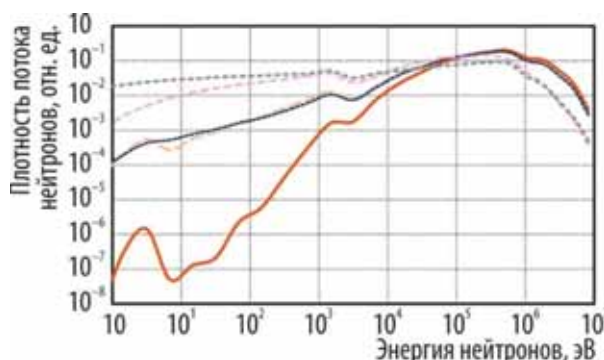


Рис. 3.19. Спектр нейтронов на уровне центральной плоскости активной зоны реактора БОР-60: в ТВС (—) в центре активной зоны, в ТВС (---) и сборке (-·-·-) бокового экрана на границе активной зоны и стального бокового экрана, в сборке (- - -) бокового экрана на периферии, в ячейке (- · - · -) девятого ряда, окружённой замедлителем

Список литературы

1. Status of minor actinide fuel development (IAEA Nuclear Energy Series Publications No. NF-T-4.6). — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009. — 95 p. — Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1415_web.pdf. Дата обращения: 14.03.2019.
2. Baldev R., P. Chellapandi P.R. Vasudeva R. Sodium Fast Reactors with Closed Fuel Cycle. — Boca Raton, NW: CRC PressTaylor & Francis Group, 2015. — 884 p.
3. Izhutov A.L., Zhemkov I.Yu., Naboishchikov Yu.V. [Электронный ресурс] Potential Capabilities of Operating Reactor BOR-60 and Reactor MBIR under Construction to Perform Experiments on Transmutation of Minor Actinides. — 9 p. — Режим доступа: https://conferences.iaea.org/indico/event/126/papers/3202/files/1062-PC_to_Experiments_on_Transmutation_MA_%28BOR-60_MBIR%29-Referee.pdf. Дата обращения: 14.03.2019.
4. Kalygin V.V., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M. et al. Experimental possibilities of research fast reactor BOR-60. — European research reactor conference-2015 (RRFM), Bucharest, Romania, 19–23 April 2015. — Brussels, Belgium: European Nuclear Society, 2015. P. 165–181. — Режим доступа: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/47/116/47116398.pdf?r=1&r=1. Дата обращения: 14.03.2019.


И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, С.С. Погляд



СТЕПНОЙ ЛУНЬ

Circus macrourus (Gmelin, 1771)
Отряд соколообразных (Falconiformes)
Семейство ястребиных (Accipitridae)

Очень редкий гнездящийся перелётный вид, находящийся на периферии своего ареала. Занесён в Красную книгу России и Ульяновской области и Международный список глобально редких видов птиц. В Ульяновской области отмечен в Сурском, Мелекесском, Кузоватовском, Ульяновском, Майнском, Новоспасском районах

The background features a stylized landscape with a large, bright sun or moon partially obscured by a dark silhouette of a forest. A large, light-colored number '4' is positioned on the right side of the page. The overall color palette is dominated by shades of purple and blue.

ТРАНСУРАНОВЫЕ
ЭЛЕМЕНТЫ,
РАДИОНУКЛИДНЫЕ
ПРЕПАРАТЫ
И ИСТОЧНИКИ
ИЗЛУЧЕНИЙ

Основной вклад в выручку от реализации радионуклидной продукции в отчётном году внесли продажи препаратов молибдена-99, стронция-89, йода-131 и изделий — источников ионизирующего излучения и облучённых материалов — на основе селена-75, иридия-192, кобальта-60 и калифорния-252 (рис. 4.1).

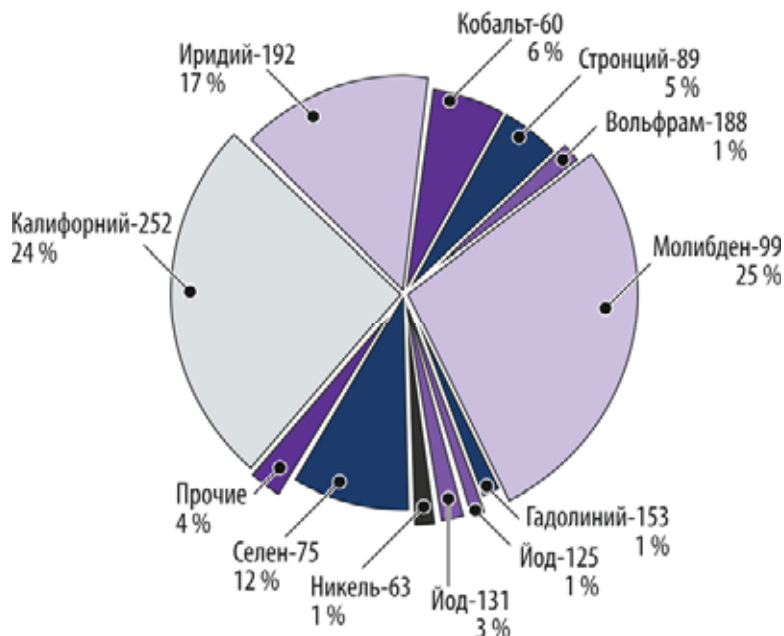


Рис. 4.1. Структура относительного объёма продаж радионуклидной продукции в 2018 году

Из радионуклидных препаратов наибольшую долю в объёме реализованной продукции занимает молибден-99. Поставки препарата осуществлялись в Национальную комиссию по ядерной энергии Бразилии⁶², в АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (Россия), аргентинские фирмы «Бэкон Лабораторис»⁶³ и «Техно-ньюклеар С.А.»⁶⁴. Впервые были начаты регулярные поставки препарата российско-китайскому совместному предприятию⁶⁵ «Пекинская КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью». Объём реализации молибдена-99 (фактическая калибровка активности) в отчётном году превысил данный показатель предыдущего года и составил 589,003 ТБк (15 919 Ки). Производство и отгрузку препарата осуществляли еженедельно на регулярной основе и периодически — дважды в неделю с соответствующим увеличением суммарного объёма отгрузок в среднем до 16,65 ТБк (450 Ки) в неделю (с фактической калибровкой не менее чем на шестые сутки).

Из радионуклидных изделий наибольший вклад в объём реализованной продукции внесли продажи источников на основе калифорния-252, при этом выручка от их реализации более чем в два раза превысила показатель 2017 года. Такой рост обусловлен успешным выполнением контрактных обязательств по поставке источников зарубежным заказчикам: австралийской компании⁶⁶ «Соурс Радиографикс» и французской фирме⁶⁷ «Арева / Фраматом».

Исходный материал для изготовления источников на основе калифорния-252 в 2018 году был получен при штатной радиохимической переработке облучённых мишеней с изотопами юрия, дополнительное количество калифорния-252 было наработано облучением в реакторе СМ опытных мишеней с берклием-249 и калифорнием-249. Идея экспрессной наработки калифорния-252 из этих стартовых нуклидов впервые была апробирована в предыдущем году, а при реализации данного процесса в 2018 году была использована усовершенствованная технология радиохимической переработки облучённого материала, которая обеспечила получение высокочистого целевого продукта с минимальными технологическими потерями.

⁶² CNEN/SP. — Прим. ред.

⁶³ Bacon Laboratorios. — Прим. ред.

⁶⁴ Technonuclear S.A. — Прим. ред.

⁶⁵ Beijing CIAE-RIAR Radioisotope Technology Co., Ltd. — Прим. ред.

⁶⁶ Source Radiographics, Pty Ltd. — Прим. ред.

⁶⁷ CERCA S.A.S. Tour AREVA / Framatome. — Прим. ред.

Из радионуклидных препаратов наибольшую долю в объёме реализованной продукции занимает молибден-99. Поставки препарата осуществлялись в Национальную комиссию по ядерной энергии Бразилии⁶², в АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (Россия), аргентинские фирмы «Бэкон Лабораторис»⁶³ и «Техно-ньюклеар С.А.»⁶⁴. Впервые были начаты регулярные поставки препарата российско-китайскому совместному предприятию⁶⁵ «Пекинская КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью».

В соответствии с утверждённым планом производства калифорния-252 на 2017–2021 годы в отчётном году начаты работы по подготовке к облучению стартового плутония-240. В течение следующего года будут выполнены работы по выделению из смеси изотопов плутония накопившегося продукта радиоактивного распада — америция-241, получению диоксида плутония и изготовлению из него мишеней для облучения в реакторе МИР. В результате в институте будет создан запас тяжёлых изотопов плутония, обеспечивающий значительное расширение годовой производительности калифорния-252 в среднесрочной перспективе.

В отчётном году сохранялся стабильный спрос на такие радионуклидные препараты, как стронций-89, гадолиний-153, вольфрам-188. Объём реализации препаратов йода-125, йода-131 и лютеция-177 в натуральном выражении вырос по сравнению с показателями прошлого года в 1,6; 1,4 и 7,3 раза соответственно. В течение года регулярно производили и еженедельно отгружали коммерческие партии препарата цезия-131 медицинского назначения для компании «ИзоРэй»⁶⁸ (США), суммарно было поставлено более 40,7 ТБк (1 100 Ки) препарата.

Выполнены инициативные поисковые работы для обоснования возможности применения селенида ванадия в качестве материала активной части источников на основе селена-75. В настоящее время закрытые источники излучения на основе селена-75 производят в АО «ГНЦ НИИАР» с использованием элементарного селена, что создаёт риск воздушных радиоактивных выбросов при изготовлении источников. Кроме того, в процессе облучения элементарный селен за счёт плавления и химического взаимодействия с оболочкой теряет геометрические формы и размеры, что приводит к ухудшению его разрешающей способности при использовании в гамма-дефектоскопии. Использование селенида ванадия в качестве материала активной части позволяет улучшить потребительские качества источников и существенно повышает экологическую безопасность их производства. В отчётном году завершена разработка собственной уникальной технологии АО «ГНЦ НИИАР» по синтезу селенида ванадия. Отработаны и внедрены в производство технологии синтеза селенида ванадия и прессования активной части источника из данного материала, проведён комплекс термических и материаловедческих исследований, капсулированные образцы селенида ванадия облучены в реакторе СМ.

В отчётном году начаты работы для обоснования технологии реакторной наработки и изготовления уникального источника на основе хрома-51, предназначенного для проведения научных исследований фундаментальных свойств материи. В 2018 году в рамках договора с Институтом ядерных исследований Российской академии наук обоснована возможность создания источника нейтрино на основе хрома-51 с активностью более 111 ПБк (3 МКи) на производственной базе АО «ГНЦ НИИАР». В процессе выполнения работы проведены расчётно-экспериментальные исследования возможности получения требуемой активности хрома-51 с использованием центральной нейтронной ловушки реактора СМ. Разработана и обоснована конструкция устройства, позволяющая разместить на облучение до 4 кг металлического хрома в виде дисковых заготовок. При использовании хрома, обогащённого по хрому-50 до 97 %, суммарная активность хрома-51 составит приблизительно 129,5 ПБк (3,5 МКи) на момент окончания облучения. В рамках обоснования безопасности определены эффекты реактивности при установке облучательного устройства в центральную нейтронную ловушку реактора и параметры режима охлаждения дисков из хрома. Проведены расчёты температурного поля и дозовых характеристик поля гамма-излучения источника нейтрино на основе хрома-51 с активностью примерно 129,5 ПБк (3,5 МКи). Завершение работ по изготовлению и поставке источника в Баксанскую нейтринную обсерваторию Института ядерных исследований Российской академии наук планируется в начале июля 2019 года.

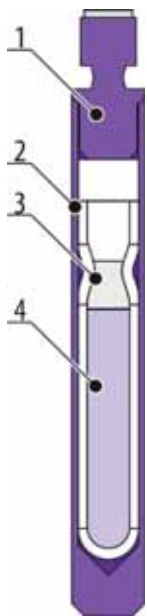
О.И. Андреев

⁶⁸ IsoRay. — Прим. ред.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ОБЛУЧЕНИЮ АМПУЛ С БЕРКЛИЕМ В КВАРЦЕВОЙ МАТРИЦЕ ДЛЯ НАРАБОТКИ КАЛИФОРНИЯ-252

При реакторном производстве калифорния-252 на последней стадии проводят облучение изотопов юрия в высокопоточном реакторе СМ. При этом образуется радионуклид берклий-249 в количестве, примерно равном 10 % от массы калифорния-252. Берклий-249, как и его дочерний продукт распада — калифорний-249, до недавнего времени не представлял ценности для практического применения. В рамках оптимизации процесса наработки калифорния-252 было предложено облучать указанные изотопы с целью получения дополнительного количества калифорния-252. Первый эксперимент проводили в 2017 году с использованием в качестве стартовой композиции пеноалундовых стержней с нанесёнными оксидами берклия и калифорния [1]. Использование пеноалунда в качестве инертной матрицы сердечников мишеней оказалось не оптимальным по ряду причин, главными из которых были неполное выделение калифорния-252 при растворении мишеней и загрязнение раствора солями алюминия.

В 2018 году был проведён повторный эксперимент по получению калифорния-252 из берклия-249 и калифорния-249. В качестве стартового материала использовали смесь кварцевого порошка и оксидов берклия и калифорния. Смесь получили нанесением азотнокислого раствора нитратов берклия и калифорния на кварцевый порошок массой 2,0 г и с частицами размером 100–160 мкм. Смесь высушили под лампой и прокалили в течение 8 ч при температуре 800 °С. Равномерность распределения компонентов обеспечивали механическим перемешиванием смеси до и после прокаливания. Прокалённую смесь поровну разделили между двумя негерметичными капсулами из кварцевого стекла. Согласно предварительным экспериментам, проведённым на имитаторах, насыпная плотность полученного порошка составила примерно 1,1 г/см³. Капсулы поместили в ампулы из нержавеющей стали и герметизировали сваркой. Полученные мишени (рис. 4.2) облучали в течение 19,6 эфф. сут в экспериментальном канале второго ряда нейтронной ловушки реактора СМ.



Перед облучением были проведены ядерно-физические и теплофизические расчёты, которые показали, что максимум удельного энерговыделения в объёме композиции составляет 103 Вт/г и приходится на начало облучения. Температура композиции не превышает 635 °С, что ниже температуры плавления кварца (1 713 °С). Максимальная температура на поверхности ампулы равна 105 °С, что ниже температуры кипения омывающего теплоносителя.

Рис. 4.2. Поперечный разрез мишени для облучения берклия и калифорния:
1 — оболочка сварного пена; 2 — ампула; 3 — кварцевая капсула; 4 — стартовая композиция

Расчёт трансмутации проводили при групповых значениях плотности потока тепловых и резонансных нейтронов⁶⁹, равных $1,78 \cdot 10^{15}$ и $1,30 \cdot 10^{14}$ см⁻²·с⁻¹ соответственно, и температуре нейтронного газа, равной 465°К. Расчётные значения массы и изотопного состава берклия и калифорния на момент окончания облучения суммарно по двум ампулам приведены в табл. 4.1.

⁶⁹ Приведено на 100 МВт мощности реактора СМ. — Прим. авт.

Облучённые ампулы после выдержки в течение 7 сут были вскрыты. Переработку обеих мишеней проводили совместно. Облучённый материал растворяли в азотной кислоте при нагревании. Как показали предварительные эксперименты с использованием оксида европия, азотнокислотное вскрытие не даёт полного извлечения полезных компонентов даже из необлучённых образцов. Оценочное содержание калифорния-252 в кварцевом порошке равно примерно 15 % от общего количества. Для доизвлечения калифорния кварцевый порошок был растворён в 50-процентном растворе фтороводорода при кипячении, а полученный раствор упарен досуха. Сухой остаток фторидов обрабатывали азотной кислотой с концентрацией 16 моль/л для отгонки фторида водорода. Затем содержащие калифорний растворы объединяли, упаривали и проводили выделение калифорния методом катионообменной хроматографии. Сорбцию трансплутониевых элементов осуществляли из 50 мл азотной кислоты с концентрацией 0,1 моль/л на колонке, содержащей 15 см³ катионита BioRad AG 50x8⁷⁰ (200–400 меш⁷¹ в NH₄⁺-форме). Далее проводили элюирование компонентов раствором альфа-гидроксиизобутирата аммония с концентрацией 0,1 моль/л и рН, равным 5,0. Режим хроматографического процесса был выбран с учётом выполненных ранее исследований [2], поскольку в указанных условиях обеспечивается эффективная очистка калифорния от примесей радионуклидов тербия, европия и кюрия. Содержащую калифорний фракцию элюата подкислили азотной кислотой, затем провели очистку от нерадиоактивных солевых компонентов сорбцией на второй колонке с 10 см³ катионита BioRad AG 50x8 (100–200 меш в H⁺-форме), промывкой азотной кислотой с концентрацией 1 моль/л и элюированием этой же кислотой с концентрацией 8 моль/л. В результате получен раствор нитрата калифорния (²⁵²Cf(NO₃)₃), содержание целевого радионуклида в котором хорошо согласуется с расчётными данными.

Таблица 4.1

**Суммарный радионуклидный состав
облучённых мишеней**

Элемент	Массовое число изотопа	Массовая доля изотопа, %
Берклий	249	100
Калифорний	249	1,81
	250	3,88
	251	2,14
	252	91,05
	253	1,10
	254	0,02

Список литературы

1. Топоров Ю.Г., Тарасов В.А., Куприянов А.В. и др. Экспресс-метод получения калифорния-252 облучением берклия. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. Вып. 1. С. 60–68.
2. Андреев О.И., Зотов Э.А., Баранов А.Ю., Куприянова Н.Т. Исследование закономерностей ионообменного поведения калифорния, эйнштейния и фермия в присутствии альфа-окси-изомаляной кислоты // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ НИИАР», 2004. Вып. 4. С. 81–88.

*О.И. Андреев, П.С. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев⁷²,
В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, В.А. Узиков*

⁷⁰ Здесь и далее BioRad AG 50x8 (Биорад) — хроматографическая катионообменная смола производства американской фирмы «Биорад» (BioRad). — Прим. ред.

⁷¹ Здесь и далее меш — внесистемная единица измерения для проволочных сеток (сит). — Прим. ред.

⁷² Аспирант ФГАУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ВОЗМОЖНОСТИ РЕАКТОРА МИР ПО НАРАБОТКЕ ИРИДИЯ-192 В УСЛОВИЯХ ОГРАНИЧЕНИЯ МОЩНОСТИ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК

Источники на основе иридия-192 составляют значительную долю в объёме производимой АО «ГНЦ НИИАР» радионуклидной продукции. Для наработки данного изотопа в настоящее время используют каналы бериллиевого отражателя реактора СМ. Но поскольку реактор СМ с июля 2019 года будет остановлен примерно на год на реконструкцию активной зоны, рассматривается возможность использования свободных облучательных каналов реактора МИР.

До 2009 года в ячейках активной зоны реактора МИР проводили облучение иридия природного изотопного состава (массовая доля иридия-191 — 37,3 %). Иридиевые диски

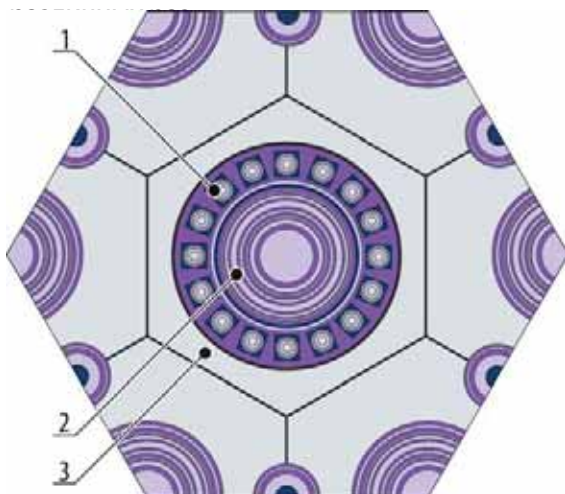


Рис. 4.3. Модель ячейки реактора МИР с устройством для облучения иридия: 1 — ампулы с иридием; 2 — ТВС; 3 — бериллиевый блок

меров размещали в алюминиевых вкладышах (до 52 дисков одного вида на вкладыш). В ампулу (с оболочкой из алюминиевого сплава диаметром 12 мм и толщиной стенки, равной 1 мм,) загружали до семи вкладышей, в облучательное устройство — до шестнадцати ампул (рис. 4.3). Продолжительность облучения составляла около 50 эфф. сут. (две кампании по 25 сут с остановкой на 5 сут для перегрузки топлива) до энергонаработки тепловыделяющей сборки в устройстве не менее 90 МВт·сут с повышением мощности сборки до 2,2 МВт во вторую кампанию. Режим работы с повышенной мощностью привёл к снижению ресурса бериллиевых блоков и увеличению расхода топливных сборок. Было принято решение ограничить максимальную мощность тепловыделяющей сборки до 1,5–1,7 МВт.

При проведении вариантных расчётов моделировали реальную с точки зрения структуры заказа загрузку облучательного устройства с различными дисками из природного или обогащённого иридия следующих размеров (типов):

- 1) диаметром 3 мм и толщиной, равной 0,33 мм (4 мишени);
- 2) диаметром 3 мм и толщиной, равной 0,25 мм (4 мишени);
- 3) диаметром 3 мм и толщиной, равной 0,2 мм (4 мишени);
- 4) диаметром 2,7 мм и толщиной, равной 0,15 мм (4 мишени).

Суммарную массу иридия в облучательном устройстве задавали равной 176 г, режим облучения — две кампании по 25 сут с остановкой между ними продолжительностью 5 сут (рис. 4.4).

При ограничении мощности ТВС до 1,5 МВт достижение требуемой удельной активности иридия-192 при облучении природного иридия для самых массивных дисков (диаметром 3 мм и толщиной, равной 0,33 мм) невозможно даже при увеличении продолжительности облучения до трёх кампаний.

Применение обогащённого иридия (84,5 % по иридию-191) позволяет достигать требуемого значения удельной активности (20,35 ТБк/г (550 Ки/г)) за одну кампанию реактора (25 сут) при мощности тепловыделяющей сборки, равной 1,5 МВт. Уменьшение длительности кампании до 22 сут потребует увеличения мощности до 1,7 МВт, что приемлемо. Исключение из рассмотренной модели облучения самых массивных дисков (диаметром 3 мм и толщиной, равной 0,33 мм) позволит, видимо, не увеличивать мощность.

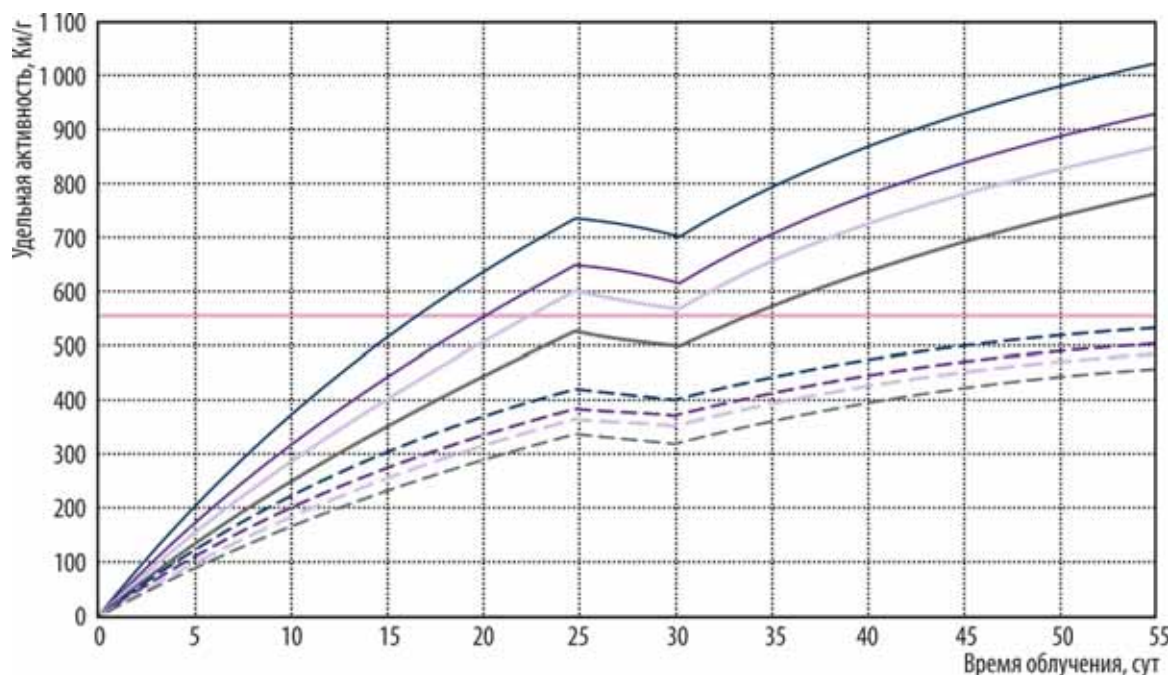


Рис. 4.4⁷³. График накопления иридия-192 в дисках первого (—), второго (—), третьего (—) и четвертого типа (—) из природного (— —) и обогащенного иридия (—), где розовым цветом (—) выделено минимальное требуемое значение удельной активности (20,35 ТБк/г (550 Ки/г))

Для максимизации производительности оптимально облучать диски диаметром 3 мм и толщиной, равной 0,25 или 0,2 мм. Увеличение доли дисков диаметром 2,7 мм и толщиной, равной 0,15 мм, приводит к уменьшению массы иридия в облучательном устройстве и уменьшению производительности, а при использовании дисков диаметром 3 мм и толщиной, равной 0,33 мм, есть риск не достичь требуемой удельной активности.

Поскольку заказ может варьироваться суммарно от 200 до 380 г обогащенного иридия, для каждого цикла облучения дисков в реакторе МИР количество используемых ячеек, состав облучательных устройств, требуемая мощность тепловыделяющих сборок будут подбираться индивидуально.

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

РАЗРАБОТКА И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЙ СВАРКИ АЛЮМИНИЕВЫХ АМПУЛ ДЛЯ НАРАБОТКИ ИЗОТОПОВ

Алюминиевые сплавы получили широкое применение в качестве материала для изготовления ампул, в которых осуществляется наработка изотопов облучением стартового материала в ядерных реакторах. Этому способствуют особые физико-химические свойства алюминия. Наибольшее количество изготавливаемых в АО «ГНЦ НИИАР» алюминиевых ампул (около 700 изделий в год) применяют для наработки изотопа йода-131 в реакторах РБТ-6, РБТ-10/2, СМ.

⁷³ Цифры на оси ординат соответствуют 3,7; 7,4; 11,1; 14,8; 18,5; 22,2; 25,9; 29,6; 33,3; 37 ТБк/г. — Прим. ред.

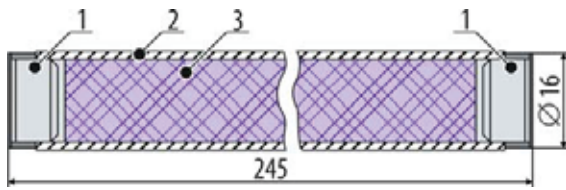


Рис. 4.5. Конструкция ампулы для наработки йода-131:
1 — заглушки; 2 — оболочка; 3 — сердечник

Конструкция ампулы состоит из цилиндрического корпуса диаметром 16 мм. В него помещают стартовый материал и герметизируют, приваривая по торцам заглушки (рис. 4.5). Материалом комплектующих является алюминиевый сплав АД-1⁷⁴.

На сегодняшний день при изготовлении изделий используют импульсную лазерную сварку, обеспечивающую необходимое качество сварных соединений. Вместе с тем применение аргодуговой сварки неплавящимся электродом может расширить возможности производства ампул и повысить производительность процесса.

Известно, что при аргодуговой сварке изделий из алюминиевых сплавов высока вероятность образования дефектов: пор, оксидных включений, нарушений формы сварного шва⁷⁵. Для недопущения образования оксидных включений предложено в теле заглушки под стыком выполнять проточку, в которую вытесняется часть сварного шва с оксидной плёнкой. Геометрические размеры проточки зависят от объёма расплавляемого металла и от величины вылета изделия из цанги, что подтверждают проведённые тепловые расчёты (рис. 4.6).

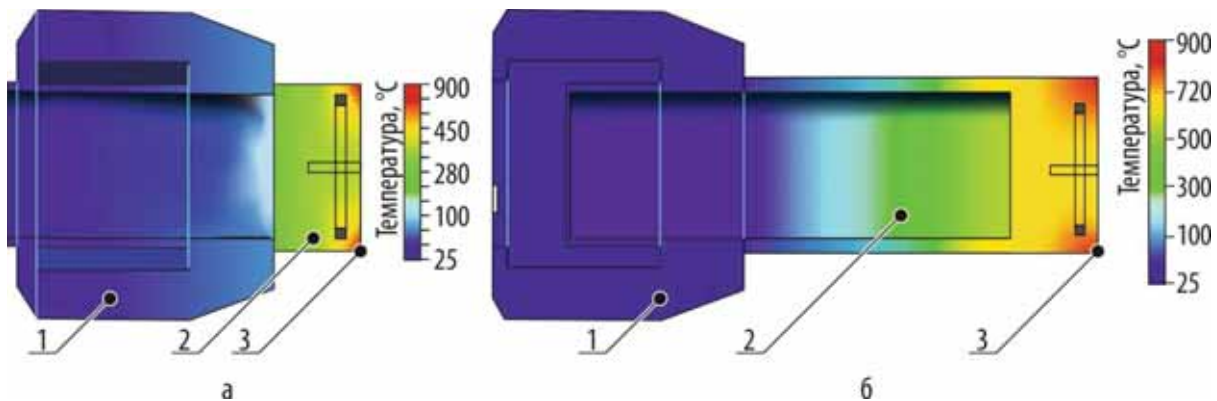


Рис. 4.6. Модель теплового расчёта изделия при сварке с вылетом из цанги 10 мм (а) и 30 мм (б):
1 — цанга; 2 — ампула; 3 — сварное соединение

Экспериментально установлено, что при аргодуговой сварке ампул для наработки йода-131 наиболее благоприятное формирование шва происходит при вылете изделия из медной цанги на 15–20 мм. В этом случае глубина и ширина проточки должны составлять 1 мм. Определено, что при изменении величины вылета изделия из медной цанги необходимо корректировать глубину проточки (рис. 4.7). При этом ширина проточки может оставаться неизменной в пределах $(1 \pm 0,1)$ мм (рис. 4.8). В случае применения лазерной сварки размеры проточки и величина вылета изделия из цанги из-за локальности теплового воздействия не оказывают принципиального влияния на формирование качественного сварного шва.

В процессе герметизации изделий аргодуговой сваркой возможно возникновение выплеска металла при замыкании сварного шва из-за увеличения давления газа внутри изделия.

⁷⁴ АД-1 — технический алюминий высокой пластичности и с высокими антикоррозионными показателями, используемый для изготовления полуфабрикатов (листов, лент, полос, плит, профилей, панелей, прутков, труб, проволоки, штамповок и поковок) методом горячей или холодной деформации, а также слитков и слябов. — Прим. ред.

⁷⁵ Никифоров Г. Д. *Металлургия сварки плавлением алюминиевых сплавов*. — М.: Машиностроение, 1972. — 264 с.

Исключить вероятность образования таких дефектов можно, используя в конструкции ампулы дополнительное торцовое сварное соединение (рис. 4.9, первый сварной шов). В этом случае герметизацию изделия осуществляют на установке сварки в контролируемой атмосфере методом оплавления торца. Скоротечность процесса и локальный ввод тепла при реализации такого способа сварки позволяют формировать сварной шов за минимальное время, при котором не происходит выплеск металла. При выполнении торцового сварного шва на данном оборудовании дополнительно появляется возможность осуществлять сварку в условиях повышенного давления защитного газа над сварочной ванной. Это позволяет снизить вероятность характерного для алюминиевых сплавов образования пор в сварных швах. В результате экспериментов установлено, что при давлении, равном 0,6 МПа и выше, пористость в сварных швах практически устраняется (рис. 4.10).

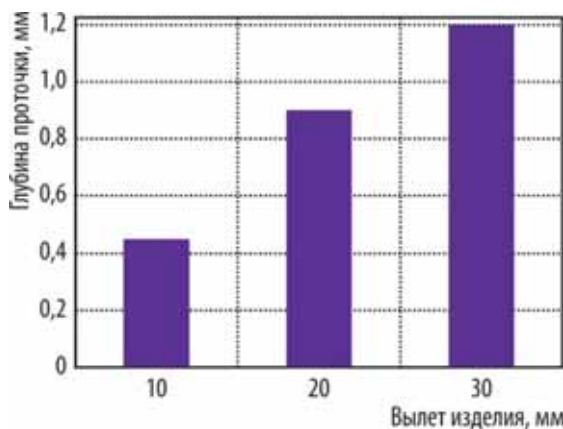


Рис. 4.7. Рекомендуемая глубина проточки в зависимости от вылета изделия из цанги



Рис. 4.8. Влияние ширины проточки на проплавление сварного шва

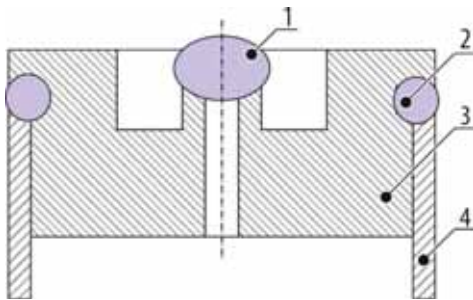


Рис. 4.9. Конструкция заглушки с торцовым швом: 1 — первый сварной шов; 2 — второй сварной шов; 3 — заглушка; 4 — оболочка

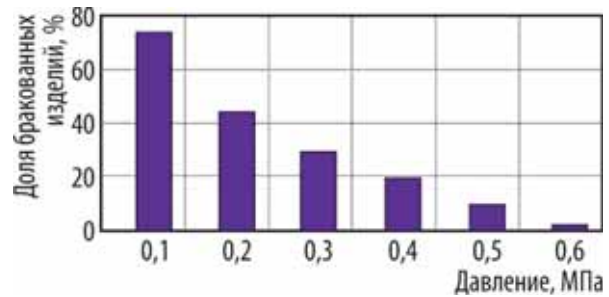


Рис. 4.10. Зависимость количества забракованных изделий после повторной сварки изделий от внешнего давления

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при разработке технологии изготовления ампул из алюминиевых сплавов для наработки иридия-192, внедрение которой необходимо для обеспечения плана производства изотопов на время модернизации активной зоны реактора СМ.

Для совершенствования существующей технологии сварки были проведены исследования, результаты которых позволят повысить качество сварных соединений и снизить себестоимость изготавливаемых в АО «ГНЦ НИИАР» ампул для наработки изотопа йода-131. Повышение качества обеспечивается благодаря многоступенчатой технологии подготовки поверхности под сварку, которая заключается в последовательном электрохимическом травлении в растворе гидроксида

натрия, промывке, сушке и заключительной операции шабрения. Обоснованная замена используемого при сварке гелия на аргон при корректировке режимов сварки позволяет также значительно снизить затраты на производство ампул.

С.А. Андреев, Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Н.А. Костюченко

ИСТОЧНИКИ НОВОГО ТИПА НА ОСНОВЕ РАДИОНУКЛИДА СЕЛЕНА-75

По сравнению с использованием источников на основе иридия-192 применение источников ионизирующего излучения на основе радионуклида селена-75 при гамма-дефектоскопии имеет определённые преимущества в диапазоне значений толщины контролируемого материала, например стали, от 5 до 30 мм. Селен-75, образующийся по реакции $^{74}\text{Se} (n, \gamma)^{75}\text{Se}$, при облучении в ядерном реакторе, является гамма-излучателем со сравнительно низкой энергией. Основные линии энергетического спектра гамма-излучения селена-75 находятся в диапазоне от 0,066 до 0,401 МэВ. Это обстоятельство позволяет за счёт уменьшения толщины радиационной защиты существенно снизить габариты гамма-дефектоскопов и изготавливать их переносными и удобными для использования в полевых условиях и труднодоступных местах.

Атомарный селен достаточно сильно подвержен химическим и физическим воздействиям [1–3]. При температуре свыше 400 °С селен реагирует со многими металлами обладающими низкой степенью активации, то есть потенциально пригодными для изготовления капсулы источника: алюминиием, титаном, молибденом, ванадием. Поэтому требуется тщательно выбирать материал капсулы-мишени и поддерживать её температуру в ходе облучения ниже 400 °С во избежание химического взаимодействия с селеном и коррозии стенок капсулы.

В АО «ГНЦ НИИАР» функционирует производство закрытых источников промышленного назначения на основе селена-75 (рис. 4.11) широкой номенклатуры [4]. В настоящее время для облучения в реакторе из селена-74 прессуют таблетку необходимого размера, которую герметизируют во внутренней капсуле из ванадиевого сплава, используя импульсную лазерную сварку. Герметизацию наружной капсулы из стали марки 12Х18Н10Т выполняют аргонодуговой сваркой в дистанционных условиях радиационно-защитной камеры. Плотность таблетки составляет около 4 г/см³. При облучении селен плавится (температура плавления — 217 °С),



Рис. 4.11. Внешний вид источника гамма-излучения на основе селена-75

а по его окончании кристаллизуется в гексагональную форму с плотностью, равной 4,8 г/см³. Увеличение плотности селена вызывает образование пустот внутри капсулы. Их наличие приводит к ослаблению интенсивности потока гамма-излучения относительно центра активной части источника (фокальное пятно размывается) и ухудшению разрешающей способности гамма-дефектоскопов. Решением проблемы

может стать выбор материала на основе селена, который химически устойчив при температурном режиме облучения и в то же время способен обеспечить высокое содержание селена и не активироваться в реакторе с образованием дополнительных гамма-излучающих радионуклидов. Представляется целесообразной замена селена в источнике селенидом металла, который имеет

температуру плавления либо близкую к температуре плавления металла, либо даже превышающую её. Такая замена оправдана и с точки зрения экологической безопасности производства источников [5–8].

В системе «ванадий — селен» имеется несколько устойчивых фаз в области селенидов ванадия: VSe , VSe_2 , V_2Se_3 . Все эти фазы однородны в довольно широких пределах значений массовой доли селена — от 61 до 75 % [3]. Данные соединения можно получить синтезом из простых веществ. Такой способ является наиболее удобным и обеспечивающим минимальные потери дорогостоящего обогащённого селена-74. Основными операциями при осуществлении прямого синтеза селенида из простых веществ являются:

- получение однородной смеси тонкодисперсных порошков с массовым отношением селена к ванадию, равным три к одному;
- прессование таблеток (произвольных форм и размеров) с использованием этой смеси;
- отпайка таблеток в кварцевые ампулы, заполненные гелием, и термическая обработка.

На стадии отработки температурных режимов синтеза использовали селен природного состава и мелкодисперсный порошок ванадия. Из однородной смеси селена и ванадия с массовым отношением, равным три к одному, были отпрессованы таблетки, которые запаивали в кварцевые ампулы, заполненные гелием. Ампулы помещали в контейнер из нержавеющей стали и подвергали термическому воздействию в лабораторной муфельной печи сопротивления. В результате термообработки был получен порошок серо-чёрного цвета с достаточно хорошей текучестью и сыпучестью. Эти важные технологические показатели способствуют хорошему заполнению пресс форм сложной формы и получению таблеток с достаточно высокой плотностью.

Для идентификации фазового состава был использован метод рентгенофазового анализа, который показал, что при термическом воздействии произошло образование диселенида ванадия с гексагональной решёткой. Массовая доля селена в области гомогенности в такой структуре составляла 72–75 %. Термическим разложением диселенида в высоком вакууме при температуре около 1 000 °С можно получить моноселенид ванадия. Все селениды ванадия являются сравнительно устойчивыми соединениями. После месячного хранения в эксикаторе состав их не меняется. Окисление на воздухе начинается при 500 °С. В вакууме диселенид устойчив до 450 °С [3].

Из полученного порошка были отпрессованы таблетки диаметром 3 мм с использованием пресс-инструмента, предназначенного для изготовления сердечников из селена-74 для штатной капсулы выпускаемых селеновых источников типа СР-17. Масса разовой навески ограничена объёмом приёмной полости матрицы и насыпной плотностью используемого порошка. Насыпная плотность экспериментальной партии порошка селенида достаточно высокая — не менее 1,2 г/см³. Это обстоятельство позволило увеличить разовую навеску для приёмной полости матрицы перед прессованием. В составе диселенида ванадия массовая доля селена равняется 75,5 % [3], то есть количество активируемого материала (селена) в одной таблетке будет не меньше, чем в штатной таблетке (85 мг). Прессование проводили на гидравлическом прессе. Плотность отпрессованных таблеток — 5,42–5,46 г/см³ — рассчитана по геометрическим размерам и составляет около 94 % от теоретической плотности.

Отпрессованные таблетки были заключены в ванадиевые капсулы, используемые при производстве одного из типовых источников гамма-излучения на основе селена-75, для последующих термических и реакторных испытаний. Капсулы были загерметизированы лазерной сваркой по существующей технологии с выполнением всех контрольных операций. Капсулы



Рис. 4.12. Рентгеновский снимок капсулы с таблеткой после термоиспытания

для термических испытаний после герметизации помещены в ампулу из кварцевого стекла и запаены в среде гелия. Ампула установлена в металлический контейнер и поставлена в печь на проведение термических испытаний по режиму: нагрев до температуры 450 °С, выдержка в течение семи часов, подъём температуры до 550 °С с выдержкой при этой температуре в течение шести часов.

Внешний осмотр после выдержки показал, что капсулы из ванадия сохранили свой внешний вид: остались светлыми, с металлическим блеском. Геометрические формы таблетки не претерпели каких-либо изменений, и контуры внутренней полости капсулы сохранили свой первоначальный вид (рис. 4.12).

Дальнейшие исследования проводили металлографическим методом на шлифах, приготовленных из поперечного сечения капсулы. Шлифы готовили стандартным способом, заливая капсулы в металлографические обоймы сплавом Вуда⁷⁶ и сошлифовывая материал капсулы на высоту, приблизительно равную

половине высоты таблетки, с целью получения в плоскости шлифа поперечного сечения капсулы с таблеткой, близкому к середине. На рис. 4.13 приведено изображение участка поперечного сечения капсулы с селенидом после шести часов испытаний при температуре 550 °С. Диаметр цилиндрической полости капсулы для размещения таблетки равен (3,1 + 0,1) мм, матрица для прессования таблеток рассчитана под трёхмиллиметровый размер. Выбранные допуски обеспечивают гарантированный зазор между таблеткой и корпусом, равный примерно 0,05 мм, что необходимо для обеспечения свободного ввода таблетки в корпус капсулы при сборке источника. Диаметры таблеток из селенидов, отпрессованных для испытаний, укладывались в интервал значений от 3,005 до 3,01 мм. На металлографических шлифах видно, что зазор сохранился, взаимодействия селенида с ванадием не обнаружено. Контур внутренней полости

капсулы ровный, без признаков какого-либо коррозионного воздействия.

Реакторные испытания капсул с таблетками из селенида ванадия проводили в ячейке центральной нейтронной ловушки реактора СМ в течение двадцати эффективных суток. После облучения пенал с ампулой был доставлен в радиационно-защитную камеру. Исследования показали, что все три капсулы после облучения сохранили герметичность. Активность капсул составила 38,85 Гбк (1,05 Ки), что, учитывая природный состав использованного селена, согласуется с предварительно проведёнными оценками.



Рис. 4.13. Микроструктура участка поперечного сечения капсулы после термоиспытаний

⁷⁶ Сплавом Вуда называют легкоплавкий тяжёлый сплав, состоящий из висмута (50 %), свинца (25 %), олова (12,5 %) и кадмия (12,5 %) и изобретённый в 1860 году американским дантистом Барнабасом Вудом. — Прим. ред.

Использование селенида ванадия вместо элементарного селена обеспечивает высокую степень надёжности и безопасности источников, гарантирует нераспространение радиоактивных веществ в окружающую среду в случае разгерметизации источника в аварийных ситуациях, улучшает качество источников за счёт сохранения стабильности геометрических размеров активной части и исключает возможность произвольного увеличения размеров фокального пятна излучателя в процессе активации.

Список литературы

1. Счастливый В.П., Чижиков Д.М. Селен и селениды. — М.: Наука, 1964. — 320 с.
2. Ефимов А.И., Белорукова Л.П., Василькова И.В., Чечев В.П. Свойства неорганических соединений: справочник. — Л.: Химия, 1983. — 392 с.
3. Оболончик В.А. Селениды. — М.: Металлургия, 1972. — 296 с.
4. Каталог радионуклидных источников ионизирующего излучения и препаратов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 45 с.
5. Патент № 2614529 (13) С2, Российская Федерация, (51) МПК G21G4/06 (2006.01) [Электронный ресурс]. Радиоактивный материал с изменённым изотопным составом / Манро Джон Дж., Шер Кевин Дж. // Бюл., 2017, № 10. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 07.02.2019.
6. Патент № 2499312 (13) С1, Российская Федерация, (51) МПК G21G4/04 (2006.01) [Электронный ресурс]. Радионуклидный источник излучения для радиационной гамма-дефектоскопии / Дуб А.В., Рябов А.Н., Капустин В.И., Хаютин С.Т., Алеханович Е.А., Поезжаева Л.В., Калинин В.Т., Фрейдин Б.М., Кузьмич Ю.В. // Бюл., 2013. № 32. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 07.02.2019.
7. Патент № 2221293 (13) С1, Российская Федерация, (51) МПК G21G4/04 (2000.01) [Электронный ресурс]. Источник гамма-излучения / Шилтон Марк Голдер // Бюл., 2004. № 1. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 07.02.2019.
8. Патент № 2444074 (13) С1, G21G4/04 (2006.01) [Электронный ресурс]. Способ получения источников гамма-излучения на основе радионуклида селена-74 для гамма-дефектоскопии / Волчков Ю.Е., Декопов А.С., Злобин Н.Н., Косицин Е.М., Кузнецов Л.К., Шимбарев Е.В., Федотов В.И., Хорошев В.Н. // Бюл., 2017. № 6. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 07.02.2019.

*Л.Л. Казаков, А.С. Михеев, Е.М. Табакин,
Р.Г. Абдуллов⁷⁷, В.А. Атаманов, Андрей А. Фокин,
А.Ф. Рыбаков, С.А. Андреев, Ю.В. Иванович*

⁷⁷ Аспирант ФГАУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ ПРИМЕСЕЙ В ПРЕПАРАТЕ МОЛИБДЕНА-99

К радионуклиду молибдену-99, применяемому в ядерной медицине, предъявляют ряд жёстких требований по чистоте. Так, отношение активности альфа-излучающих примесей к общей активности молибдена-99 не должно превышать 10^{-7} % на день калибровки. Требования к методикам контроля качества препарата регламентируются национальными фармакопеями, где, помимо требований к конечному препарату (например, радионуклидная и радиохимическая чистота), приводится описание методик, рекомендуемых для контроля качества конечной продукции. Однако этими документами не исключается применение других аттестованных методик.

Содержание альфа-излучающих радионуклидов в препарате контролируют методом альфа-спектрометрии. Требуемая чувствительность этого метода анализа достигается лишь при условии более чем стократного подавления фона от основного радионуклида. В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» контроль содержания альфа-излучающих примесей осуществляется в отложенных пробах — после продолжительной (12–14 дней) выдержки, необходимой для распада короткоживущего молибдена-99 с периодом полураспада, равным 2,75 дня. Подобный подход гарантирует корректность определения альфа-излучателей на уровне 10^{-8} – 10^{-9} %.

Методика, описанная в Европейской фармакопее [1], включает в себя добавление к паспортной пробе известного количества стандартных образцов америция и плутония, отделение альфа-излучающих примесей от молибдена-99 методом ионообменной хроматографии с использованием анионообменной смолы, подготовку пробы к электрохимическому осаждению, заключающуюся в переводе элюата после очистки от молибдена в сульфатную форму. После чего происходит нанесение альфа-излучающих примесей на металлическую подложку электрохимическим методом. Конечным этапом анализа является процесс измерения альфа-спектра.

Прямое повторение методики, изложенной в Европейской фармакопее [1], показало, что в ней существует ряд недостатков, связанных с особенностями процессов разделения альфа-излучающих примесей и молибдена-99 и электрохимического выделения определяемых примесей. В частности, отмечался низкий и нестабильный выход определяемых примесей (40–60 %). Также вызывает вопрос использование в исходных стандартных растворах америция-243 и плутония-242 хлорида лантана в качестве носителя. Наличие лантана в системе после разделения примесей и молибдена и перевода анализируемого раствора в сульфатную форму приводит на стадии электрохимического осаждения к выпадению осадка сульфата лантана, который препятствует проведению процесса электроосаждения. Поэтому возникла необходимость адаптации методики определения альфа-излучающих примесей, рекомендованной Европейской фармакопеей, в части выделения и очистки примесей от молибдена-99 и подготовки пробы к измерению альфа-спектра.

Был проведён ряд экспериментов по разделению молибдена-99 и альфа-излучающих примесей на хроматографической колонке, объём которой равен 1 см^3 , с анионообменной смолой BioRad AG 1-X8 Resin⁷⁸ (100–200 меш) по методике, рекомендованной Европейской фармакопеей (табл. 4.2). Полученные результаты свидетельствуют о том, что в данных условиях наблюдается падение молибдена-99 в элюат, однако последовательная сорбция на двух колонках, как описано в Европейской фармакопее, позволяет снизить его массовую долю на 60–80 %, что достаточно для перехода на следующий этап подготовки. Существенного влияния солей лантана на процесс разделения обнаружено не было. Однако, как уже говорилось выше, растворимость сульфата лантана ограничена — 2,14 г на 100 г растворителя при 25 °С [2]. Исходя из начальных данных

⁷⁸ Здесь и далее BioRad AG 1-X8 Resin — хроматографическая анионообменная смола производства американской фирмы «Биорад» (BioRad). — Прим. ред.

(0,27 г лантана в пробе) и растворимости сульфата лантана, образующегося при переводе пробы в сульфатную форму при подготовке её к электрохимическому осаждению, можно сделать вывод о неизбежности образования твёрдой фазы при электроосаждении.

Рассмотренный альтернативный метод [3] разделения, отличающийся использованием катионообменной смолы вместо рекомендуемой анионообменной, также дал положительные результаты (рис. 4.14). На колонку объёмом 1 см³ с катионообменной смолой BioRad AG 50W-X8 Resin подавали исходный раствор также объёмом 1 мл, содержащий радионуклиды: молибден-99, америций-243 и плутоний-242 — в соляной кислоте с концентрацией 0,1 моль/л. Далее проводили промывку 8 мл этой же кислотой с такой же концентрацией и десорбцию 9 мл той же кислотой, но с концентрацией 7 моль/л.

Таблица 4.2

Выход радионуклидов в элюат

Радионуклид	Массовая доля нуклида в элюате после разделения, %	
	с носителем	без носителя
Молибден-99	61	53
Америций-243	99	93
Плутоний-242	92	92

Примечание. Объём элюата равен 2 мл.

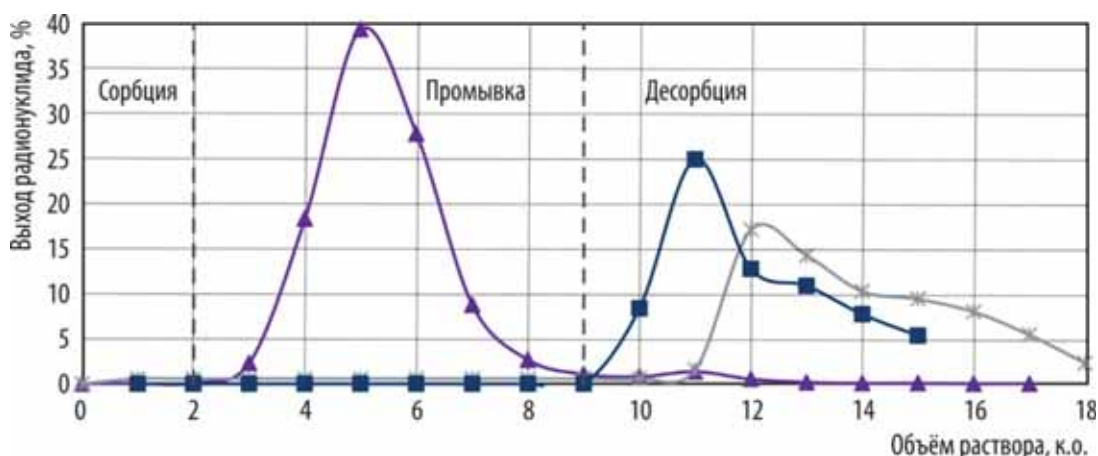


Рис. 4.14⁷⁹. Поведение молибдена-99 (▲), америция-243 (✱) и плутония-242 (■) на сорбционной колонке с катионитом в динамических условиях

Из полученных данных видно, что в указанных условиях происходит полное разделение молибдена-99, америция-243 и плутония-242. Значит, не исключена возможность использования катионообменной смолы для выделения альфа-излучающих примесей. Однако данный способ имеет ряд недостатков. Образование бóльшего объёма элюируемых растворов (по сравнению с разделением с использованием анионообменной смолы) приводит к увеличению времени, затрачиваемого на данную стадию. А использование крепких растворов соляной кислоты в условиях защитного оборудования может привести к коррозии. Всё это не позволяет отдать предпочтение способу выделения на катионообменной колонке.

Последующая стадия электрохимического выделения альфа-излучающих примесей на металлическую подложку предполагает использование в качестве электролита сульфатно-аммиачного буфера с рН, равным 2,1–2,4 [1]. Осаждение альфа-излучателей, согласно литературным данным, проводят из азотнокислой среды в интервале значений рН от 1,5 до 4 [4], а также из сульфатно-аммиачной (с рН, равным 2–4) и органических сред [4–6]. После анализа литературных данных, помимо предлагаемого в Европейской фармакопее сульфатно-аммиачного электролита с рН, равным 2,1–2,4, был выбран сульфатно-аммиачный электролит с рН, равным 3,5.

⁷⁹ Здесь и далее к. о. — колоночный объём; равен объёму смолы в сорбционной колонке. — Прим. ред.

Электрохимическое осаждение осуществляли в разборной электролитической ячейке, объём которой был равен 20 мл, диаметр активного пятна — 16 мм (табл. 4.3). В качестве анода была использована спираль из платиновой проволоки, катода — подложка из нержавеющей стали, расстояние между электродами было 5 мм. При рН электролита, равном 2,1–2,4, в интервале значений силы тока от 0,4 до 0,8 А и времени электролиза, равном 10–150 мин, степень осаждения америция-243 не превышает 30 %, а плутония-242 — 80 %. Тогда как при рН электролита, равном 3,5, и времени проведения электролиза не менее 60 мин в том же интервале значений силы тока достигается выход америция-243 и плутония-242 от 80 до 100 %.

Таблица 4.3

Кинетика электрохимического осаждения изотопов

Время, мин	Сила тока, А									
	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8
Америций-243										
10	3	2	2	2	2	32	29	35	30	32
20	5	4	3	4	5	53	57	61	35	51
40	7	7	9	7	7	82	78	87	69	79
60	9	10	12	10	12	88	89	93	84	93
90	13	12	14	14	16	96	97	97	93	93
120	14	15	15	19	22	93	Около 100		98	Около
150	15	16	18	22	27	93	95	99	88	100
Плутоний-242										
10	10	19	19	19	11	29	29	36	36	51
20	36	37	48	44	19	54	61	62	63	71
40	41	52	68	52	29	76	82	86	75	91
60	45	70	75	46	34	80	90	91	81	97
90	42	63	77	44	38	95	94	96	88	Около 100
120	50	46	81	56	38	95	94	96	Около	
150	50	54	80	57	39	96	92	96	100	
рН электролита	2,1–2,4					3,5				

После анализа всех полученных данных были внесены коррективы в методику определения альфа-излучающих примесей, представленную в Европейской фармакопее. В частности, предложено использовать стандартные образцы америция-243 и плутония-242 без применения солей лантана в качестве носителя, а в качестве электролита использовать аммиачно-сульфатный буферный раствор с рН, равным 3,5. Проведена метрологическая аттестация данной методики.

Список литературы

1. Европейская фармакопея на русском языке, версия 7.0. — 7-е изд. — М.: Ремедиум, 2011. С. 1399–1400.
2. Коган В.Б., Фридман В.М., Кафаров В.В. Справочник по растворимости. Т. 1. Бинарные системы. Кн. 1. — М.-Л.: Издательство Академии наук СССР, 1961. — 960 с.
3. Мархол М. Ионообменники в аналитической химии: перевод с английского О.П. Швоевой: в 2 ч. — М.: Мир, 1985. — 547 с.

4. Дедов В.Б., Косяков В.И. Электролитическое осаждение плутония, америция и кюрия. — В кн. Доклады советской делегации на международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1955. Исследования в области геологии, химии и металлургии. — М.: Издательство Академии наук СССР, 1955. С. 250–262. — Режим доступа: http://elib.biblioatom.ru/text/doklady-zheneva-1955_issledovaniya-v-geologii_1955/go,254/. Дата обращения: 08.02.2019.
5. Talvitie N.A. Electrodeposition of Actinides for Alpha Spectrometric Determination. — Las Vegas, Nevada (USA): Western Environmental Research Laboratory, Environmental Protection Agency, 1972. N. 44(2). P. 280–283.
6. Селявский В. Ю., Кочетов В.Г., Житков С.А. и др. Исследование процесса очистки водно-хвостовых растворов от америция с использованием оксалата кальция // Известия высших учебных заведений, 2013. Т. 56, № 4/2. С. 257–263.

*Г.В. Гончарова, В.А. Дитяткин, Е.В. Чернооккая, А.В. Борзова,
В.Г. Аббязова, А.Ю. Енизеркина, А.С. Куприянов, С.С. Печёрина*

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ КОЛЬЦЕВОЙ МИШЕНИ ДЛЯ НАРАБОТКИ МОЛИБДЕНА-99

Одно из ключевых направлений производства радионуклидов в АО «ГНЦ НИИАР» — наработка молибдена-99 медицинского назначения. Технология основана на выделении целевого радионуклида, накапливаемого в виде продуктов деления урана-235 в мишенях с урановым сердечником при их облучении в исследовательском реакторе. Для повышения эффективности наработки целевого нуклида проводится оптимизация конструкции используемых мишеней. Одна из перспективных конструкций — мишень кольцевого типа. В качестве материала её сердечника используют интерметаллид урана высокого обогащения по урану-235. Мишень представляет собой две соосно расположенные трубы (обечайки) из алюминиевого сплава, в зазор между которыми засыпают порошок интерметаллида урана. Зазор герметично закрыт крышками.

Облучательное устройство для наработки молибдена-99 представляет собой конструкцию, состоящую из соединённых между собой трубой верхней и нижней концевых деталей. Труба внутри заполнена теплоносителем. Между концевыми деталями могут быть расположены одна или две (одна над другой) кольцевые мишени. Все детали облучательного устройства изготовлены из алюминиевых сплавов, само устройство охлаждается теплоносителем первого контура реактора.

Условия облучения мишеней определяли расчётным путём. Расчёты выполнены с помощью аттестованного пакета прикладных программ MCU (версия MCU-RFFI/A [1, 2]). Всего рассмотрели три варианта исполнения мишеней, отличающихся размерами обечаек. Параметры этих мишеней, которые остаются неизменными в пределах типа исполнения мишени, приведены в табл. 4.4. В первом и третьем вариантах исполнения мишеней применяют неразбавленный порошок интерметаллида урана. Для мишеней второго варианта исполнения при использовании высокообогащённого урана порошок требуется разбавлять, чтобы заполнить объём сердечника. Для первого варианта исполнения толщину сердечника и, соответственно, диаметр внутренней обечайки рассчитывали исходя из требуемого содержания урана в мишени, поэтому могут понадобиться обечайки нестандартных размеров. Обечайки для второго и третьего вариантов исполнения мишеней имеют стандартные размеры и производятся на предприятиях России.

Во всех расчётных моделях задавали облучательное устройство с двумя мишенями, расположенными симметрично относительно средней плоскости активной зоны.

Таблица 4.4

Основные параметры мишеней

Параметр	Значение для варианта исполнения мишени		
	1	2	3
Диаметр обечайки, мм:			
внешней	53	50	52
внутренней	50,36	45	48
Толщина обечайки, мм	0,35	0,35	0,75
Высота мишени, мм		96	
Размеры сердечника, мм:			
Наружный диаметр	52,3	49,3	50,5
Толщина	0,97	2,15	1,25
Высота	91,5	91,5	91,5
Состав сердечника мишени	0,9 UAl ₃ + 0,1 UAl ₄		
Плотность интерметаллида урана, г/см ³	6,56		
Массовая доля урана в интерметаллиде, %	74,4		
Масса урана-235 в мишени, г	25	25	25 / 33,835*

*Первое значение соответствует свободной засыпке порошка интерметаллида урана, второе — засыпке с виброуплотнением.

По результатам расчётов для детальной проработки конструкции и технологии изготовления мишени был выбран третий вариант исполнения с виброуплотнением порошка интерметаллида урана. Облучательное устройство с этими мишенями, параметры которых перечислены ниже, имеет наиболее высокую мощность при заданных условиях охлаждения в реакторе и максимальный выход молибдена-99. Кроме того, необходимые для изготовления этих мишеней комплектующие (трубы) производятся промышленностью и доступны для приобретения.

Параметры выбранного варианта мишени

Обогащение урана по урану-235	75 %
Плотность интерметаллида урана в сердечнике	0,523 отн. ед.
Масса в мишени, г:	
урана-235	33,835
алюминия.....	80,37
Мощность, кВт:	
нижней мишени	40,4
верхней мишени	41,3
суммарная	81,7
Удельная мощность облучательного устройства	1,21 кВт/г урана-235
Аксиальный коэффициент неравномерности распределения энерговыделения:	
для нижней мишени	1,17
для верхней мишени	1,20

Относительную плотность интерметаллида урана в сердечнике вычисляли делением массы интерметаллида в мишени на объём её сердечника и на плотность интерметаллида (см. табл. 4.4). Значение относительной плотности интерметаллида в сердечнике, равное 0,523, соответствует плотности виброуплотнённого порошка. Для того чтобы определить технологические параметры засыпки порошка интерметаллида урана в выбранный вариант кольцевой мишени, был изготовлен имитатор с зазором, равным 1,2 мм, между внешней и внутренней обечайкой.

При проведении испытаний использовали порошок интерметаллида урана естественного обогащения с размером частиц 100–200 мкм. Для удаления влаги и улучшения сыпучести порошок просушивали в течение 60 мин при температуре 150–170 °С. Заполнение имитатора мишени порошком интерметаллида осуществляли порционно. После засыпки каждой порции проводили виброуплотнение порошка в течение 5–7 с. Полученная плотность сердечника равна $(3,42 \pm 0,01)$ г/см³, что соответствует плотности, принятой при нейтронно-физических расчётах.

Технологические исследования показали возможность равномерного заполнения мишени порошком интерметаллида урана с небольшим зазором между обечайками. По результатам проведённых работ разработана конструкторская документация на кольцевую мишень для наработки радионуклида молибдена-99.

Список литературы

1. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов: препринт: ИАЭ-5837/5. — М.: Российский научный центр «Курчатовский институт», 1994. — 63 [2] с.
2. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып. 3. С. 50–55.

*А.Л. Ижutow, А.Л. Петелин, В.В. Пименов, М.Н. Гурьева,
А.В. Кремер, А.П. Малков, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко*

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ФТОРИДА РАДИЯ В ВОДЕ

В АО «ГНЦ НИИАР» разрабатывается технология получения короткоживущих альфа-излучающих нуклидов наработкой их материнских изотопов: актиния-227, тория-228 и тория-229 — облучением радия-226 в реакторе СМ. В облучённый материал в значимом количестве попадают продукты активации материала оболочек реакторных ампул: изотопы хрома, железа и кобальта [1]. Удобным методом концентрирования целевых компонентов: радия, актиния и тория — и отделения их от примесей является осаждение малорастворимых фторидов. Одним из препятствий перед практическим применением данного метода является отсутствие надёжных количественных данных о растворимости фторидов радия и актиния. Литературные данные о растворимости фторида радия в воде носят оценочный характер. По справочнику [2] произведение растворимости фторида радия при 25 °С, оценённое из термодинамических данных [3], составляет примерно $2 \cdot 10^{-4}$. Растворимость фторида бария, ближайшего аналога фторида радия, в воде равна 0,16 г/л при 20 °С [4]. Целью работы было определение растворимости фторида радия в воде и уточнение его произведения растворимости.

Для снижения потерь радия при промывке осадка фторид радия осаждали из водно-спиртового раствора. Было проведено два эксперимента с радием-226. Очистку радия в обоих случаях проводили методом катионообменной хроматографии с использованием сорбента BioRad AG-50x8 (в NH₄⁺-форме, 200–400 меш). Сорбцию радия осуществляли из аммиачно-ацетатного буферного раствора с рН, равным 4,5. Примеси элюировали раствором этилендиаминтетрауксусной кислоты с рН, равным 8,6, а радий — раствором той же кислоты, но с рН, равным 9,5. После корректировки уровня рН буферным раствором (с рН, равным 4,5) проводили обессоливание радия сорбцией на второй колонке с тем же сорбентом BioRad AG-50x8 и элюирование солей аммония азотной кислотой с концентрацией 0,5 моль/л. Элюирование радия выполняли той

Таблица 4.5
Характеристика препаратов радия для эксперимента

Препарат (эксперимент)	Масса, мг	
	Радий-226	Примеси
Первый	8,2	0,461
Второй	16	0,08

же кислотой, но с концентрацией 8 моль/л, а элюат упаривали досуха в кварцевом стакане, сухой остаток растворяли в бидистиллированной воде. Характеристики полученных препаратов радия были определены методами альфа-, гамма- и атомно-эмиссионной спектроскопии (табл. 4.5).

Первый эксперимент был проведён с аликвотой первого препарата, без термостатирования раствора (температура составляла около 23–26 °С), второй — со вторым препаратом, с термостатированием и интенсивным перемешиванием раствора при 25 °С. Оба эксперимента проходили по одной схеме (табл. 4.6). Сухой остаток нитрата радия растворили в 200 мкл бидистиллированной воды, внесли в полиэтиленовую пробирку Эппендорф⁸⁰, содержащую 800 мкл насыщенного раствора фторида аммония в 95-процентном этаноле. Выдержали осадок в течение 24 ч для кристаллизации фторида радия, затем отделили его от раствора центрифугированием. Осадок промыли тремя порциями спирта объёмом 0,5 мл каждая, высушили осадок в течение 24 ч на воздухе. В пробирку внесли 0,35 мл бидистиллированной воды и перемешали, выдержали также 24 ч для установления равновесия между осадком и раствором, после чего отделили осадок от раствора центрифугированием. От раствора отобрали три аликвоты, которые после разбавления азотной кислотой с концентрацией 1 моль/л использовали для определения активности радия-226 методом альфа-спектрометрии. Аналогичным образом в первом эксперименте провели анализ раствора через 7, 13 и 23 сут после эксперимента. Все разбавления и пробоотбор проводили весовым методом. При вычислении молярной концентрации ионов Ra²⁺ и F⁻ плотность насыщенного раствора фторида радия была взята примерно равной 1,0 г/см³. Второй эксперимент был практически повторением той же схемы, но с небольшими отличиями: интенсивным перемешиванием раствора с осадком, термостатированием раствора на водяной бане при 25 °С, большим количеством радия. Отбор проб проводили через 1 и 4 сут после осаждения.

Таблица 4.6

Характеристика препаратов радия для эксперимента

Параметры	Эксперимент							
	Первый						Второй	
Время, сут	1	1	1	7	13	23	1	4
Растворимость фторида радия, г/кг раствора	4,57	4,41	4,48	7,07	7,97	7,50	8,19	10,30
Ионная сила, моль/л	0,052	0,050	0,051	0,080	0,091	0,085	0,079	0,099
Коэффициент активности:								
катионов радия	0,43	0,43	0,43	0,37	0,35	0,36	0,35	0,32
анионов фтора	0,81	0,81	0,81	0,78	0,77	0,77	0,77	0,75
Произведение растворимости фторида радия, ×10 ⁻⁵ моль ³ /л ³	0,58	0,53	0,55	1,7	2,3	2,0	2,47	4,27

Более длительное выдерживание осадка над раствором нецелесообразно из-за неизбежного радиолиза раствора и возможного влияния этого процесса на растворимость фторида радия. Кроме того, в первом эксперименте после 23 сут выдержки было отмечено газообразование при взвешивании аликвоты раствора. Растворимость фторида радия, полученная в первом эксперименте через сутки после выдерживания раствора над осадком, занижена вследствие недостаточного перемешивания. Во втором эксперименте равновесие наступило быстрее благодаря перемешиванию реакционной смеси.

⁸⁰ Пробирка Эппендорф (Eppendorf) — пробирка конической формы с плотно защёлкивающейся крышкой. Наименование произошло от названия Института Гамбург-Эппендорф, разработавшего пробирку в 1963 году для работы с пробами малого объёма. — Прим. ред.

Результаты проведённых экспериментов позволяют утверждать, что растворимость фторида радия намного выше растворимости фторида бария (1,6 г/л) и составляет приблизительно 8 г/л раствора.

Список литературы

1. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Щербакова К.О. Выделение актиния-227 из облучённых радиевых мишеней для производства хлорида радия-223. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 174–177. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://www.niiar.ru/sites/default/files/godovoy_nauchnyy_2016_sayt_2.pdf. Дата обращения: 11.02.2019.
2. Новый справочник химика и технолога. Химическое равновесие. Свойства растворов: справочное издание / под ред. С.А. Симанова. — С.-Пб.: Автономная некоммерческая организация «Научно-просветительская организация "Профессионал"», 2004. С. 375.
3. Кумок В.Н., Кулешова О.М., Карабин Л.А. Произведения растворимости. — Новосибирск: Наука, 1983. — 267 с.
4. Химическая энциклопедия: в 5 т. Том 1. Абляционные материалы — Дарзана реакция / под ред. И.Л. Кнунянца. — М.: Советская энциклопедия, 1988. — 623 с.

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.А. Агапов⁸¹,
А.С. Куприянов, Е.В. Казакова*

ПРОДУКТЫ РЕАКЦИИ СОЛЕЙ РАДИЯ И БАРИЯ С ПОВЕРХНОСТЬЮ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЖЕЛЕЗА⁸²

В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства короткоживущих альфа-эмиттеров медицинского назначения: радия-223, радия-224, тория-227 и других. Наиболее удобный способ их получения — периодическое генерирование из долгоживущих материнских радионуклидов: актиния-227 и тория-228, которые в свою очередь можно получить, облучая радий-226 нейтронами. Для облучения радия используют смесь метаплюбата радия ($RaPbO_3$) и оксида свинца (II), упакованную в оболочку из нержавеющей стали. После растворения облучённого материала в муравьиной кислоте отмечается присутствие в растворе в большой концентрации солей железа, которые затрудняют выделение и очистку актиния-227. Было выдвинуто предположение, что возможной причиной этого является образование соединений с общей формулой $RaFe_xO_y$.

Проведены эксперименты по исследованию возможного выщелачивания железа, хрома и никеля из нержавеющей стали оболочки в условиях, имитирующих облучение, а также растворение мишени. Установлено, что присутствие солей бария, имитатора радия, заметно увеличивает скорость выщелачивания железа из стали. Разбавление бария свинцом способно подавлять этот процесс, возможно, из-за конкурирующих реакций образования метаплюбата бария.

Проведено исследование взаимодействия солей — нитратов бария и радия — с металлическим железом при совместном прокаливании. В качестве подложки использовали сталь марки СтЗ⁸³.

⁸¹ Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» на момент выполнения работы. — Прим. авт.

⁸² Работа проводилась при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (проект № 18-33-00145). — Прим. авт.

⁸³ Буквами Ст обозначают углеродистые стали обыкновенного качества, цифра 3 указывает условный номер марки стали в зависимости от её химического состава. Массовая доля основных химических элементов в стали марки Ст3: железа не более 97%; углерода — 0,14–0,22%; кремния — 0,15–0,3%; марганца — 0,4–0,65%. — Прим. ред.

Так как содержание легирующих добавок в образце мало, их реакцию с радием не учитывали. Предварительные эксперименты с использованием бария показали, что при выпаривании раствора нитрата бария на пластине не удаётся добиться равномерности нанесения соли на образец,

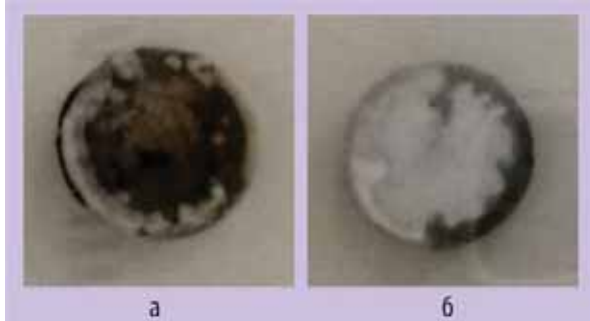


Рис. 4.15. Внешний вид кристаллов нитрата бария на железной пластине после нанесения из водного раствора (а) и из суспензии в этиловом спирте (б)

так как в условиях медленного испарения воды пресыщение снимается ростом единичных кристаллов, образующихся на краях диска. Более равномерного распределения удалось достичь при упаривании предварительно полученной суспензии нитрата бария в 80-процентном этиловом спирте (рис. 4.15). Поэтому нанесение нитрата радия на металлический диск проводили также из водно-спиртового раствора. Согласно результатам рентгенофазового анализа при прокаливании карбоната бария, а также нитрата бария на пластине из металлического железа протекает образование смешанных оксидов состава $BaFeO_3$ и $BaFe_2O_4$.

Для эксперимента с радием была использована аликвота от фракции радия-226, выделенной ранее из облучённых радиевых мишеней. Очистку радия от примесей проводили методом катионообменной хроматографии в присутствии этилендиаминтетрауксусной кислоты. Общая концентрация неактивных примесей не превышала 0,46 мг на 8,2 мг радия-226, из которых главной примесью являлся кремний (5,6 % от массы радия).

Аликвоту очищенного раствора, содержащую 4 мг нитрата радия-226, упарили, сухой остаток растворили в 60 мкл воды, к раствору добавили 200 мкл 95-процентного этанола. Полученную суспензию нанесли на поверхность подложки, высушили и прокалили в шахтной печи 1 ч при 400 °С, а затем 11 ч — при 800 °С. Согласно данным рентгенофазового анализа (рис. 4.16) наиболее сильный набор рефлексов соответствует тригональной фазе оксида железа (III), имеется набор слабых рефлексов тетрагональной и гексагональной фаз $BaFeO_{3-x}$.

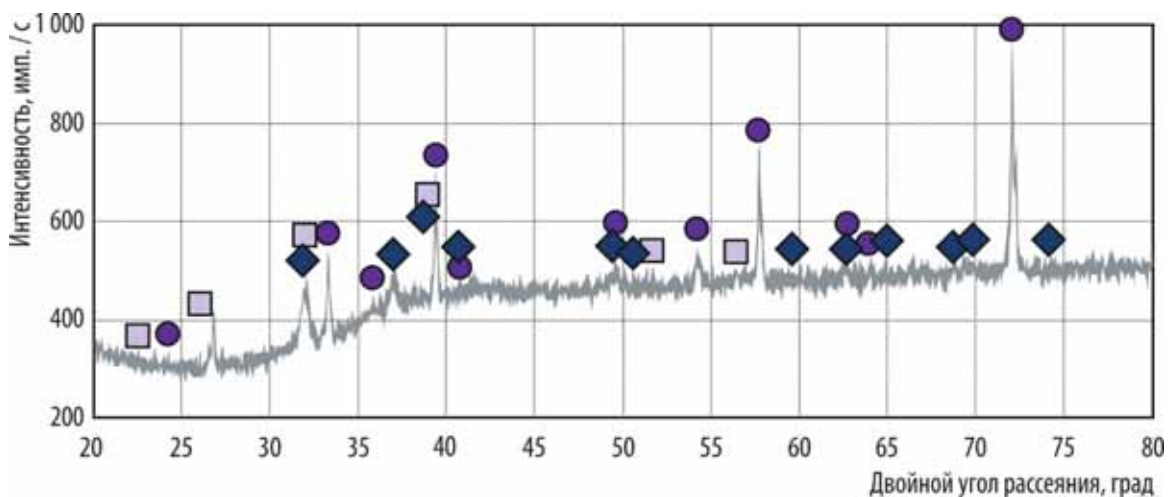


Рис. 4.16. Дифрактограмма препарата, полученного при реакции нитрата радия и железа, с указанием рефлексов, соответствующих тригональной фазе оксида железа (●), тетрагональной (□) и гексагональной (◆) фазам смешанного оксида железа и бария

При совместном прокаливании нитрата радия с металлическим железом на воздухе происходит их взаимодействие с образованием соединений состава $RaFeO_{3-x}$. Ранее было установлено, что аналогичное соединение с барием легко растворимо в муравьиной кислоте. Совокупность

этих фактов позволяет объяснить высокую скорость коррозии оболочек радиевых мишеней при растворении облучённого материала.

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Куприянов,
Р.Г. Абдуллоев⁸⁴, С.В. Томилин, А.А. Агапов⁸⁵*

РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ ЙОДА-131 И ЙОДА-125 В РАСТВОРАХ ГИДРОКСИДА НАТРИЯ

Препараты йода-131 и йода-125 являются видами радионуклидной продукции, производимой АО «ГНЦ НИИАР». Они представляют собой карбонатные буферные (для йода-131) или щелочные (для йода-131 и йода-125) растворы йодида натрия. Одним из основных показателей качества этих препаратов является значение pH. Известно [1], что под действием излучения в щелочных растворах йодида натрия значение pH уменьшается, что приводит к снижению устойчивости препаратов.

На основании результатов исследований устойчивости pH препаратов йода-125 и йода-131 к радиолизу построена математическая модель, описывающая радиолиз их щелочных растворов. При построении модели учитывали, что протекают следующие процессы:

- 1) бета- и гамма-радиолиз воды;
- 2) взаимодействие молекулярного йода и различных валентных форм йода с продуктами радиолиза воды;
- 3) гидролиз и диспропорционирование молекулярного йода в щелочных растворах, а также окислительно-восстановительные реакции между различными валентными формами йода.

Проведено исследование кинетики реакции диспропорционирования молекулярного йода в водных растворах гидроксида натрия, карбонатном буферном растворе (раствор гидрокарбоната и карбоната натрия), а также щелочного раствора сульфата натрия. Установлено влияние начальной концентрации компонентов исследованных систем и температуры на скорость реакции диспропорционирования молекулярного йода. Определены значения энергии активации реакции диспропорционирования молекулярного йода для рассмотренных систем, составившие (51 ± 3) , (93 ± 6) и (52 ± 3) кДж·моль⁻¹ соответственно.

Исследовано радиационно-химическое поведение йода-131 и йода-125 в водных растворах гидроксида натрия. Показано, что при радиолизе щелочных растворов йода-131 и йода-125 значение pH уменьшается и в системе создаются окислительные условия. На основании полученных данных предложен механизм диспропорционирования молекулярного йода в растворах гидроксида натрия. С помощью программы KINET⁸⁶ [2] решена обратная задача химической кинетики и рассчитаны значения констант скорости реакции гидролиза молекулярного йода в растворах гидроксида натрия. Также предложен механизм процесса радиолиза водных растворов гидроксида натрия, содержащих йод-131 и йод-125. За основу математической модели, описывающей этот механизм, была взята модель радиолиза воды, представленная в работе [3]. Расчёт поглощённой модельными системами дозы проводили, используя программу MCNP⁸⁷ [4–5], с учётом геометрии исследуемых образцов (рис. 4.17). Полученная математическая модель удовлетворительно описывает экспериментальные данные (рис. 4.18 и 4.19) и будет использована для выработки рекомендаций по модернизации технологии получения препаратов йода-131 и йода-125.

⁸⁴ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

⁸⁵ Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» на момент выполнения работы. — Прим. авт.

⁸⁶ Здесь и далее KINET — программа, предназначенная для решения задач в области математического моделирования кинетики химических реакций. — Прим. ред.

⁸⁷ Здесь и далее MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) — семейство программ для моделирования процессов переноса ионизирующего излучения и частиц (нейтронов, фотонов, электронов и других) в материальных системах с использованием методов Монте-Карло. — Прим. ред.

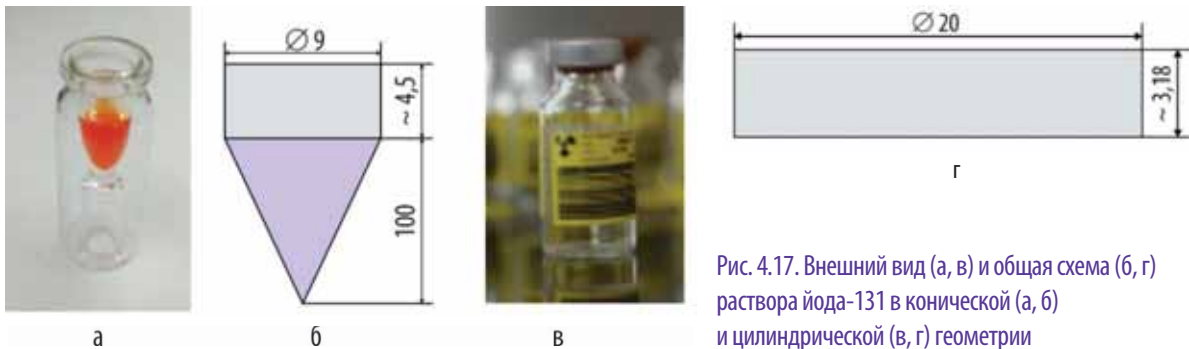


Рис. 4.17. Внешний вид (а, в) и общая схема (б, г) раствора йода-131 в конической (а, б) и цилиндрической (в, г) геометрии

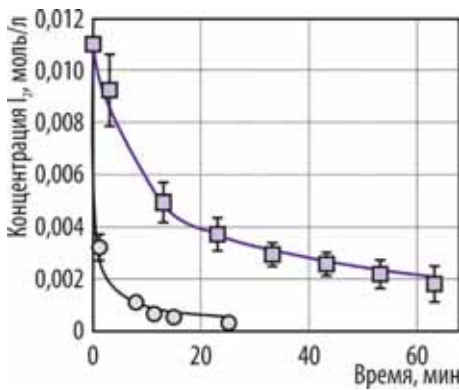


Рис. 4.18. Теоретическая (—, —) и экспериментальная (○, □) кинетические кривые диспропорционирования йода с начальной концентрацией йода, равной 0,011 моль/л, в растворах гидроксида натрия с концентрацией 0,03 (—, ○) и 1 (—, □) моль/л

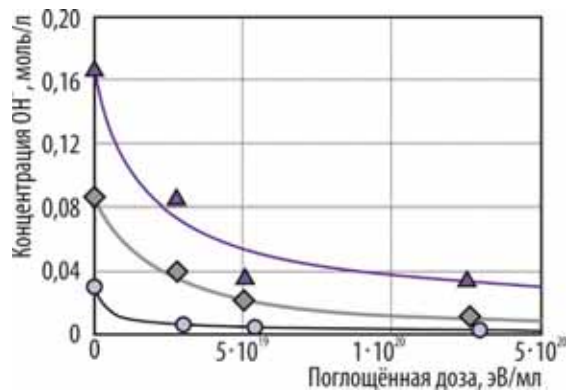


Рис. 4.19. Изменение теоретических (—, —, —) и экспериментальных (○, ◇, ▲) кривых концентрации OH^- в зависимости от поглощённой дозы в растворах йода-125 при начальной концентрации гидроксида натрия: 0,166 (—, ▲), 0,03 (—, ○) и 0,86 (—, ◇) моль/л

Список литературы

1. Jung S.H., Yeon J.W., Hong S. Y. et al. The Oxidation Behavior of Iodide Ion Under Gamma Irradiation Conditions // Nuclear science and engineering, 2015. V. 181, N. 2. P. 191–203.
2. Кинетика и катализ. Электрохимия: практикум по физической химии: под ред. В.В. Лунина и Е.П. Агеева. — М.: Издательский центр «Академия», 2012. С. 70–102.
3. Бугаенко В.Л. Количественная модель радиолитического разложения жидкой воды и разбавленных водных растворов водорода, кислорода и перекиси водорода. I. Формулировка модели: препринт: ИТЭФ-74-91. — М.: Институт теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова, 1991. — 24 с.
4. MCNP™ — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C / editor Judith F. Briesmeister. — LA-13709-M, 18 December 2000. — Los Alamos (USA): Los Alamos National Laboratory, 2000. — 790 p. — Режим доступа: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>. Дата обращения: 12.02.2019.
5. Ротманов К.В., Смирнов М.Н., Абдуллоев Р.Г. и др. Радиолитические процессы в щелочных растворах йода-131 и йода-125. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2018. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. Вып. 2. С. 66–79.

К.В. Ротманов, Ю.Ю. Кузнецова⁸⁸, М.Н. Смирнов⁸⁹,
Р.Г. Абдуллоев⁸⁹, А.В. Куприянов, А.Д. Евченко⁸⁹

⁸⁸ Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» на момент выполнения работы. — Прим. авт.

⁸⁹ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОБОСНОВАНИЮ СОЗДАНИЯ ИСТОЧНИКА НЕЙТРИНО НА ОСНОВЕ РАДИОНУКЛИДА ХРОМА-51

Для прямой проверки гипотезы о существовании стерильных нейтрино — гипотетических частиц, которые взаимодействуют с обычной материей исключительно гравитационным образом и, по современным представлениям, могут составлять часть тёмной материи, необходимы экспериментальные исследования, с высокой степенью точности позволяющие измерить поток нейтрино как функцию расстояния от источника.

Для поиска стерильных нейтрино был предложен эксперимент по исследованию потока нейтрино от компактного искусственного источника высокой интенсивности на основе радионуклида хрома-51 в мишени из металлического галлия (масса 50 т) галлиево-германиевого нейтринного телескопа Баксанской нейтринной обсерватории Института ядерных исследований Российской академии наук (проект BEST). Для того чтобы достигнуть в новом предлагаемом эксперименте чувствительности к исчезновению электронных нейтрино в несколько процентов, активность источника на основе изотопа хрома-51 должна быть не ниже 111 ПБк (3 МКи).

В 2018 году в рамках договора с Институтом ядерных исследований Российской академии наук обоснована возможность создания источника нейтрино на основе хрома-51 с необходимой активностью на производственной базе АО «ГНЦ НИИАР». В процессе выполнения работы были проведены расчётно-экспериментальные исследования возможности получения требуемой активности хрома-51 с использованием центральной нейтронной ловушки реактора СМ. Разработана и обоснована конструкция устройства, позволяющая разместить на облучение до 4 кг металлического хрома в виде дисковых заготовок. В рамках обоснования безопасности определены эффекты реактивности при установке облучательного устройства в центральную нейтронную ловушку реактора и параметры режима охлаждения дисков из хрома. При использовании хрома, обогащённого по изотопу хрому-50 до 97 %, суммарная активность хрома-51 составит около 129,5 ПБк МБк (3,5 МКи) на момент окончания облучения. Проведены расчёты температурного поля и дозовых характеристик поля гамма-излучения источника нейтрино на основе хрома-51 с заданной активностью.

В.А. Тарасов

ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ УСТРОЙСТВА ДЛЯ ОБЛУЧЕНИЯ ХРОМА-51

Выбор конструкции облучательного устройства для накопления хрома-51 активностью не менее 111 ПБк (3 МКи) является комплексной задачей в виду множества предъявляемых к ней требований. Конструкция должна обеспечивать:

- ◆ необходимые для накопления требуемой активности хрома-51 нейтронно-физические характеристики облучаемых хромовых заготовок;
- ◆ достаточные для безопасной эксплуатации условия охлаждения;
- ◆ достаточную механическую прочность;

- ◆ сохранение фрагментов заготовок из металлического хрома в объёме устройства при их разрушении;
- ◆ удобство разборки устройства в условиях радиационно-защитной камеры и последующей сборки источника нейтрино.

Первоначально рассматривали заготовки стержневой формы (81 заготовка диаметром 8,5 мм и высотой 95 мм в 27 мишенях), поскольку это позволило бы использовать штатные радионуклидные мишени и текущую сепараторную конструкцию центральной ловушки реактора. Однако при такой форме заготовок требуемая активность хрома-51 не достигается по причине:

- ◆ существенной депрессии плотности потока тепловых нейтронов в объёме стержней;
- ◆ вытеснения полезного объёма воды корпусами мишеней, в которых размещены заготовки, что снижает долю тепловых нейтронов в спектре;
- ◆ неэффективного заполнения цилиндрической полости источника при размещении в ней цилиндрических заготовок (максимальная масса хрома составляет не более трёх килограммов, а калибровочный источник имеет компактные размеры, определяемые конструкцией нейтринного телескопа, поэтому хромовые заготовки должны максимально плотно заполнять внутренний объём источника).

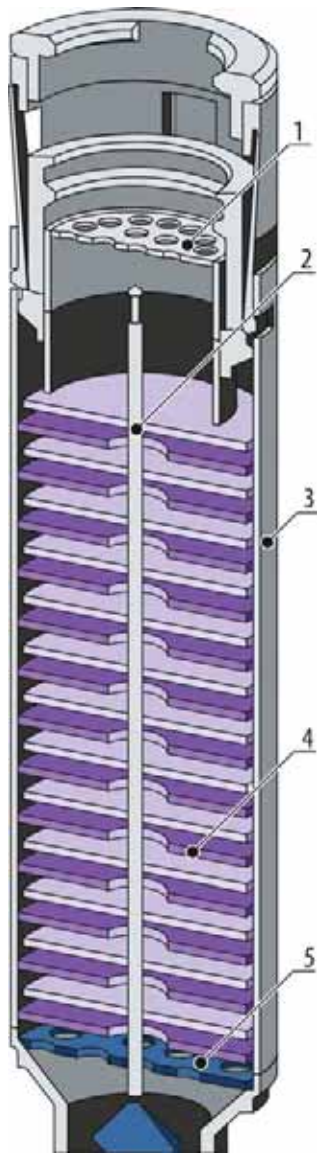


Рис. 4.20. Поперечный разрез устройства для облучения хрома:
1 — верхняя решётка;
2 — несущая ось; 3 — корпус;
4 — хромовые диски;
5 — нижняя решётка

Принимая во внимание перечисленные недостатки, была предложена конструкция устройства с хромовыми заготовками в форме дисков (рис. 4.20). Их диаметр ограничен габаритами источника и нейтронной ловушки реактора, а оптимальная толщина, определённая в ходе вариантных нейтронно-физических расчётов, составляет 4 мм. Более высокая степень гомогенизации хрома по облучательному объёму, которая обеспечивается меньшей толщиной дисков, не даёт существенной прибавки в накоплении хрома-51, но при этом снижает их механическую прочность.

Диски дистанцируются между собой тонкостенными проставками из циркония (рис. 4.21) и фиксируются от вертикального смещения на центральном стержне. При этом происходит перераспределение нагрузки, обусловленной массой столба дисков и давлением теплоносителя, с нижних дисков на осевую стержень. Специальная конструкция проставок с радиальным пазом позволяет устанавливать (в дальнейшем и снимать) их на ось сбоку, что даёт преимущество при разборке устройства в радиационно-защитной камере. С помощью захвата центральный стержень с массивом дисков извлекают из корпуса облучательного устройства, располагают горизонтально на ложементе, проставки вынимают, наклоном стержня диски смещают во внутренний объём стальной капсулы.

Охлаждение дисков в процессе облучения обеспечивается равномерным проливом теплоносителя, реализованным с помощью дисков двух типовых размеров (с внешним диаметром 88 и 84 мм и внутренним диаметром 22 и 6 мм соответственно) и их поочерёдным размещением на оси (рис. 4.22).

За счёт плотной компоновки заготовок в источнике общая масса хрома была увеличена до 3 860 г (26 дисков), что позволит достичь активности хрома-51 не менее 133,2 ПБк (3,6 МКи) на момент окончания облучения. На пятые сутки, а именно столько времени необходимо

для сборки источника и транспортировки его в Баксанскую нейтринную обсерваторию, активность хрома составит не менее 111 ПБк (3 МКи).

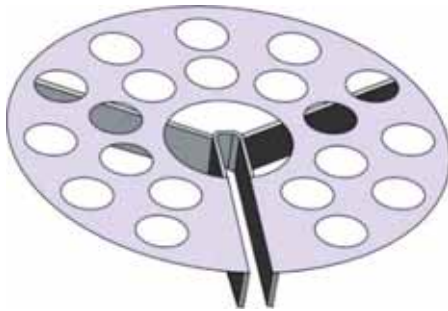


Рис. 4.21. Внешний вид дистанционирующей проставки между хромовыми дисками

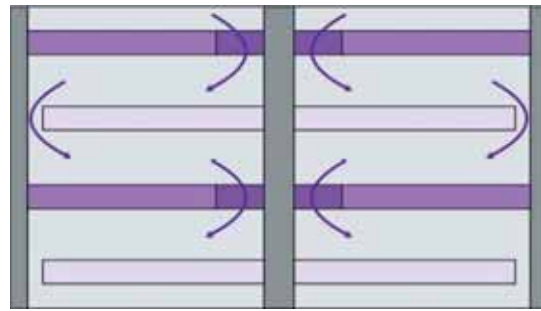


Рис. 4.22. Схема движения теплоносителя в облучательном устройстве

В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Курриянов, В.А. Узигов, Л.В. Акимов, Н.Ю. Марихин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ С ОБЛУЧАТЕЛЬНЫМ УСТРОЙСТВОМ ДЛЯ НАРАБОТКИ ХРОМА-51

В 2019 году в нейтронную ловушку реактора СМ планируется загрузить облучательное устройство с дисками из металлического хрома, обогащённого по изотопу хрому-50, для наработки изотопа хрома-51. Из наработанного радиоактивного материала будет изготовлен источник излучения для калибровки нейтринного детектора. Облучательное устройство представляет собой сборку дисков, равномерно распределённых в нём по высоте активной зоны специальными дистанционирующими элементами.

Загрузка в нейтронную ловушку большого количества металлического хрома (около 4 кг) с высокой поглощающей способностью окажет существенное влияние на нейтронно-физические характеристики реактора. Для исследования масштаба этого влияния, определения способа компенсации потери реактивности и обоснования безопасности реактора при облучении дисков было принято решение провести детальные экспериментальные исследования на критической сборке реактора СМ. По причине отсутствия на начало экспериментов дисков из хрома требуемого материального состава в качестве материала дисков использовали нержавеющую сталь. Был сконструирован и собран макет облучательного устройства (рис. 4.23), представляющий собой конструкцию, аналогичную реальному устройству.

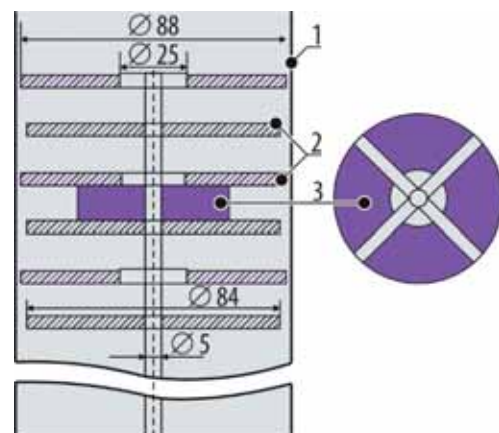


Рис. 4.23. Схема макета облучательного устройства: 1 — алюминиевый корпус; 2 — диски двух типовых размеров; 3 — дистанционирующие металлические проставки

В алюминиевый корпус устройства диаметром 91 мм и толщиной 2 мм были помещены диски из нержавеющей стали двух типовых размеров: диаметром 88 и 84 мм, с центральными отверстиями диаметром 25 и 6,5 мм соответственно (по 13 дисков каждого типа). Высота дистанционирующих металлических проставок под каждый диск составляла около 9,7 мм. Одним из важных условий проведения эксперимента являлось соблюдение геометрии размещения дисков и воды (замедлителя нейтронов) в нейтронной ловушке. В дальнейшем, после получения экспериментальных данных об эффектах реактивности от загрузки макета в центральную замедляющую полость критической сборки, была выполнена их расчётная корректировка с учётом материального состава реального облучательного устройства.

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

- 1) вода;
- 2) штатный сепаратор, заполненный водой, и 27 имитаторов мишеней;
- 3) макет облучательного устройства, заполненный водой;
- 4) макет облучательного устройства, заполненный раствором борной кислоты различной концентрации (около 10; 20; 30 г/л).

Использование кислоты позволило увеличить поглощающую способность макета облучательного устройства (облучательное устройство с борным раствором рассматривалось как единый поглотитель). Используя математический имитатор реактора IMCOR_SM [1, 2], концентрацию борной кислоты подобрали расчётным способом так, чтобы коэффициент эффективного размножения нейтронов системы со стальными дисками и раствором борной кислоты с концентрацией около 30 г/л достигал значения коэффициента для системы с дисками из хрома. Меньшие значения концентрации (около 10 и 20 г/л) взяты как реперные для последующей корректировки математической модели на основании экспериментальных исследований реального облучательного устройства с дисками из хрома-50. В табл. 4.7 приведены значения эффекта реактивности от загрузки экспериментальных устройств в центральную замедляющую полость, заполненную водой.

Таблица 4.7

Эффект реактивности от загрузки экспериментальных устройств

Вариант загрузки	Эффект реактивности, $\beta_{эфф}$	
	по запасу	по подкритичности
Штатный сепаратор и 27 имитаторов мишеней	$-0,96 \pm 0,11$	$-0,25 \pm 0,03$
Облучательное устройство:		
с водой	$-3,03 \pm 0,33$	$-0,27 \pm 0,03$
с раствором борной кислоты с концентрацией, г/л:		
10	$-4,22 \pm 0,46$	$-0,15 \pm 0,02$
20	$-4,67 \pm 0,51$	$-0,25 \pm 0,03$
30	$-5,28 \pm 0,58$	$-0,17 \pm 0,02$

В последующей серии экспериментов для компенсации потери реактивности исследовали влияние догрузки ядерного топлива в активную зону критической сборки с макетом облучательного устройства, заполненным раствором борной кислоты с концентрацией 30 г/л. На первом этапе провели догрузку топлива в количестве трёх невыгоревших ТВС в ячейки, граничащие с центральной замедляющей полостью, на втором — в количестве четырёх невыгоревших ТВС в диагональные ячейки. Масса загруженного урана-235 по сравнению со штатной загрузкой увеличена в первом случае на 1 265 г, а во втором — на 1 756 г. В табл. 4.8 приведены результаты экспериментального определения эффективности рабочих органов системы управления и защиты критической сборки при разной загрузке центральной замедляющей полости и различных изменениях в исходной компоновке активной зоны.

Таблица 4.8

Эффективность рабочих органов системы управления и защиты

Вариант загрузки	Положение центрального компенсирующего органа	Эффективность, $\beta_{эфф}$							
		рабочих органов компенсации реактивности					Суммарное	органов аварийной защиты	центрального компенсирующего органа
		КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	Суммарное			
Штатный сепаратор с 27 имитаторами	Извлечён	2,97 ± 0,18	2,88 ± 0,17	2,17 ± 0,13	2,79 ± 0,17	10,80 ± 0,65	5,20 ± 0,31	3,88 ± 0,23	
	Погружён	2,52 ± 0,15	2,03 ± 0,12	1,58 ± 0,09	2,25 ± 0,14	8,38 ± 0,50	2,80 ± 0,17		
Облучательное устройство с раствором борной кислоты*: без догрузки	Извлечён	2,77 ± 0,17	2,37 ± 0,14	1,74 ± 0,10	2,24 ± 0,13	9,11 ± 0,55	3,50 ± 0,21	1,32 ± 0,08	
	Погружён	2,31 ± 0,14	1,92 ± 0,11	1,48 ± 0,09	1,85 ± 0,11	7,56 ± 0,45	2,60 ± 0,16		
с догрузкой трёх ТВС	Извлечён	3,31 ± 0,20	2,92 ± 0,18	2,73 ± 0,16	3,34 ± 0,20	12,30 ± 0,57	4,10 ± 0,25	2,25 ± 0,13	
	Погружён	2,68 ± 0,16	2,30 ± 0,14	2,21 ± 0,13	2,72 ± 0,16	9,91 ± 0,45	3,00 ± 0,18		
с догрузкой четырёх ТВС	Извлечён	2,77 ± 0,17	2,37 ± 0,14	1,74 ± 0,10	2,24 ± 0,13	9,11 ± 0,55	3,50 ± 0,21	2,17 ± 0,13	
	Погружён	2,31 ± 0,14	1,92 ± 0,12	1,48 ± 0,09	1,85 ± 0,11	7,56 ± 0,45	2,60 ± 0,16		

* Концентрация раствора составила 30 г/л.

В табл. 4.9 приведены значения суммарной эффективности рабочих органов компенсации реактивности и имитатора центрального компенсирующего органа критической сборки реактора СМ, её запаса реактивности и подкритичности при разной загрузке центральной замедляющей полости и различных изменениях исходной компоновки активной зоны.

Таблица 4.9

Эффективность рабочих органов компенсации реактивности и имитатора центрального компенсирующего органа

Вариант загрузки	Суммарная эффективность, $\beta_{эфф}$	Запас реактивности, $\beta_{эфф}$	Подкритичность, $\beta_{эфф}$
Штатный сепаратор с 27 имитаторами	14,68 ± 0,88	10,18 ± 1,12	4,51 ± 0,50
Облучательное устройство: с водой	10,44 ± 0,63	5,85 ± 0,64	4,59 ± 0,50
с раствором борной кислоты*: с догрузкой трёх ТВС	14,55 ± 0,87	11,80 ± 1,30	2,75 ± 0,30
с догрузкой четырёх ТВС	14,55 ± 0,87	12,09 ± 1,33	2,46 ± 0,27

* Концентрация раствора составила 30 г/л.

По результатам экспериментальных исследований определено влияние изменения компоновки центральной замедляющей полости на нейтронно-физические характеристики критической сборки реактора СМ. Определено изменение эффективности рабочих органов системы управления и защиты в случае заполнения корпуса облучательного устройства водой и раствором борной кислоты различной концентрации. Использование макета облучательного устройства вместо штатного сепаратора с 27 имитаторами мишеней приводит к существенному уменьшению запаса реактивности критической сборки — до 4,32 $\beta_{эфф}$ для случая применения борного раствора с кон-

центрацией 30 г/л. При этом подкритичность системы практически не меняется. Кроме этого, суммарная поглощающая способность рабочих органов компенсации реактивности и имитатора центрального компенсирующего органа уменьшается в 1,4 раза: эффективность четырёх рабочих органов компенсации реактивности — в 1,2 раза, эффективность имитатора центрального компенсирующего органа — в 2,9 раза, а эффективность четырёх рабочих органов аварийной защиты снижается в 1,69 раза. При догрузке ядерного топлива в активную зону критической сборки с макетом облучательного устройства удаётся увеличить суммарную эффективность рабочих органов системы управления и защиты до значений, полученных для исходной компоновки активной зоны со штатным сепаратором в центральной замедляющей полости. Для повышения запаса реактивности целесообразнее догружать необлучённое топливо в ячейки, примыкающие к центральной замедляющей полости.

Для повышения продолжительности кампании реактора с загруженным облучательным устройством для наработки хрома-51 необходимо:

- 1) скомпенсировать уменьшение запаса реактивности системы догрузкой ядерного топлива в ячейки, примыкающие к центральной замедляющей полости;
- 2) заменить топливные подвески рабочих органов компенсации перед загрузкой облучательного устройства в активную зону;
- 3) разработать соответствующий алгоритм последующей загрузки ядерного топлива в активную зону так, чтобы уровень подкритичности активной зоны был не менее 1 % при извлечённых рабочих органах аварийной защиты.

Список литературы

1. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Современная технология разработки имитаторов активных зон исследовательских реакторов для оперативного сопровождения их эксплуатации // Вопросы атомной науки и техники, серия «Математическое моделирование физических процессов», 2005. № 1. С. 92–99.
2. Ванеев Ю.Е., Кудояров Р.Р., Малков А.П., Марихин Н.Ю. Программные средства-имитаторы активных зон исследовательских реакторов // Там же, 2006. № 4. С. 115–121.

*А.В. Пайдулов⁹⁰, Д.В. Фомин⁹⁰, А.П. Малков, Ю.А. Краснов,
П.А. Зайченко⁹⁰, А.М. Шараев⁹⁰, А.В. Козыльков*

РАСЧЁТ ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ И ДОЗОВЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПОЛЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ИСТОЧНИКА НЕЙТРИНО НА ОСНОВЕ ХРОМА-51

С целью соблюдения требований нормативных документов, регламентирующих обращение с источниками ионизирующих излучений, и в рамках расчётного обоснования безопасности транспортирования источника на основе хрома-51 активностью не менее 111 ПБк (3,0 МКи) в Баксанскую нейтринную обсерваторию Института ядерных исследований Российской Академии наук (для эксперимента по поиску стерильных нейтрино) проведены оценки теплофизических параметров источника нейтрино и дозовых характеристик поля гамма-излучения вблизи него. Биологическая защита источника выполнена из вольфрамового сплава ВНД-МП⁹¹, радиационная защита упаковочного транспортного контейнера УКТ-ІВ-90 — из обеднённого урана (рис. 4.24).

⁹⁰ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

⁹¹ ВНД-МП — сплав, получаемый спеканием из порошков вольфрама (95 %), меди и никеля и обладающий устойчивостью к эрозии, высокой теплопроводностью и электропроводностью, стойкостью к воздействию высоких нагрузок и температуры; применяется для радиационной защиты (экраны, контейнеры радиоактивных изотопов), изготовления коллиматоров радиоактивного излучения, в качестве противовесов (геофизические приборы), невибрирующих валов и в других целях. — Прим. ред.

При расчётной активности хрома-51 на момент окончания облучения в реакторе, равной 1 39,12 ПБк (3,76 МКи), выделяемая мощность, обусловленная гамма- и рентгеновским излучением, составит 841 Вт. Определённое с использованием кода MCNP [1] распределение тепловыделения в собранном источнике показало, что 576 Вт выделяется в активной части (диски из хрома), 40 Вт — в стальной капсуле, 225 Вт — в вольфрамовой защите.

Используя блок FlowSimulation программного пакета SolidWorks, провели расчёт температурного поля для нормальных условий окружающей среды (температура 20 °С, давление 0,1 МПа). Моделировали стационарный режим отвода тепла воздушными потоками и излучением. Рассмотрели следующие ситуации:

1. Облучённые хромовые диски в стальной капсуле: максимальная температура активной части источника составит 474 °С, в средней части боковой наружной поверхности капсулы — 325 °С.
2. Источник в биологической защите: максимальная температура в активной части источника составит 408 °С, на наружной боковой поверхности — 210 °С.
3. Источник в биологической защите в транспортном контейнере: максимальная температура на внешней поверхности защитного чехла транспортного контейнера будет равна 41 °С.

При расчёте радиационного поля большое значение имеет состав примесей в хромовых заготовках, поскольку продукты активации примесей могут определять дозовые нагрузки в большей степени, чем хром-51, за счёт значительно более высокой энергии гамма-излучения. На основании предоставленных производителем обогащённого хрома данных по элементному составу был проведён расчёт накопления основных продуктов активации, определяющих мощность дозы вблизи источника (табл. 4.10).

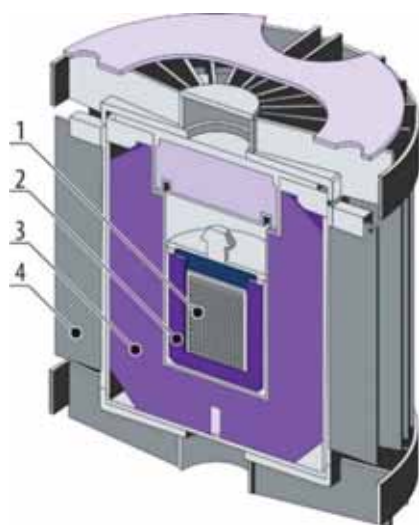


Рис. 4.24. Поперечный разрез транспортного контейнера с источником нейтрино: 1 — активная часть источника; 2 — биологическая защита источника; 3 — радиационная защита контейнера; 4 — защитный чехол контейнера

Таблица 4.10
**Вклад радионуклидов
в мощность эквивалентной дозы**

Радионуклид	Вклад после выдержки (сут) по окончании облучения, %					
	0	1	2	3	4	5
Натрий-24	54,8	37,9	16,9	6,3	2,2	0,7
Марганец-56	15,4	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0
Железо-59	0,2	0,4	0,5	0,6	0,6	0,6
Кобальт-60	0,1	0,2	0,3	0,4	0,4	0,4
Цинк-65	0,1	0,1	0,1	0,2	0,2	0,2
Сурьма-124	27,2	56,7	76,0	85,7	89,6	91,0
Хром-51	2,3	4,7	6,2	6,9	7,1	7,1

Примечание. Мощность эквивалентной дозы рассчитана на расстоянии 1 м от боковой поверхности биологической защиты с источником.

Расчёт дозовых характеристик поля гамма-излучения проводили независимо с использованием кодов MCNP и SCALE⁹² (подпрограмма MAVRIC⁹³. [2]), реализующих метод Монте-Карло. Максимальная мощность эквивалентной дозы на поверхности контейнера с источником составит не более 230 мкЗв/ч через 24 ч после окончания облучения хрома, на расстоянии 1 м от поверхности транспортного контейнера — не более 5 мкЗв/ч. В соответствии с норматив-

⁹² SCALE — комплекс для моделирования и анализа ядерной безопасности, который разрабатывается, поддерживается, тестируется и управляется отделом реакторов и ядерных систем (RNSD) Ок-Риджской национальной лаборатории (ORNL).

⁹³ MAVRIC — модуль программного комплекса SCALE, предназначенный для расчёта интенсивности частиц и мощности дозы от источника сложной геометрии на основе методов Монте-Карло. — Прим. ред.

ными документами [3] температура поверхности транспортного контейнера не должна превышать 50 °С при обычных условиях перевозки, а уровень излучения в любой точке внешней поверхности транспортного средства не должен быть выше 2 мЗв/ч и 0,1 мЗв/ч на расстоянии 2 м. Проведённые расчёты показывают, что транспортный контейнер УКТ-1В-90 удовлетворяет указанным требованиям. Для снижения уровня излучения от источника в биологической защите рекомендовано провести дополнительную очистку от сурьмы.

Список литературы

1. MCNP™ — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C / editor Judith F. Briesmeister. — LA-13709-M, 18 December 2000. — Los Alamos (USA): Los Alamos National Laboratory, 2000. — 790 p. — Режим доступа: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>. Дата обращения: 08.06.2018.
2. SCALE Code System / Eds. B.T. Rearden and M.A. Jessee [Электронный ресурс]. — ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3. — Oak Ridge, Tennessee (USA): Oak Ridge National Laboratory, Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834, 2018. — Режим доступа: <https://rsicc.ornl.gov/codes/ccc/ccc8/ccc-834.html>. Дата обращения 06.02.2019.
3. НП 053-16 [Электронный ресурс]. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293748/4293748284.htm>. Дата обращения: 05.02.2019.

*В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Узиков,
А.Н. Юсупов, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов⁹⁴*

РАЗРАБОТКА И ОБОСНОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ СБОРКИ, СВАРКИ И КОНТРОЛЯ МАКЕТОВ ИСТОЧНИКА НЕЙТРИНО

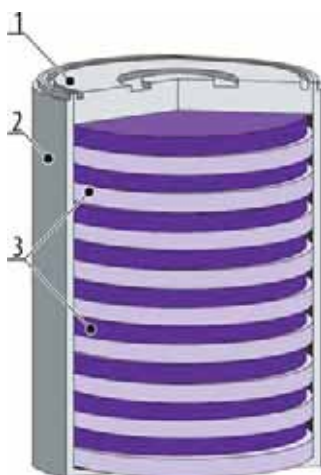


Рис. 4.25. Конструкция макета источника: 1 — крышка; 2 — корпус; 3 — имитаторы активной части

Макеты источника гамма-излучения на основе радионуклида хрома-51 предназначены для проведения аттестационных испытаний. Макет повторяет конструкцию изделия (рис. 4.25) и состоит из крышки и корпуса, внутри которого находятся имитаторы активной части. Корпус выполнен в форме стакана с наружным диаметром 96 мм и толщиной стенки, равной 3 мм. Детали макета изготовлены из коррозионно-стойкой стали марки 12Х18Н10Т.

Основными требованиями, предъявляемыми к макету, являются прочность и герметичность, которая обеспечивается аргонодуговой сваркой крышки с корпусом. Исходя из особенностей сварки аналогичных по конструкции изделий из аустенитной стали была выбрана торцовая конструкция сварного соединения. При такой конструкции обеспечивается свободная усадка расплавленного металла в процессе сварки, снижается вероятность образования трещин в сварных соединениях. Кроме того, при сварке малогабаритных изделий, к каким относится макет источника, при нагреве замкнутого внутреннего объёма повышается

⁹⁴ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

вероятность выхода расширяющегося газа через кристаллизующийся металл. В результате могут образовываться поры, вздутия и газовые каналы. Применение торцевой конструкции сварного соединения уменьшает степень теплового воздействия на изделие и сводит к минимуму образование таких дефектов.

Для сварки макетов источника нейтрино была модернизирована типовая установка сварки кольцевых швов (рис. 4.26), в том числе дополнительно разработано и изготовлено устройство, удерживающее источник и включающее в себя вал, цанговый зажим и прижимную гайку.

Цанговый зажим является важной частью установки. Для получения качественного сварного соединения важно, чтобы при сборке изделие свободно размещалось в цанге, а при сварке цанга плотно прилегала к изделию. При полной загрузке дисками с хромом-51 температура на стенках корпуса источника достигает 400–450 °С, что может привести к тепловому расширению изделия и повлиять на качество его сборки с цангой. При разработке и обосновании конструкции цангового зажима эти условия необходимо учитывать. Для этого были проведены тепловые расчёты, показавшие, что при температуре корпуса от 400 до 450 °С максимальное изменение геометрических характеристик по диаметру источника не будут превышать 0,05 мм. Так было определено, что цанговый зажим с внутренним диаметром 97 мм будет работоспособен при сварке нагретого источника.

На изготовленном оборудовании разработана и обоснована технология герметизации макета источника гамма-излучения на основе хрома-51 с помощью аргонодуговой сварки не плавящимся электродом, позволяющая получить качественные сварные соединения (рис. 4.27), соответствующие требованиям стандарта организации.

Разработана и опробована при изготовлении макетов принципиальная схема контроля герметичности источника масс-спектрометрическим методом, способом вакуумной камеры.

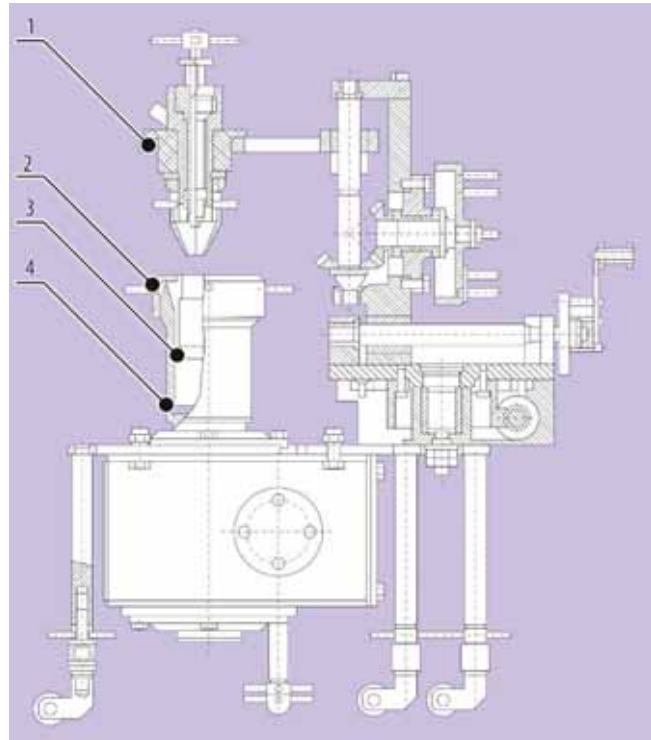


Рис. 4.26. Схема установки сварки кольцевых швов:
1 — сварочная горелка; 2 — гайка; 3 — цанга; 4 — вал

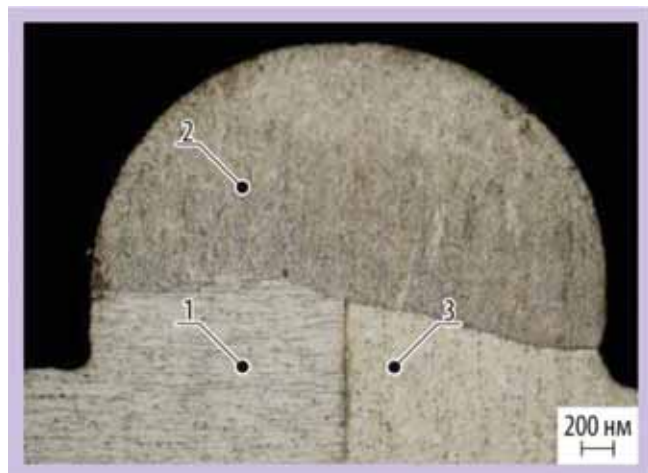


Рис. 4.27. Структура сварного соединения макета источника нейтрино:
1 — крышка; 2 — сварной шов; 3 — корпус



ЕВРОПЕЙСКИЙ ТЮВИК

Accipiter brevipes (Severtzov, 1850)
Отряд соколообразных (Falconiformes)
Семейство ястребиных (Accipitridae)

Очень редкий гнездящийся перелётный вид на северной границе ареала. Занесён в Красную книгу России и Ульяновской области. Ранее этот ястреб считался для Ульяновской области единично залётным, однако в 2004–2005 гг. пара европейских тювиков успешно гнездилась в берёзовой аллее в Ульяновске. Также одна птица была встречена в пойме реки Большой Черемшан в нескольких километрах северо-восточнее Димитровграда

**РАДИАЦИОННАЯ
И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ
БЕЗОПАСНОСТЬ,
ОБРАЩЕНИЕ
С ОТРАБОТАВШИМ
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
И РАДИОАКТИВНЫМИ
ОТХОДАМИ**

5

В отчётном году продолжена работа по обеспечению радиационной, ядерной, экологической безопасности персонала и населения при эксплуатации реакторных установок и других объектов использования атомной энергии АО «ГНЦ НИИАР». Подготовлен ежегодный информационный бюллетень, содержащий статистические данные с 2013 по 2017 годы о нарушениях в работе реакторных установок России и Содружества Независимых Государств, позволяющий руководству отечественных и зарубежных объектов использования атомной энергии реализовывать корректирующие и предупреждающие мероприятия по недопущению нарушений.

Наиболее значимые результаты получены в области обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации исследовательских реакторов. Для реализации проекта по модернизации исследовательской ядерной установки СМ, планируемой в 2019–2020 годы, проведены расчёты параметров радиационной обстановки при замене центральной зоны реактора и её транспортировании в хранилище твёрдых высокоактивных отходов. На основе опыта предыдущей модернизации, проведённой в 1991 году, показано, что дозы облучения персонала, занятого на всех этапах работы, не превысят основных пределов доз облучения и установленных в институте значений контрольных уровней эффективных доз облучения. Также предложен вариант биологической защиты, позволяющий снизить дозы облучения водителя при транспортировке центральной зоны в хранилище.

Выполнены исследования содержания трития в технологических средах, выбросах и воздухе рабочей зоны действующих исследовательских ядерных установок института. В результате сформирован массив информации, позволяющий корректно проводить расчётные оценки для обоснования радиационной безопасности исследовательских реакторов.

Для приведения действующей в институте системы обращения с радиоактивными отходами в соответствие с положениями Федерального закона от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» в отчётном году на предприятии проведена работа по обоснованию отнесения накопленных радиоактивных отходов к категории особых или удаляемых — для сооружения 178 и здания 140. Следующим шагом планируется разработка концепции вывода из эксплуатации данных пунктов хранения с учётом полученных результатов по категорированию радиоактивных отходов.

В.В. Серебряков

НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СОДРУЖЕСТВА НЕЗАВИСИМЫХ ГОСУДАРСТВ В 2018 ГОДУ

С 2013 года АО «ГНЦ НИИАР» является базовой организацией государств — участников Содружества Независимых Государств по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. Осуществление деятельности базовой организации возложено на Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок, который входит в структуру АО «ГНЦ НИИАР» и выполняет в госкорпорации «Росатом» функции по сбору, обработке, анализу и обобщению информации о работе ядерных установок и нарушениях в ней. Сведения поступают в Центр от предприятий государств СНГ и обрабатываются с помощью автоматизированной информационной системы.

В настоящее время (табл. 5.1) в контур автоматизированной информационной системы входят 23 предприятия стран СНГ. К данным информационной системы по выданным логинам и паролям имеют дистанционный доступ специалисты предприятий Республики Беларусь, Республики Казахстан, Республики Таджикистан, Республики Узбекистан, Азербайджанской Республики, Российской Федерации и МАГАТЭ.

Таблица 5.1

Сведения об исследовательских ядерных установках, входящих в контур автоматизированной информационной системы, на 1 января 2018 года

Тип установки	Количество установок, шт.				
	Действующие	На консервации	Выводимые из эксплуатации	Строящиеся	Всего
Исследовательские реакторы	25	3	9	2	39
Критические стенды	21	2	4	0	27
Подкритические стенды	9	0	2	0	11
Итого	55	5	15	2	77

Центр проводит анализ данных по расследованию нарушений в соответствии с международной шкалой ядерных и радиологических событий ИНЕС [1] и НП-027-10 [2]. Результат анализа поступающей информации представляется в виде ежегодного информационного бюллетеня о нарушениях. В нём содержится детальное описание нарушений, последовательность отказов, ошибок работников, непосредственные и коренные причины, последствия и корректирующие меры. В информационном бюллетене, выпущенном в 2018 году, приведены статистические данные с 2013 по 2017 годы. За рассматриваемые пять лет произошло тридцать семь нарушений в работе исследовательских ядерных установок, в среднем — по 7,4 в год. На четырнадцать предприятий государств — участников СНГ, которые не указаны в табл. 5.2, нарушений в работе исследовательских ядерных установок в 2013–2017 годах не было. Данные о причинах нарушений (рис. 5.1) свидетельствуют, что:

- около 65 % (двадцать четыре) нарушений относятся к происшествиям, непосредственными причинами которых явились отказы элементов установок, а их количество значительно меняется по годам: минимальное значение (одно нарушение) зафиксировано в 2014 году, максимальное (девять) — в 2015 году;
- примерно 22 % (восемь) нарушений связаны с внешним воздействием на установку;
- приблизительно 13 % (пять) нарушений непосредственно связаны с ошибками персонала.

Таблица 5.2

Количество нарушений в работе исследовательских ядерных установок за 2013–2017 годы

№ п/п	Предприятие	Установка	Число нарушений по годам				
			2013	2014	2015	2016	2017
Республика Казахстан							
1	РГП «ИЯФ»	Реактор ВВР-К	4	0	0	1	0
2		Критический стенд ВВР-К	0	1	0	0	0
Итого			4	1	0	1	0
Российская Федерация							
1	АО «ГНЦ НИИАР»	Реактор СМ	1	1	0	1	0
2		Реактор РБТ-10/2	0	1	1	0	0
3		Реактор БОР-60	1	1	1	0	1
4		Реактор ВК-50	0	1	0	0	1
5	АО «ИРМ»	Реактор ИВВ-2М	0	0	2	1	0
6	АО «ОКБМ»	Критический стенд СТ-1125	0	0	0	1	0
7	АО «НИФХИ»	Реактор ВВР-ц	3	0	1	0	1
8	ОИЯИ	Реактор ИБР-2	1	0	2	1	1
9	ФГАОУ ВО «НИ ТПУ»	Реактор ИРТ-Т	0	0	0	1	0
10	ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"»	Реактор ИР-8	0	0	1	0	0
11	ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»)	Реактор ВВР-М	1	1	2	0	0
Итого			7	5	10	5	4
Всего			11	6	10	6	4

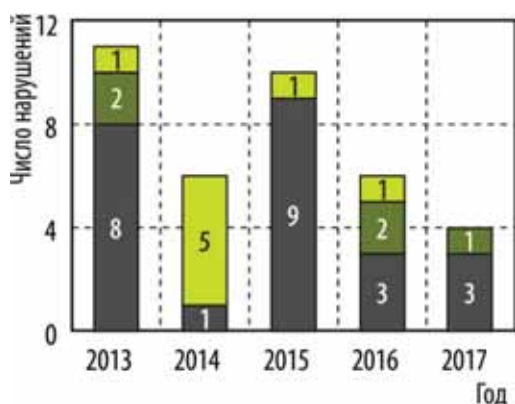


Рис. 5.1. Причины нарушений в работе исследовательских ядерных установок по годам:

- — внешнее воздействие;
- — ошибка персонала;
- — отказ элемента

Для того чтобы не допустить возникновения аналогичных нарушений и снизить их количество, разрабатывают корректирующие мероприятия, которые определяются комиссией в ходе расследования нарушений. Для снижения числа нарушений, обусловленных отказами элементов, проводят своевременную замену устаревших элементов, выполняют качественное технологическое обслуживание и повышают эффективность программ по управлению ресурсами элементов систем исследовательских ядерных установок. Для предотвращения нарушений, причинами которых являются ошибочные действия персонала, анализируют произошедшие нарушения, обучают персонал, проводят тренировки и внеплановые инструктажи, проверяют знания персонала.

В течение пяти лет на исследовательских ядерных установках государств — участников СНГ нарушений, классифицированных согласно критериям НП-027-10 [2] как аварии, не было. Максимальным было число нарушений категории П08 (остановка реактора, вызванная отклонениями в работе системы управления и защиты, технологических защит и блокировок при значении контролируемых параметров реакторной установки, не выходящих за установленные пределы), на которые пришлось приблизительно 35 % нарушений. Нарушений категории П09 (остановка реактора, вызванная нарушением электроснабжения в пределах эксплуатационной ответственности эксплуатирующей организации, без нарушения эксплуатационных пределов и условий безопасной эксплуатации) было примерно 22 %, а категории П05 (остановка реактора, вызванная нарушением в работе технологического и / или электротехнического оборудования, важного для безопасности) — около 18 %. На долю остальных происшествий пришлось 25 % нарушений.

За рассматриваемый период пять нарушений классифицированы уровнем 1 по шкале ИНЕС — события со значительными последствиями, оцениваемые как существенные для безопасности. На реакторе ВВР-ц двадцать второго апреля 2013 года было два происшествия: облучение двух лиц из числа персонала установки, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности [3], и нарушение в работе системы охлаждения экспериментального устройства. В работе реактора ВВР-М двенадцатого ноября 2013 года произошло нарушение условий безопасной эксплуатации, вызванное полным обесточиванием площадки эксплуатирующей организации с одновременным отказом в работе аварийного электроснабжения реактора, а двенадцатого октября 2015 года нарушение условий безопасной эксплуатации реактора привело к проливу низкоактивных жидких отходов и загрязнению участка грунта. На критическом стенде СТ-1125 двадцать третьего сентября 2016 года произошло облучение персонала, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности. Причины трёх из этих нарушений непосредственно связаны с человеческим фактором. Поэтому особенно актуально постоянно реализовывать мероприятия, направленные на повышение уровня культуры безопасности персонала, его профессиональную и психологическую подготовку, для снижения вероятности ошибок персонала.

Остальные нарушения в работе исследовательских ядерных установок за 2013–2017 годы классифицированы по шкале ИНЕС как несущественные для безопасности (уровень 0).

Нарушения в работе исследовательских ядерных установок государств — участников СНГ в период с 2013 по 2017 год проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни. Отсутствовало облучение персонала, превышающее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности [3].

Список литературы

1. Международная шкала ядерных и радиологических событий (ИНЕС): Руководство для пользователей. — Вена: МАГАТЭ, 2008. — 238 с.
2. НП-027-10. Положение о порядке расследования и учёта нарушений в работе исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность, 2010. № 3. С. 35–54.
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

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

ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ ЗАТРАТ ПРИ ЗАМЕНЕ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ

В рамках проекта по модернизации исследовательской ядерной установки СМ планируется в 2019–2020 годах заменить центральную зону реактора, опираясь на опыт предыдущей модернизации, проведённой в 1991 году. За время эксплуатации реактора в материалах его центральной зоны в результате активационных процессов накапливаются радионуклиды различной активности, из которых основными дозообразующими являются кобальт-60, железо-55, железо-59 и марганец-54. Технологические операции, начиная от демонтажа центральной зоны и заканчивая помещением её в отсек хранилища, будут классифицироваться как радиационно опасные работы.

Для оценки облучения задействованного персонала и сравнения с нормами, установленными в НРБ-99/2009⁹⁵ и других нормативных документах, была выполнена оценка дозовых характеристик поля гамма-излучения от центральной зоны реактора. Оценка была проведена для всех этапов планируемой 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. Ожидаемая эффективная доза облучения персонала была рассчитана с учётом анализа времени выполнения аналогичных технологических операций в 1991 году и взвешивающих коэффициентов для различных органов и тканей человека, приведённых в НРБ-99/2009. Основной вклад в погрешность результатов расчёта ожидаемой мощности дозы вносит неопределённость расчёта фактора накопления, которая, согласно литературным данным, составляет 25–30 %.

При создании расчётной модели центральная зона реактора была условно поделена на семь слоёв:

- 1) верхние концевые детали бериллиевых блоков;
- 2) бериллиевые блоки и корпус;
- 3) нижние концевые детали бериллиевых блоков;
- 4) верхняя опорная плита;
- 5) детали центральной зоны;
- 6) нижняя опорная плита;
- 7) дно корзины центральной зоны.

Такое подробное разделение необходимо, потому что в некоторых моделируемых ситуациях излучение от слоёв, расположенных сверху или снизу, ослабляется не только контейнером, но и самими слоями. Для каждого из слоёв была рассчитана суммарная активность основных долгоживущих радионуклидов. Погрешность расчёта активности не превышала 20 %.

При расчёте учитывали, что транспортный контейнер представляет собой железобетонную ёмкость цилиндрической формы, облицованную с наружной стороны углеродистой сталью, а с внутренней — нержавеющей сталью. Между внутренней и наружной обечайками расположено чугунное кольцо толщиной 100 мм и высотой 1 000 мм на расстоянии 450 мм от дна контейнера, а остальной объём залит бетоном марки М200⁹⁶.

Расчёт ожидаемой эффективной дозы облучения стропальщиков был выполнен для всех этапов проведения технологических операций по закреплению строп на контейнере и с учётом

⁹⁵ НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

⁹⁶ М200 — наиболее популярный в сфере гражданского и промышленного строительства бетон, обладающий такими качествами, как прочность и надёжность. Прочность бетона при сжатии характеризуется классом или маркой. Марка М200 относится к классу В15. — Прим. ред.

изменения мощности эквивалентной дозы для разных частей тела: головы, брюшной полости и нижних конечностей. Мощность эквивалентной дозы на уровне головы стропальщика во время нахождения его на специальной площадке и выполнения технологических операций с контейнером составит около 0,02 мЗв/ч, на уровне брюшной полости — 0,45 мЗв/ч, на уровне нижних конечностей — 120 мЗв/ч. С учётом времени выполнения операций ожидаемая эффективная доза облучения стропальщика будет равна примерно 80 мкЗв.

При расчёте мощности эквивалентной дозы в кабине водителя во время транспортировки контейнера с центральной зоной было учтено, что верхние концевые детали бериллиевых блоков располагаются выше чугунного кольца, находящегося между стальными обечайками контейнера. В этом случае ослабляющим материалом будет только бетон.

Проанализировав маршрут транспортировки и чертёж тягача, рассчитали мощность эквивалентной дозы при прямой траектории движения (от 1,8 мЗв/ч) и при повороте: левом (4,1 мЗв/ч) и правом (2,7 мЗв/ч). Были рассмотрены два варианта биологической защиты водителя:

- 1) кладка из свинцовых кирпичей толщиной 5 см на платформе перед контейнером;
- 2) радиационно-защитные маты (толщиной 1,1 см), расположенные на стенке кабины водителя.

В первом варианте биологическая защита эффективно экранирует излучение на прямой траектории (до 0,03 мЗв/ч), но будет менее эффективной на поворотах в результате прямого прострела (4,1 мЗв/ч при левом повороте и 2,7 мЗв/ч при правом). Ожидаемая эффективная доза облучения водителя, исходя из предполагаемого времени и анализа маршрута транспортировки, составит примерно 0,08 мЗв. Во втором рассмотренном случае мощность эквивалентной дозы составит 0,5 мЗв/ч при прямой траектории и до 0,8 мЗв/ч и 0,6 мЗв/ч при левом и правом поворотах соответственно. В случае использования матов эффективная доза будет равна 0,2 мЗв. Недостатками использования кладки из свинцовых кирпичей является неустойчивость и большая масса данной конструкции. Использование биологической защиты в виде радиационно-защитных матов более рационально.

При расчёте дозы облучения персонала при выполнении работ по транспортировке центральной зоны по зданию и установке её в отсек хранилища были рассмотрены ситуации, когда контейнер с центральной зоной реактора стоит на бетонном полу или когда он приподнят над полом при транспортировке. В первом случае излучение от верхних концевых деталей бериллиевых блоков будет проходить только через бетон, так как чугунное кольцо расположено ниже. В такой ситуации отражённое излучение от пола отсутствует и мощность эквивалентной дозы составит приблизительно 9,3 мЗв/ч на расстоянии 4 м от контейнера. Во втором случае излучение от верхних концевых деталей бериллиевых блоков будет выше уровня головы крановщика, а прямое воздействие излучения будет ослабляться благодаря прохождению через чугунное кольцо. Но вклад в мощность эквивалентной дозы будет давать отражённое от пола излучение, так как контейнер практически не имеет защиты в нижней части. В данном случае мощность эквивалентной дозы составит примерно 3,6 мЗв/ч на расстоянии 4 м от контейнера.

Для снижения облучения персонала при операциях в зале хранилища твёрдых радиоактивных отходов предлагается использовать кладку из свинцовых кирпичей толщиной 5 см. Эта мера позволит снизить мощность эквивалентной дозы от установленного на полу контейнера с центральной зоной до 0,14 мЗв/ч на расстоянии 4 м, а при его перемещении — до 0,07 мЗв/ч на том же расстоянии. Опираясь на опыт модернизации реактора СМ в 1991 году, можно предположить, что операция перемещения контейнера с извлечённой центральной зоной от платформы до отсека хранилища займёт около 6 мин, а помещение корзины с центральной зоной в хранилище — около 7 мин. При перемещении контейнера ожидаемая эффективная доза облучения крановщика, стоящего за свинцовой кладкой, составит 9 мкЗв (следует отметить, что облучению будет подвержена в основном голова рабочего, так как биологическая защита здесь отсутствует), а доза стропальщиков при установке центральной зоны в отсек хранилища составит 27 мкЗв.

При правильной организации работ облучение персонала, выполняющего работы по модернизации исследовательской ядерной установки СМ, не превысит 0,2 мЗв.

В.Д. Кизин, П.А. Михайлов⁹⁷, А.Н. Юсупов⁹⁷, А.В. Кондрашова⁹⁸

МОНИТОРИНГ ТРИТИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕДАХ, ВЫБРОСАХ И ВОЗДУХЕ РАБОЧЕЙ ЗОНЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

В течение года выполнена научно-исследовательская работа по мониторингу трития в технологических средах исследовательских ядерных установок. Целью её было получение и анализ экспериментальных данных о содержании трития в смеси с другими радиоактивными продуктами в жидких технологических средах, являющихся реальными или потенциальными источниками облучения персонала и населения. Актуальность работы была обусловлена следующим факторами:

- ♦ тритий, признанный генетически и глобально опасным, относится к радионуклидам, подлежащим обязательному радиационному контролю на предприятиях отрасли;
- ♦ данные об активности трития в технологических средах, полученные в разные годы, требуют обновления по мере изменения состава активных зон, топлива и параметров реакторов, химических режимов теплоносителей и других факторов, влияющих на источники образования и поведение трития;
- ♦ внедрение в последние годы новой измерительной техники и разработка методик измерения привели к повышению чувствительности идентификации трития в сотни раз⁹⁹.

Тритий, как и другие радионуклиды, образуется в реакторах при делении ядер топливного материала и в результате взаимодействия нейтронов с ядрами ряда элементов, входящих в состав топлива, теплоносителя, замедлителя, отражателя и конструкционных материалов. Вклад каждой реакции в общую активность образовавшегося трития определяется типом реактора, его параметрами, режимом эксплуатации и материалами активной зоны. При этом в исследовательских ядерных установках источников образования трития больше из-за разнообразия конструкционных и специально облучаемых материалов.

Часть образующегося в топливе трития в результате диффузии через оболочку твэлов поступает в теплоноситель. В водном теплоносителе реакторов ВК-50, МИР, СМ, РБТ-6 и РБТ-10/2 существенное количество трития образуется в результате взаимодействия нейтронов с дейтерием, находящимся в составе естественной воды вместе с водородом-протием. Тритий образуется по реакциям нейтронов с бором или в стержнях системы управления и защиты, как в реакторе БОР-60, или в теплоносителе при борном регулировании мощности, как в реакторе ВК-50, причём в водном теплоносителе эти реакции могут вносить больший вклад в образование трития, чем реакции с дейтерием. В реакторах МИР, СМ, РБТ-6, РБТ-10/2, где бериллий используется в качестве замедлителя, отражателя или топливной матрицы твэлов, преобладающий вклад в образование трития, благодаря большому сечению взаимодействия с тепловыми нейтронами, дают последовательные нейтронные реакции с бериллием и дочерним литием. Образующиеся ядра трития (Т) могут химически связываться с материалом среды, где они возникли, образуя,

⁹⁷ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

⁹⁸ Студентка ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» на момент выполнения работы. — Прим. авт.

⁹⁹ Рыбин А.А., Ряскова М.В., Кушнир Ю.А. Разработка, метрологические исследования и аттестация методик измерения активности трития. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 189–191. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_nauchnyy_2016_sayt_2.pdf. Дата обращения: 13.03.2019.

например, гидриды металлов. В водной среде это оксид T_2O , НТО или тритиевая вода, а в газовых и воздушных средах — молекулы водорода HT , T_2 , метана TCH_3 , другие углеводороды, а также пары тритиевой воды. Именно этот «подвижный» тритий, который распределяется в контурах и технологических средах исследовательских ядерных установок, затем поступает в результате тех или иных процессов в атмосферу рабочей зоны и далее в окружающую среду, и представляет интерес для специалистов в области обеспечения радиационной безопасности и подлежит радиационному мониторингу.

Непосредственное измерение активности трития в радиоактивных средах невозможно из-за отсутствия гамма-излучения и самой низкой из всех радионуклидов максимальной энергии бета-частиц его радиоактивного распада, равной 18,6 кэВ. Поэтому использовали метод отбора проб из контролируемых радиоактивных сред, их очистки от других радиоактивных продуктов, выделения аликвоты в форме оксида трития для последующих измерений его бета-активности. Обработку проб и измерения проводили по аттестованным методикам с использованием жидкостно-сцинтилляционных радиометров: РЖС-05 — при удельной активности трития больше 10 Бк/г, или Hidex 300 SL — для проб с меньшей активностью (табл. 5.3).

Таблица 5.3

Средняя удельная активность трития в технологических средах, Бк/г

Объект контроля	Реакторная установка					
	ВК-50	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60
Теплоноситель: контур:						
первого	27,4 ± 4,3	(11 ± 1)10 ³	61 ± 13	500 ± 200	657 ± 98	(2–100)10 ³ (в натрии)
второго	–	–	–	–	–	(3 ± 1,2)10 ³ (в натрии)
третьего	–	–	–	–	–	3,7 ± 0,3
петлевой установки:						
ПВ1	–	–	–	(20 ± 2)10 ³	–	–
ПВ2	–	–	–	(21 ± 4)10 ³	–	–
ПВК	–	–	–	(2,0 ± 1,5)10 ³	–	–
градирен	–	0,12 ± 0,01		(0,2–1,5) ± 0,1		0,02 ± 0,03
Пар первого контура	27,7 ± 4,5	–	–	–	–	–
Конденсат турбины	32 ± 12	–	–	–	–	3,7 ± 0,3
Вода:						
бассейна выдержки:						
первого	10 ± 3	370 ± 50	47 ± 12	3 930 ± 730	660 ± 100	21 ± 11
второго	31 ± 12	(15 ± 5)10 ³	47 ± 9	–	–	–
третьего	–	(2,3 ± 0,4)10 ³	–	–	–	–
бассейна реактора	–	–	47 ± 12	3 920 ± 420	660 ± 100	–
Жидкие радиоактивные отходы	20,8 ± 4,7	10 ⁴	60	1 100 ± 165	540 ± 150	0,04 ± 0,01
Воздух:						
около бассейна выдержки	5,4 ± 2,2	280 ± 14		380 ± 19	210 ± 8	93 ± 5
системы вентиляции центрального зала	20 ± 0,8	670 ± 100		180 ± 7	100 ± 4	8,4 ± 0,3

Наименьшая из всех водо-охлаждаемых реакторов института удельная активность трития — в первом контуре реактора ВК-50. Удельная активность трития в жидкой фазе (воде), паре и конденсате примерно одинакова. А значит, коэффициент распределения трития между реакторной водой и паром практически равен единице и при испарении очистка пара

от трития не происходит, как она происходит от других химических примесей и радионуклидов, в том числе в выпарной установке. Наибольшая удельная активность трития — в реакторе СМ: примерно в тысячу раз больше, чем в реакторе ВК-50. Это обусловлено большим уровнем потока нейтронов и их взаимодействием с бериллием в топливной матрице твэлов, активной зоне и отражателя. Активность трития в контуре охлаждения бассейна реактора МИР также обусловлена образованием трития из бериллия в блоках активной зоны и отражателя. В теплоносителе первого контура, не контактирующем с водой бассейна и в котором отсутствует бериллий, активность трития гораздо меньше. Объёмная активность паров оксида трития около открытого бассейна составляла 1 % от допустимой среднегодовой объёмной активности для персонала.

На территории института удельная активность трития в пробах влаги из атмосферного воздуха на высоте 8 м составила $((0,04-0,2) \pm 0,02)$ Бк/г, что соответствует объёмной активности, максимум равной 1 Бк/м³, а в осадках на поверхности земли — $(0,01 \pm 0,02)$ Бк/г. Эти значения удельной активности намного меньше значений уровня вмешательства, равного для трития 7,7 Бк/г, а объёмная активность, соответственно, меньше значения, допустимого для населения — 1,9 кБк/м³.

Результаты проведённых исследований обновили и дополнили экспериментальную базу о содержании трития в технологических средах действующих исследовательских ядерных установок. Полученные данные позволят, например, определять суммарную активность трития в жидких радиоактивных отходах и воздушных потоках систем вентиляции каждой установки, оценивать их вклад в объём жидких радиоактивных отходов института и газоаэрозольных выбросов в атмосферу, а также достоверно проводить расчётные оценки для обоснования радиационной безопасности исследовательских ядерных установок.

А.А. Рыбин, М.В. Ряскова, С.Г. Барышников, Е.А. Пайдулова

РЕШЕНИЕ НАКОПЛЕННЫХ ПРОБЛЕМ В СИСТЕМЕ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ИНСТИТУТА

С начала своего существования отечественная атомная промышленность развивалась в режиме незавершённых циклов по радиоактивным отходам. Решения по заключительной стадии обращения с радиоактивными отходами основывались на принципе откладывания проблем и были ориентированы только на хранение отходов во временных хранилищах. При создании таких хранилищ учитывали особенности текущей деятельности предприятия, о долгосрочном системном подходе речь не шла, вследствие чего практически отсутствовали типовые решения по окончательной изоляции отходов. Только сравнительно недавно введён в действие первый законодательный документ [1], в котором регламентированы долгосрочные системные решения в области обращения с отходами. Документ регулирует отношения в области обращения с радиоактивными отходами, не перекладывая проблему на будущие поколения, и является основой создаваемой в настоящее время единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами.

Целью данной работы было рассмотреть накопленные проблемы в системе обращения с радиоактивными отходами АО «ГНЦ НИИАР» и определить перспективы их решения. В институте система обращения с радиоактивными отходами реализована в местах их образования и службе-комплексе по обращению с радиоактивными отходами. Действующими объектами хранения радиоактивных отходов в АО «ГНЦ НИИАР» являются: пункты долговременного хранения

средне- и высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов; пункт долговременного хранения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов; пункт долговременного хранения средне- и высокоактивных жидких радиоактивных отходов. В системе обращения с радиоактивными отходами можно выделить следующие основные проблемы:

- ◆ все объекты долговременного хранения радиоактивных отходов в институте эксплуатируются более тридцати лет;
- ◆ пункт долговременного хранения среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов заполнен, и с 2006 года приём отходов прекращён;
- ◆ пункты хранения низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов не обеспечивают достаточную изоляцию отходов от окружающей среды;
- ◆ применяющийся способ хранения твёрдых радиоактивных отходов не позволяет обеспечить оперативность, полноту и достоверность информации о количественных и качественных характеристиках отходов, размещённых в отсеках (траншеях) пунктов хранения;
- ◆ при приёмке радиоактивных отходов на долговременное хранение в действующие объекты не проводятся их переработка и кондиционирование;
- ◆ в проектной документации на хранилища не разработаны мероприятия по выводу из эксплуатации;
- ◆ не организована система обращения с очень низкоактивными твёрдыми радиоактивными отходами.

В рамках ранее выполненных работ по реконструкции и обеспечению безопасности хранилищ твёрдых радиоактивных отходов и модернизации и подготовке к выводу из эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов сделано следующее:

- ◆ определены дефициты безопасности долговременного хранения высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов;
- ◆ разработана технология извлечения высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов из отсеков хранилища;
- ◆ разработаны проекты объектного мониторинга, консервации и вывода из эксплуатации пунктов долговременного хранения твёрдых радиоактивных отходов;
- ◆ завершено строительство пункта контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов;
- ◆ разработаны проекты технологической схемы подготовки и захоронения пульпы и кубовых остатков в пункт глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов, установки для размыва и извлечения из ёмкостей нерастворимой части пульпы, модернизации автоматизированной системы контроля технологических параметров;
- ◆ введены в опытную эксплуатацию автоматизированные системы радиационного контроля и контроля технологических параметров в зданиях хранилища жидких радиоактивных отходов;
- ◆ проведена разработка и изготовление опытной установки кондиционирования извлекаемой из ёмкостей нерастворимой части пульпы.

Проведена первичная регистрация радиоактивных отходов, накопленных в хранилищах института, по итогам которой отходы, размещённые в пункте долговременного хранения высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов, отнесены к категории удаляемых, определение категории жидких радиоактивных отходов отложено до 2020 года. В связи с необходимостью проведения дополнительного комплекса мероприятий решение по отнесению отходов, находящихся в пунктах долговременного хранения низкоактивных и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов, к особым или удаляемым отложено до конца 2019 года и 2025 года соответственно.

По распоряжению генерального директора госкорпорации «Росатом» разработана и в 2018 году актуализирована локальная стратегия обращения с радиоактивными отходами

в АО «ГНЦ НИИАР» [2]. Стратегия является ключевым элементом адаптации организации к требованиям единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами. В стратегии, учитывающей особенности существующей в институте системы обращения с радиоактивными отходами, содержится план трансформации схемы обращения с отходами, базовые показатели этой трансформации на период до 2025 года, а также определено целевое состояние системы обращения с радиоактивными отходами. Обозначены основные направления и сроки решения накопленных проблем:

- ◆ по пункту долговременного хранения высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов:
 - 2019–2024 годы: продление срока эксплуатации до 2024 года и обеспечение безопасности долговременного хранения отходов;
 - 2024–2026 годы: частичное удаление среднеактивных отходов из отсеков объекта с последующей передачей во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» за счёт средств федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года»;
 - до 2030 года: прекращение приёма на долговременное хранение некондиционированных отходов и проведение работ по подготовке к выводу объекта из эксплуатации.
- ◆ по пункту долговременного хранения среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов:
 - 2019–2025 годы: обеспечение безопасности долговременного хранения отходов в соответствии с требованиями нормативно-технической документации, проведение комплексного обследования объекта и оценка долговременного воздействия сооружения на геологическую среду, обоснование и принятие решения о отнесении радиоактивных отходов к особым или удаляемым, разработка концепции и программы вывода из эксплуатации или консервации объекта;
 - 2025–2030 годы: проведение работ по выводу из эксплуатации или консервации.
- ◆ по пункту долговременного хранения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов:
 - 2019–2027 годы: обеспечение безопасности долговременного хранения отходов, прекращение их приёмки и перепрофилирование на приёмку очень низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, обоснование и принятие решения об отнесении радиоактивных отходов к удаляемым, разработка концепции и программы вывода из эксплуатации объекта и доработка проектной документации по выводу из эксплуатации;
 - 2027–2032 годы: проведение работ по извлечению радиоактивных отходов из траншей хранилища и передача кондиционированных радиоактивных отходов во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» на захоронение.
- ◆ по пункту долговременного хранения средне- и высокоактивных жидких радиоактивных отходов:
 - 2019–2024 годы: обеспечение безопасности долговременного хранения отходов, обоснование и принятие решения об отнесении их к особым или удаляемым;
 - 2024–2030 годы: проведение комплексного инженерного и радиационного обследования хранилища; актуализация концепции и разработка проектной документации по выводу его из эксплуатации.

Для оценки сценариев обращения с радиоактивными отходами в пункте долговременного хранения среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов разработано обоснование отнесения радиоактивных отходов этого объекта к особым (в соответствии с рекомендациями ФГУН «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук») [3, 4]. Проведена оценка затрат по сценариям, связанным с захоронением радиоактивных отходов в месте нахождения и удалением в централизованное хранилище, а также оценка радиационного и обобщённого риска при проведении работ по обоим сценариям. Результаты

сравнительной оценки альтернативных вариантов вывода из эксплуатации показали, что реализация технических решений при захоронении на месте экономически более целесообразна, но удаление твёрдых радиоактивных отходов с последующей ликвидацией объекта предпочтительнее с экологической точки зрения, причём проведение мероприятий в рамках отложенной ликвидации позволит непрерывно контролировать и поддерживать экологически безопасное состояние хранилища [5].

Ожидаемые результаты реализации решения проблем с обращением с радиоактивными отходами:

- ◆ частичное удаление среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов из отсеков хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов и обеспечение безопасности в дополнительный срок эксплуатации объекта;
- ◆ прогрессивное увеличение доли переработанных, кондиционированных и переданных на захоронение радиоактивных отходов, образующихся в институте;
- ◆ обоснование и принятие решений по отнесению всех накопленных радиоактивных отходов к особым или удаляемым и реализация работ по выводу из эксплуатации объектов хранения некондиционированных радиоактивных отходов;
- ◆ снижение затрат на долговременное хранение радиоактивных отходов;
- ◆ обеспечение эффективного функционирования системы обращения с радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР».

Список литературы

1. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ [Электронный ресурс]. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: <http://meganorm.ru/Index2/1/4293807/4293807890.htm>. Дата обращения: 29.03.2018.
2. Разживин С.Г., Маклаков В.В., Крайнов В.Е. и др. Стратегия обращения с радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР». — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 году): под общей редакцией д-ра техн. наук, профессора В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 159–164. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo_2017_sayt_0.pdf. Дата обращения: 21.02.2018.
3. Особые радиоактивные отходы: под общей редакцией И.И. Линге. — М.: ООО «САМ полиграфист», 2015. — 240 с.
4. Авдониин В.В., Ефаров С.А., Кизин В.Д. и др. Обоснование отнесения радиоактивных отходов, находящихся в пункте хранения твёрдых радиоактивных отходов, к особым. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 году): под общей редакцией д-ра техн. наук, профессора В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 168–169. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo_2017_sayt_0.pdf. Дата обращения: 21.02.2018.
5. Максина А.Б., Соболев А.М. Сценарии вывода из эксплуатации хранилища твёрдых радиоактивных отходов. — Там же. С. 164–167.

*С.Г. Разживин, В.В. Маклаков, Е.В. Крайнов, А.В. Мамонов,
Ю.А. Мамонова, В.В. Колесник, В.В. Серебряков*



СТЕПНАЯ ТИРКУШКА

Glareola nordmanni (Nordmann, 1842)
Отряд ржанкообразных (Charadriiformes)
Семейство тиркушковых (Glareolidae)

Очень редкий, нерегулярно гнездящийся, перелётный и залётный вид на северной границе пульсирующего ареала. Занесён в Красную книгу России и Ульяновской области и Международный список глобально редких птиц. В наше время отмечено только четыре случая гнездования и возможного гнездования вида, в том числе в Мелекесском районе Ульяновской области, на побережье Черемшанского залива Куйбышевского водохранилища

**МЕЖДУНАРОДНАЯ
НАУЧНО-
ТЕХНИЧЕСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ**



Задача всестороннего развития международного научно-технического сотрудничества является одной из важнейших в реализации стратегии АО «ГНЦ НИИАР» по повышению эффективности использования и востребованности уникальной экспериментальной базы и является приоритетной для руководства института. Планомерная и целенаправленная работа в данном направлении позволила добиться важных результатов в отчётном году.

АО «ГНЦ НИИАР» является сертифицированным Международным центром для реализации совместных научно-исследовательских проектов на базе исследовательских реакторов под эгидой Международного агентства по атомной энергии, и развитию международного сотрудничества уделяется пристальное внимание. В июле отчётного года в ходе проведения консультативного совещания секции исследовательских реакторов МАГАТЭ Александр Тузов, директор АО «ГНЦ НИИАР», представил руководству секции результаты и планы по развитию возможностей предприятия в области проведения исследований для обоснования эксплуатационных характеристик толерантного к условиям аварий топлива водоохлаждаемых реакторов. Это направление особо актуально для международного сообщества из-за планов по остановке исследовательского ядерного реактора в Халдене. Экспериментальные возможности АО «ГНЦ НИИАР» позволят большинству компаний продолжить исследования инновационных материалов для ядерных реакторов, перенеся их на площадку института.

Другим важным направлением международного научно-технического сотрудничества является привлечение партнёров к реализуемому госкорпорацией «Росатом» на площадке АО «ГНЦ НИИАР» одному из приоритетных научных атомных проектов в России — проекту по созданию многоцелевого исследовательского ядерного реактора на быстрых нейтронах (МБИР). В своем выступлении на 62-й Генеральной конференции МАГАТЭ генеральный директор госкорпорации «Росатом» Алексей Лихачев отметил, что создаваемый исследовательский ядерный реактор МБИР включен в перечень установок, в перспективе доступных для использования странами в рамках программы МАГАТЭ по международным центрам на базе исследовательских реакторов, и на основе этого реактора будет создана самая современная исследовательская площадка. Более подробно исследовательские возможности АО «ГНЦ НИИАР» как Международного центра исследований под эгидой МАГАТЭ для обеспечения устойчивого развития реакторных технологий в своем докладе раскрыл директор института Александр Тузов.

Следующим направлением развития международного научно-технического сотрудничества является участие АО «ГНЦ НИИАР» в работе межправительственного Агентства по ядерной энергии при Организации по экономическому сотрудничеству и развитию. В отчётном году были инициированы работы по реализации международного проекта, главной целью которого является создание многонациональной экспериментальной инфраструктуры для проведения исследований ядерного топлива и последующего экспериментального сопровождения внедрения новых видов ядерного топлива и материалов. Вопросы реализации проекта рассматривались как на совещаниях Агентства по ядерной энергии в течение года, так и обсуждались в числе основных во время визита делегации агентства в АО «ГНЦ НИИАР» в ноябре 2018 года. В ходе визита делегация Агентства по ядерной энергии при Организации по экономическому сотрудничеству и развитию (рис. 6.1) ознакомилась с экспериментальными возможностями института по организации и выполнению комплекса исследований, направленных на изучение поведения ядерного топлива в аварийных режимах (в первую очередь, в авариях с потерей теплоносителя LOCA) в рамках реализации вышеуказанного проекта.

Помимо основных направлений деятельности АО «ГНЦ НИИАР», связанных проведением реакторных испытаний и послеракторных исследований, развиваются и новые направления возможного международного научно-технического сотрудничества (рис. 6.2). В отчётном году АО «ГНЦ НИИАР» в составе российского консорциума под руководством АО «Техснабэкспорт»

победил в тендере, проводимом Исследовательским институтом «Митсубиши» (Япония), на выполнение работ по анализу изменения свойств кориума в процессе старения. Данный проект является одним из этапов комплексной работы по решению научно-технических задач, касающихся ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи» и реализации условий заключённого в сентябре 2017 года между госкорпорацией «Росатом» и Агентством по атомной энергии Японии (Japan Atomic Energy Agency, JAEA) Меморандума об обмене информацией по реакторной физике экспериментов, связанных с трансмутацией младших (минор) актинидов при обращении с радиоактивными отходами.



Рис. 6.1. Визит делегации Агентства по ядерной энергии под руководством заместителя генерального директора Даниэля Иракяна, связанный с вопросами организации и выполнения международного проекта по исследованию поведения топлива в аварийных режимах

В АО «ГНЦ НИИАР» были продолжены научные исследования для зарубежных заказчиков в рамках международного научно-технического сотрудничества, специалисты института проводили активную работу по заключению новых долгосрочных контрактов с зарубежными партнёрами на проведение реакторных испытаний и послереакторных исследований, выполнение работ в области материаловедения, радиохимии и обращения с младшими актинидами. Количество обращений зарубежных заказчиков и контрактов, находящихся на этапе согласования и подготовки к подписанию, свидетельствует о высокой востребованности экспериментальной базы института и научно-технических компетенций его сотрудников на мировом рынке наукоёмких и высокотехнологичных услуг, прежде всего в сфере проведения реакторных испытаний и послереакторных исследований перспективных конструкционных и топливных материалов инновационных ядерных реакторов, разработка которых осуществляется в США, Франции, Китае, Южной Корее.

Особым и важным направлением деятельности АО «ГНЦ НИИАР» является производство и поставка на мировой рынок высокотехнологичной радиоизотопной продукции. В отчётном году институт обеспечил поставки радионуклидов и источников ионизирующего излучения медицинского и промышленного назначения по шестидесяти восьми действующим контрактам в адрес зарубежных заказчиков из Индии, Японии, Южной Кореи, Китая, США, Бразилии, Аргентины, стран Западной и Восточной Европы, Великобритании и других. Вопросы расширения сотрудничества в области поставок радиоизотопной продукции медицинского назначения производства АО «ГНЦ НИИАР» обсуждали во время рабочих встреч с заказчиками и потенциальными партнёрами на ежегодном Европейском конгрессе в области ядерной медицины (EANM-2018), а также во время проведения рабочих встреч руководства совместных предприятий: белорусско-российского совместного закрытого акционерного общества

«Изоотопные технологии» и китайско-российского предприятия «Пекинская КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью».



а

б

Рис. 6.2. Визит Ясуси Тагути и Кадзумаса Хиоки, исполнительного вице-президента и директора отдела по стратегии и международным отношениям Агентства по атомной энергии Японии, заместителя управляющего директора компании «TENEX – Japan Co.» Итиро Окабаяси и заместителя генерального директора по правовым и корпоративным вопросам АО «Техснабэкспорт» Елены Артёмовой по вопросам реализации проекта, связанного с разработкой технологий анализа изменения свойств кориума в процессе старения

АО «ГНЦ НИИАР» ведёт активную работу по расширению портфеля зарубежных заказов и развитию международного сотрудничества в целом. В этой связи в отчётном году состоялось большое количество встреч и рабочих совещаний с потенциальными зарубежными заказчиками и их представителями по действующим контрактам как на площадке института, так и за рубежом: предприятие посетили около восьмидесяти зарубежных представителей из семнадцати компаний и организаций. Целью визитов стало не только участие в рабочих совещаниях, в ходе которых рассматривали текущее состояние выполнения работ по действующим внешнеэкономическим контрактам и содержание научно-технических отчётов, переданных заказчикам, но и обсуждение перспектив дальнейшего сотрудничества и экспериментальных возможностей института.

Для проведения рабочих встреч с зарубежными партнёрами и участия в различных технических совещаниях, семинарах и рабочих группах, проводимых под эгидой международных организаций, представители АО «ГНЦ НИИАР» регулярно выезжали во Францию, Чехию, Австрию, Белоруссию, Румынию и Китай. Специалисты института приняли участие в восемнадцати международных научно-технических семинарах и конференциях в России и за рубежом, выступив с сорока семью докладами о важнейших результатах и перспективных направлениях деятельности АО «ГНЦ НИИАР».

Продолжается активная деятельность института как Базовой организации государств — участников Содружества Независимых Государств по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. В октябре 2018 года в Минске состоялось пятое заседание Совещательного органа Базовой организации, на котором присутствовали представители международных организаций, Республики Беларусь, Республики Казахстан и Российской Федерации. По итогам работы заседания согласован и принят план работ Базовой организации на 2018–2019 годы.

АО «ГНЦ НИИАР» как крупнейшая экспериментальная площадка российской атомной отрасли будет и впредь наращивать присутствие на международных рынках высокотехнологичных наукоёмких услуг и инновационной продукции. Специалисты института продолжают

активно участвовать в развитии международной научно-технической деятельности, с каждым годом привлекая все больше иностранных заказчиков для совместного сотрудничества в области проведения исследований и поставок изотопной продукции. По результатам 2018 года портфель зарубежных заказов на десятилетний период составил почти 95 млн долларов США. Востребованность экспериментальной базы АО «ГНЦ НИИАР» позволит в будущем закрепить результаты работы специалистов в виде подписанных долгосрочных внешнеэкономических контрактов и продолжить плодотворное взаимовыгодное сотрудничество.

Ф.А. Григорьев



Информация о международной научно-технической деятельности более подробно представлена в годовом отчёте АО «ГНЦ НИИАР» (http://niiar.ru/annual_report)



ФИЛИН

Bubo bubo (Linnaeus, 1758)
Отряд совообразных (Strigiformes)
Семейство совиных (Strigidae)

Редкий гнездящийся осёдлый вид. Занесён в Красную книгу России и Ульяновской области. В Ульяновской области вид приурочен преимущественно к обширным степным долинам с обрывистыми меловыми склонами. Также обитает на участках побережья Куйбышевского водохранилища с высокими обрывистыми берегами. В период зимних кочёвок филин может встречаться в нехарактерных местах обитания, в том числе в городской среде

РЕДАКЦИОННО-
ИЗДАТЕЛЬСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

7

В АО «ГНЦ НИИАР» стремятся к тому, чтобы все издания института являлись официальными. Им присваивают международный стандартный книжный номер и индекс универсальной десятичной классификации книг, номера согласно государственному рубрикатору научно-технической информации и библиотечно-библиографической классификации. Рукописи проходят обязательную редакционно-издательскую подготовку, что гарантирует высокое качество публикуемого материала и соблюдение всех стандартов в сфере редакционно-издательской деятельности. С развитием информационных технологий всё более широкое распространение получают электронные книги, при подготовке которых также соблюдаются все требования нормативных документов в редакционно-издательской сфере. Издания АО «ГНЦ НИИАР» всегда можно найти в городских, региональных, федеральных библиотеках, фондах некоторых вузов. Книги, изданные в институте, представлены на книжных форумах и выставках, различных конкурсах (рис. 7.1). В соответствии с планом работ на 2018 год специалистами редакционно-издательской группы департамента коммуникаций были подготовлены к печати следующие издания¹⁰⁰.



Рис. 7.1. Сертификат участника XVI ежегодной областной выставки-конкурса «Симбирская книга–2018»

¹⁰⁰ С предложениями и замечаниями, касающимися изданий АО «ГНЦ НИИАР», просим обращаться в адрес редакции, указанный на последней странице данного отчёта.

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

(отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 году)

Научное издание

УДК 621.039

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 г.) / под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 198 с.

ISBN 978-5-94831-168-5

Отчёт содержит статьи о выполненных в году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как:

- исследовательские ядерные реакторы;
- исследования твэлов и реакторных материалов;
- исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики;
- трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений;
- радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;
- редакционно-издательская деятельность.

Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.



РЕАКТОРНЫЕ МИШЕНИ ДЛЯ НАКОПЛЕНИЯ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Сюзёв В.Н.

Научное издание

УДК 621.039.574.5:546.798

ГРНТИ 58.29.21

ББК 35.36

Сюзёв В.Н. Реакторные мишени для накопления трансураниевых элементов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 280 с.

ISBN 978-5-94831-169-2



занимающихся вопросами радиационного материаловедения и работающих в области получения трансураниевых элементов, а также для аспирантов и студентов соответствующих специальностей.

В настоящее время трансураниевые элементы находят всё более широкое применение. Основным методом их промышленного получения является облучение в специализированных реакторах особых тепловыделяющих элементов — мишеней-накопителей, содержащих стартовые материалы. Работы по накоплению трансураниевых элементов начались в НИИАРе с пуском реактора СМ, в 1961–1962 годах. В монографии описаны применяемые материалы, способы изготовления мишеней и участок для их производства; изложены результаты разработки конструкции и технологии изготовления мишеней; сделан обзор свойств используемых при этом материалов; приводятся данные по влиянию облучения на некоторые конструкционные материалы; рассмотрены результаты исследований облучённых мишеней и испытаний новых перспективных композиций для сердечников мишеней, а также некоторые итоги разработок технологического оборудования, способов контроля и методов материаловедческих исследований.

Издание предназначено для научных и инженерно-технических работников,

РАДИОХИМИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС: СОЗДАНИЕ, СТАНОВЛЕНИЕ, РАЗВИТИЕ

Гордеев Я.Н., Кузнецов Р.А., Топоров Ю.Г.

Научное-популярное издание

УДК 621.039.574(091)

ГРНТИ 58.29.19

ББК 35.36

Гордеев Я.Н., Кузнецов Р.А., Топоров Ю.Г. Радиохимический комплекс: создание, становление, развитие. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 64 с.

ISBN 978-5-94831-171-5

В книге повествуется об истории создания и развития в Научно-исследовательском институте атомных реакторов (г.Дмитровград, Россия) радиохимического комплекса, предназначенного для проведения фундаментальных и прикладных научно-исследовательских работ в области химии и технологии трансурановых элементов, производства трансплутониевых элементов, производства трансплутониевых элементов, производства трансплутониевых элементов и изделий из них, радионуклидных препаратов и источников ионизирующего излучения. Приведена краткая информация о свойствах радионуклидной продукции и её применении. Издание предназначено для широкого круга читателей.



СБОРНИК ТРУДОВ АО «ГНЦ НИИАР»

Научное издание

Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018.

Выпуск 1. — 104 с. ISBN 978-5-94831-165-4

Выпуск 2. — 114 с. ISBN 978-5-94831-160-9

Выпуск 3. — 88 с. ISBN 978-5-94831-161-6

Выпуск 4. — 94 с. ISBN 978-5-94831-163-0

Сборники трудов АО «ГНЦ НИИАР» содержат научные статьи сотрудников по основным направлениям деятельности института, как-то: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; МОКС-топливо для ядерных реакторов на быстрых нейтронах; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и др.



Выпуски 1 и 2 сборника трудов посвящены радионуклидной тематике. Представлены статьи о математических методах, используемых при прогнозировании и оптимизации накопления радионуклидов, реакторных и радиохимических технологиях, применяемых при изготовлении радионуклидных препаратов и изделий на их основе.

Содержание выпуска 1 за 2018 год

1. Компьютерное моделирование цепочек трансмутации ядер при облучении нейтронами.
Е.Г. Романов
2. Моделирование взаимного влияния загрузки каналов реактора СМ на нейтронно-физические характеристики.
Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов
3. Профилирование мощности исследовательского реактора МИР при наработке иридия-192.
В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров, В.В. Калыгин
4. Оптимальное распределение облучательного ресурса исследовательского реактора при масштабном производстве радионуклидов.
В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров
5. Реакторное производство калифорния-252.
Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, О.И. Андреев, Е.В. Шимбарев, Я.Н. Гордеев, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, В.А. Узииков
6. Возможности новых облучательных объёмов реактора СМ по наработке изотопов трансплутониевых элементов.
А.В. Куприянов, А.П. Малков, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, В.А. Узииков
7. Получение высокочистых препаратов эйнштейния и фермия.
Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, О.И. Андреев, А.Ю. Баранов¹⁰¹
8. Экспресс-метод получения калифорния-252 облучением берклия.
Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, К.В. Ротманов, П.С. Буткалюк, Р.А. Кузнецов¹⁰¹, Р.Г. Абдуллоев¹⁰²
9. Реакторное получение тяжёлых изотопов плутония для фундаментальных исследований.
Л.Л. Казаков, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов
10. Источники ионизирующих излучений на основе трансплутониевых элементов.
М.А. Рябинин, Ю.Г. Топоров, К.В. Ротманов, В.М. Радченко
11. Трансмутация металлического технеция и получение искусственного стабильного рутения.
К.В. Ротманов, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.А. Козарь¹⁰³, В.Ф. Перетрухин¹⁰³
12. Исследование закономерностей растворения интерметаллида урана в азотной кислоте.
К.В. Ротманов, А.Ю. Ензеркина, Р.А. Кузнецов¹⁰¹, Р.Г. Абдуллоев¹⁰², М.Н. Смирнов¹⁰²

Содержание выпуска 2 за 2018 год

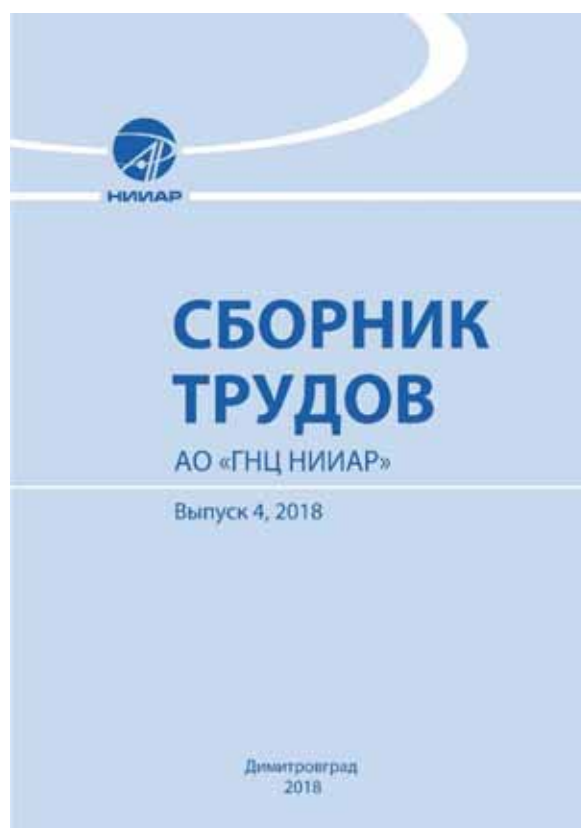
1. Получение препарата олова-117m с высокой удельной активностью.
О.И. Андреев, Е.Г. Романов, Ю.Г. Топоров
2. Получение препарата кадмия-109 из облучённого серебра-107.
А.С. Корнилов, Е.Г. Романов, Е.В. Черноокая¹⁰², Р.Г. Абдуллоев¹⁰²
3. Получение палладия-103 облучением кадмия-106 нейтронами.
Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, О.И. Андреев, В.Т. Филимонов
4. Получение препарата рутения-106 с высокой удельной активностью.
Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, О.И. Андреев, А.С. Корнилов, В.Т. Филимонов
5. Получение препарата никеля-63 для источников тока.
Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, Л.Л. Казаков, О.И. Андреев, Н.Н. Андрейчук, А.С. Корнилов, К.В. Ротманов
6. Получение препарата гадолиния-153 с высокой удельной активностью.
В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров, В.М. Лебедев, А.С. Корнилов, Ю.Л. Ревякин
7. Получение препарата самария-153 из реакторного самария.
В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров, В.М. Лебедев, А.С. Корнилов, О.И. Андреев, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк

¹⁰¹ Сотрудник ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

¹⁰² Аспирант того же вуза. — Прим. авт.

¹⁰³ Сотрудник ФГБУН «Институт физической химии и электрохимии имени А.Н. Фрумкина Российской академии наук». — Прим. авт.

8. Производство йода-125 в петлевой установке исследовательского реактора.
Ю.Г. Топоров, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов, А.И. Звир, С.А. Сазонтов, Д.В. Рябов
9. Выделение свинца-210 из выдержанных радиевых источников.
П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов¹⁰⁴, А.С. Куприянов
10. Радиолитические процессы в щелочных растворах йода-131 и йода-125.
К.В. Ротманов, М.Н. Смирнов¹⁰⁵, Р.Г. Абдуллоев¹⁰⁵, А.В. Куприянов, Ю.Ю. Кузнецова¹⁰⁶
11. Получение экспериментальных образцов альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения.
П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, Р.А. Кузнецов¹⁰⁴, А.В. Куприянов, А.С. Куприянов
12. Радионуклидные источники ионизирующих излучений медицинского и промышленного применения.
В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, О.И. Андреев, Е.В. Шимбарев, А.М. Святкин, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Е.М. Табакин



Содержание выпуска 3 за 2018 год

1. Конечное-элементное исследование устойчивости кольцевой тонкостенной мишени для наработки молибдена-99.
Н.В. Киреев, Л.П. Захарова, О.В. Короткова
2. Влияние нейтронного облучения на ударную вязкость аустенитной нержавеющей стали в ультрамелкозернистом состоянии.
В.К. Шамардин, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, А.Е. Федосеев; И.В. Александров¹⁰⁷, Р.З. Валиев¹⁰⁷, М.М. Абрамова¹⁰⁷, Н.А. Еникеев¹⁰⁷

¹⁰⁴ Сотрудник ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

¹⁰⁵ Аспирант того же вуза. — Прим. авт.

¹⁰⁶ Студентка того же вуза на момент написания статьи. — Прим. авт.— Прим. авт.

¹⁰⁷ Сотрудник ФГБОУ ВО «Уфимский государственный авиационный технический университет». — Прим. авт.

3. Алгоритмы обработки нейтронно-активационных измерений.
А.Р. Белозерова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева, С.А. Енин
4. Алюмофторфосфатные стекла для иммобилизации молибдатных высокоактивных отходов пирохимических процессов переработки отработавшего ядерного топлива.
Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, С. В. Томилин, М.А. Кузин, Т.А. Михайлова
5. Материаловедческие исследования поглощающего стержня системы управления и защиты реактора ВВЭР-1000 с пэлами на основе таблеточного комбинированного поглощающего сердечника.
А.В. Захаров, С.С. Сагалов, А.В. Строжук, П.А. Ильин, Ю.Д. Гончаренко, А.В. Улитин, В.В. Яковлев, С.В. Кузьмин, А.В. Обухов, Л.А. Евсеев, О.Ю. Макаров, Е.В. Чертопятов, Г.В. Шевляков
6. Причины разгерметизации и состояние негерметичного твэга, отработавшего в составе сборки ТВС-2М в течение одной топливной кампании.
А.В. Строжук, В.А. Жителев, И.Н. Волкова, О.Н. Никитин, А.С. Хренов, Г.Д. Нуруллина
7. Определение критической плотности теплового потока твэлов реактора ВВЭР-1000 в эксперименте в реакторе МИР.
А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов
8. Контроль содержания криптона-85 в газосборнике отработавших твэлов реактора БН-600 гамма-спектрометрическим методом.
С.С. Сагалов, Г.Д. Нуруллина, В.А. Жителев, В.Г. Теплов

Содержание выпуска 4 за 2018 год

1. Радиационная повреждаемость циркониевого сплава Э110 при высокодозном облучении направляющей трубы в исследовательском реакторе МИР.
А.В. Обухов, Г.П. Кобылянский
2. Состояние топлива и оболочек твэлов реактора ВВЭР-1000 после термических испытаний в режиме сухого хранения.
Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев, О.Н. Никитин, А.В. Обухов, П.А. Ильин, Е.А. Звир
3. Исследования для обоснования методики определения удельной активности трития в образцах облучённого ядерного топлива.
В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, А.С. Куприянов, Д.Е. Тихонова
4. Определение причин разгерметизации тепловыделяющих сборок ТВСА и ТВСА-PLUS.
А.В. Строжук, В.А. Жителев, А.А. Боков, И.Н. Волкова, Г.В. Шевляков
5. Анализ ядерной безопасности участка изготовления твэлов с виброуплотнённым топливным сердечником.
А.В. Акимов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков
6. Анализ ядерной безопасности при обращении с топливом реактора МБИР.
Е.С. Фрааз, А.П. Малков
7. Разработка методики испытания конструкционных материалов в ампульном канале с естественной циркуляцией теплоносителя в исследовательском реакторе СМ.
А.Л. Ижutow, С.В. Серёдкин, В.Е. Алексеев

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ ВСЕРОССИЙСКОЙ МОЛОДЁЖНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «НАУЧНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ РАЗРАБОТКИ В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ»

Научное издание

УДК 621.039(063)

ГРНТИ 58.01.13

ББК 31.4

Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», г. Дмитровград, 27–29 марта 2018 г.: тезисы докладов. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 164 с.

ISBN 978-5-94831-166-1



Сборник содержит тезисы докладов, представленных на Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», проходившей 27–29 марта 2018 года в городе Дмитровграде Ульяновской области. В сборнике, предназначенном для специалистов в области ядерных технологий, представлены тезисы докладов следующей тематики:

- физика, техника, облучательные технологии и безопасность ядерных реакторов;
- реакторное материаловедение и технологии;
- радиохимические технологии;
- нуклидные технологии.

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ XX РОССИЙСКОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

Научное издание

УДК 621.039.58
ГРНТИ 58.33.02
ББК 31.46

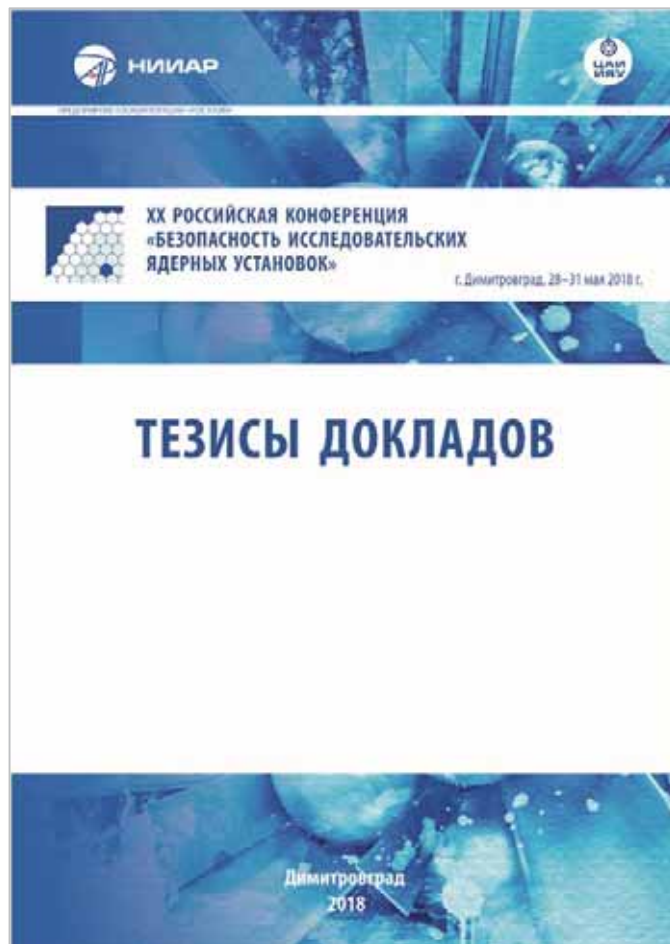
XX Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 28–31 мая 2018 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 32 с.

ISBN 978-5-94831-170-8

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XX Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 28–31 мая 2018 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). Целью конференции было обсуждение опыта эксплуатации и анализ состояния ядерной и радиационной безопасности реакторов. На конференции рассматривались следующие вопросы, касающиеся исследовательских ядерных установок:

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

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



ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР» ЗА 2017 ГОД

Информационно-статистическое издание на русском и английском языках

УДК 621.039=161.1

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

Годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» за 2017 год [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (13,5 Мб). — **Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018.** — 269 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.

ISBN 978-5-94831-167-8

Номер государственной регистрации электронного издания 0321802424



UDC 621.039=161.1

SRSTI 58.33.01

LBC 31.4

JSC "SSC RIAR" Annual Report 2017 [Electronic resource]. — E-text data (15.5 MB). — **Dimitrovgrad: JSC "SSC RIAR", 2018.** — 223 pages — 1 RAM disk (CD-ROM); 12 cm — System requirements: Pentium III or better; 512 MB RAM; 35 MB of available hard disk space; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; CD-ROM 2x or higher; mouse. — Heading from the title screen.

ISBN 978-5-94831-172-2

Номер государственной регистрации электронного издания 0321900138



Отчёт включает в себя как финансово-экономические и производственные результаты деятельности АО «ГНЦ НИИАР» за отчётный период, так и информацию в области устойчивого развития, в том числе данные об экологическом воздействии на окружающую среду, социальной политике в регионе присутствия. Подготовка отчёта велась в соответствии с Руководством по отчётности в области устойчивого развития (GRI, версия G4). Особое внимание в отчёте уделено стратегии и перспективам АО «ГНЦ НИИАР», деятельности по повышению эффективности корпоративного управления и обеспечению ядерной и радиационной безопасности. Отчёт подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

В варианте отчёта на английском языке содержится краткая, адаптированная для зарубежного читателя версия отчёта.

Отчёт подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

КАТАЛОГ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ И ПРЕПАРАТОВ

Рекламное издание

UDC 621.039.8(085.2)=20
SCSTI 58.31.01
LBC 24.13

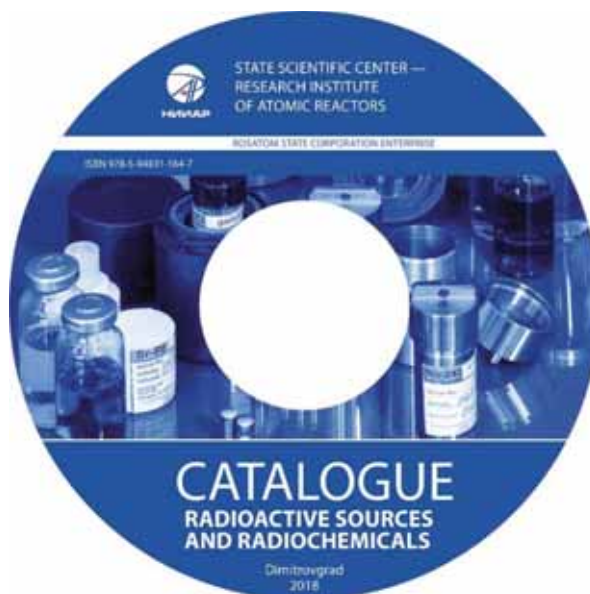
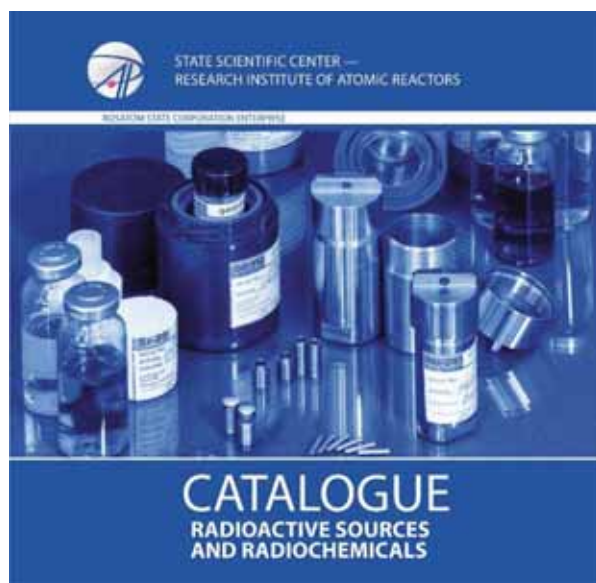
Каталог радионуклидных источников ионизирующего излучения и препаратов: рекламное издание на английском языке.

The Catalogue contains summary information about radioactive sources and radiochemicals produced by JSC "SSC RIAR", their key specifications, quality management system, and quality control.

Radioactive Sources and Radiochemicals Catalogue: Promotional Literature [Electronic resource]. — E-text data (25 MB). — Dimitrovgrad: JSC "SSC RIAR", 2018. — 45 p. — 1 RAM disk (CD-ROM); 12 cm. — System requirements: Pentium III or better; 512MB RAM; 32MB of available hard disk space; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; CD-ROM, 2x or higher; mouse. — Heading from the title screen.

ISBN 978-5-94831-164-7

Номер государственной регистрации электронного издания 0321802425



Каталог содержит краткую информацию о радионуклидных источниках ионизирующего излучения и радиоактивных препаратах, выпускаемых в АО «ГНЦ НИИАР», об основных их характеристиках, а также о системе менеджмента качества предприятия и контроле качества источников и препаратов.



Рис. 7.2. Результаты коммуникационной деятельности

В рамках коммуникационной деятельности в АО «ГНЦ НИИАР» (рис. 7.2) в течение года были подготовлены и размещены печатные и видеоматериалы о деятельности предприятия в федеральных и отраслевых средствах массовой информации. Сотрудники департамента коммуникаций традиционно оказывали содействие в подготовке видеосюжетов для региональных и федеральных телеканалов. Активное взаимодействие продолжено и с отраслевой прессой — газетой и радио «Страна Росатом», журналом «Вестник Атомпрома». На протяжении многих лет продолжается сотрудничество с Информационным центром по атомной энергии города Ульяновска: реализуются научно-просветительские проекты, организуются экскурсии, проводятся совместные конкурсы среди школьников и студентов. В частности, для популяризации науки, достижений отечественной атомной отрасли и повышения интереса к техническим специальностям проведён детский творческий конкурс «Наш друг — атом». В течение года специалисты департамента коммуникаций осуществляли информационную поддержку корпоративных мероприятий; проектов, реализуемых госкорпорацией «Росатом» на территории присутствия предприятий атомной отрасли; региональных мероприятий различной направленности, принимали активное участие в конкурсах. При сотрудничестве с местными и региональными культурными организациями на территории предприятия были проведены три художественные выставки.

В 2018 году был завершён проект по обновлению «информационных киосков» в музейно-выставочной экспозиции института: благодаря специалистам предприятия архив музея был пополнен новыми материалами, в том числе ценными фотографиями, улучшен интерфейс.

Н.В. Чертухина



Подробнее информация представлена в годовом отчёте АО «ГНЦ НИИАР» (http://niiar.ru/annual_report)

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АО — акционерное общество.

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

АО «ИРМ» — акционерное общество «Институт реакторных материалов».

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

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

АО «ОКБ "Гидропресс"» — акционерное общество «Опытно-конструкторское бюро по конструкциям гидропаропрессового оборудования».

АО «ОКБМ» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова».

АО «СХК» — акционерное общество «Сибирский химический комбинат».

АО «ВНИИНМ» — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

АРБУС — арктическая блочная установка.

АСТ — атомная станция теплоснабжения, созданная на основе реактора с органическим теплоносителем АРБУС.

АЭС — атомная электростанция.

ББК — библиотечно-библиографическая классификация.

БН-600, 800, 1200 — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 600, 800 или 1200 МВт.

БОР-60 — быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.

БРЕСТ-ОД-300 — быстрый (на быстрых нейтронах) реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, опытный демонстрационный, мощностью 300 МВт.

ВАО — высокоактивные отходы.

ВВР-К — водо-водяной реактор, казахстанский.

ВВР-М — водо-водяной реактор, модернизированный.

ВВР-ц — водо-водяной реактор, целевой.

ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор.

ВВЭР-1000 — водо-водяной энергетический реактор мощностью 1000 МВ.

ВВЭР-ТОИ — водо-водяной энергетический реактор, типовой оптимизированный и информатизированный (проект двухблочной АЭС с реактором ВВЭР-1300).

ВК-50 — водо-водяной кипящий реактор.

ВП — то же, что и ПВ.

ВТ — вихретоковый.

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ — государственный стандарт.

ГРНТИ — государственный рубрикатор научно-технической информации.

ДР — дистанционирующая решётка.

ДРОН — дифрактометр рентгеновский, предназначен для решения широкого круга аналитических, технологических и научно-исследовательских задач материаловедения.

ИБР-2 — импульсный быстрый реактор.

ИБВ-2М — исследовательский водо-водяной реактор, модернизированный.

ИЛУ — импульсный линейный ускоритель (электронов).

ИНЕС (INES (International Nuclear Event Scale)) — международная шкала ядерных событий, разработанная Международным агентством по атомной энергии с целью единообразия оценки чрезвычайных случаев, связанных с аварийными радиационными выбросами в окружающую среду на установках, связанных с гражданской атомной промышленностью.

ИР-8 — исследовательский реактор с 12 горизонтальными экспериментальными каналами, на которых размещены установки для нейтронного исследования конденсированных сред и исследований по ядерной физике.

ИРТ-Т — исследовательский реактор типовой, томский, бассейнового типа, с использованием воды в качестве замедлителя и отражателя нейтронов, теплоносителя и биологической защиты.

ИТЭР (изначально англ. International Thermonuclear Experimental Reactor; в настоящее время название связывается с латинским словом iter — путь) — международный экспериментальный термоядерный реактор.

КИАЭ — Китайский институт атомной энергии (China Institute of Atomic Energy, CIAE).

КНР — Китайская Народная Республика.

КС ВВР-К — критический стенд реактора ВВР-К.

Куб. — кубическая.

КЭТВС — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.

МАГАТЭ (International Atomic Energy Agency, сокр. IAEA) — Международное агентство по атомной энергии — международная организация для развития сотрудничества в сфере мирного использования атомной энергии.

МБИР — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

МИДА — микроэлектронный датчик избыточного абсолютного давления.

МИР — материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.

МОКС-топливо (англ. MOX — Mixed-Oxide fuel) — смешанное ураноплутониевое оксидное топливо.

НИИАР — Научно-исследовательский институт атомных реакторов.

НК — направляющий канал.

НПО — научно-производственное объединение.

НТРО — низкотемпературное радиационное охрупчивание.

ОАО — открытое акционерное общество.

ОДЭК — опытно-демонстрационный энергокомплекс.

ПД — продукты деления.

Прорыв — один из главных современных мировых проектов в ядерной энергетике, реализуемый в России ведущими отраслевыми учёными и специалистами, в рамках которого предусматривается создание ядерных энергетических технологий нового поколения на базе замкнутого ядерного топливного цикла с использованием реакторов на быстрых нейтронах.

ОИЯИ — международная межправительственная научно-исследовательская организация «Объединённый институт ядерных исследований».

ООО — общество с ограниченной ответственностью.

ОПГ — обратный парогенератор.

Опт. — оптимизированный (сплав).

ОТВС — отработавшая тепловыделяющая сборка.

ОЯТ — отработавшее ядерное топливо.

ПАО «МСЗ» — публичное акционерное общество «Машиностроительный завод».

ПВ — петлевая установка с водяным теплоносителем.

ПВК — петлевая установка с водяным теплоносителем, кипящая.

ПГ — петлевая установка с газовым теплоносителем.

ПТВС — петлевая тепловыделяющая сборка.

Пьюрекс-процесс (Plutonium-Uranium Recovery by EXtraction) — технологический процесс переработки облучённого ядерного топлива.

ПЭВМ — персональная электронно-вычислительная машина.

Пэл — поглощающий элемент.

РАО — радиоактивные отходы.

РБМК — кипящий реактор большой мощности.

РБТ — реактор бассейнового типа.

РГП «ИЯФ» — республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан».

РЗЭ — редкоземельные элементы.

РЕМИКС (REgenerated MIXture — REMIX) — инновационное российское ядерное топливо для водородных энергетических реакторов типа ВВЭР, получаемое из неразделённой смеси регенерированного урана и плутония, которая образуется при переработке отработавшего ядерного топлива.

РИНЦ — Российский индекс научного цитирования.

РИТМ — реактор интегрального типа, модульный.

Роспотребнадзор — Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека.

Ростехнадзор — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.

РФ — Российская Федерация.

СВЧ — сверхвысокочастотный.

СМ — высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный самым мощным из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.

СМИ — средства массовой информации.

СНГ — Содружество Независимых Государств.

СНУП — смешанное нитридное ураноплутониевое топливо.

СР-17 — селен радиоактивный, источник ионизирующего излучения на основе селена.

СТ — стандарт.

СТ-1125 — высокотемпературный критический стенд.

США — Соединённые Штаты Америки.

Т. а. — тяжёлый атом.

ТВС — тепловыделяющая сборка.

ТВСА — тепловыделяющая альтернативная сборка.

ТВС-АЛЬФА — тепловыделяющая сборка, комплектуемая восьмью дистанционирующими решётками увеличенной высоты с оптимизированной геометрии ячейки, твэлами с оболочкой меньшей толщины и таблетками без отверстия.

ТВС-Квадрат — тепловыделяющая сборка с квадратными дистанционирующими решётками.

Твэг — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.

Твэл — тепловыделяющий элемент.

УДК — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире, и её индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.

УКТ — упаковочный контейнер, транспортный.

ФГАОУ ВО — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования.

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

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет».

ФГБОУ ВО — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования.

ФГБУ — федеральное государственное бюджетное учреждение.

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова Национального исследовательского центра "Курчатовский институт"».

ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"».

ФГБУ «ЦНИИ КМ "Прометей"» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей"».

ФГБУН — федеральное государственное бюджетное учреждение науки.

ФГУ — федеральное государственное учреждение.

ФГУП — федеральное государственное унитарное предприятие.

ФГУП «ПО "Маяк"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение "Маяк"».

Х. ч. — химически чистый.

ЦТ — центральная труба.

ЭТВС — экспериментальная тепловыделяющая сборка.

ЯТЦ — ядерный топливный цикл.

AISI (American Iron and Steel Institute) — Американский институт стали и сплавов, разработавший собственную систему обозначения легированных и нержавеющей сталей: углеродистые и легированные стали обычно обозначаются с помощью четырёх цифр, первые две из которых обозначают номер группы сталей, а две последние — среднюю массовую долю углерода в стали; в наименованиях сталей могут встречаться также и буквы В и L, означающие, что сталь легирована бором или свинцом соответственно, М и Е, означающие соответственно, что сталь предназначена для производства неответственного сортового проката или выплавлена в электропечи; Н, означающая, что характерным признаком данной стали является прокаливаемость. Для нержавеющей сталей обозначения включают в себя три цифры и следующие за ними в ряде случаев одну, две или более буквы: первая цифра определяет класс стали (обозначения аустенитных нержавеющей сталей начинаются с цифр 2XX и 3XX, в то время как ферритные и мартенситные стали определяются в классе 4XX), при этом последние две цифры, в отличие от углеродистых и легированных сталей, никак не связаны с химическим составом, а просто определяют порядковый номер стали в группе.

ISBN (International Standard Book Number) — международный стандартный книжный номер.

HySS2009 (Hyperquad Simulation and Speciation) — программа расчёта химического равновесия.

LOCA (Loss-of-Coolant Accident) — авария с потерей теплоносителя.

RIA (Reactivity initiated accident) — реактивно-иницированная авария.

TODGA — N,N,N',N'-тетраоктилдигликольамид.

TWR (Traveling wave reactor) — реактор на бегущей волне.

СПИСОК АВТОРОВ СТАТЕЙ С УКАЗАНИЕМ СТРАНИЦ ИЗДАНИЯ

А

Аббязова Вероника Геннадьевна.....	154
Абдуллоев Рафаэль Геннадьевич.....	144, 150, 161, 163
Абрамов Сергей Валентинович.....	110
Агапов Антон Александрович.....	159, 161
Адамовский Леонид Антонович.....	31
Акимов Александр Викторович.....	67
Акимов Леонид Викторович.....	165
Алексеев Александр Вениаминович.....	25
Андреев Олег Иванович.....	140, 144
Андреев Степан Алексеевич.....	147, 150
Анисимов Владислав Юрьевич.....	37
Атаманов Вячеслав Анатольевич.....	150, 172

Б

Балалаева Елена Владимировна.....	129
Барышников Сергей Генрихович.....	182
Белозерова Алла Равильевна.....	23, 42, 62, 64
Беляева Анна Викторовна.....	102
Боев Антон Владимирович.....	42
Боков Артём Александрович.....	86, 88
Борзова Анастасия Владимировна.....	154
Бочкарёв Роман Евгеньевич.....	31
Бреусова Елена Геннадьевна.....	76
Бурукин Андрей Валентинович.....	4, 14, 99
Буткалюк Ирина Львовна.....	159, 161
Буткалюк Павел Сергеевич.....	144, 159, 161
Бутылин Антон Сергеевич.....	91

В

Валишин Марат Фаритович.....	23, 60, 70
Владимирова Ольга Николаевна.....	14
Волков Алексей Юрьевич.....	131
Волкова Ирина Николаевна.....	88

Г

Гатауллин Нафис Газизович.....	177
Гильмутдинов Ильнур Фаилович.....	91
Голубенко Игорь Сергеевич.....	117, 119
Гончаренко Юрий Денисович.....	88, 106
Гончарова Галина Валентиновна.....	154
Горобец Анатолий Константинович.....	72
Горячев Александр Валентинович.....	13
Гребёнкин Юрий Петрович.....	33
Григорьев Фёдор Александрович.....	188
Гринь Петр Иванович.....	91, 102
Гурьева Марина Николаевна.....	157

Д

Давыдов Валерий Евгеньевич.....	116
Двоглазов Константин Николаевич.....	126
Демидов Александр Леонидович.....	177
Дитяткин Валерий Алексеевич.....	154
Дмитриев Михаил Геннадьевич.....	115, 116, 126, 133
Дмитриева Ольга Сергеевна.....	115, 116, 126, 133
Додонова Мария Владимировна.....	133
Долгов Антон Игоревич.....	13, 14, 65
Дреганов Олег Игоревич.....	25
Дьяченко Алексей Евгеньевич.....	37

Е

Евсеев Леонид Александрович.....	106
Евченко Александр Дмитриевич.....	163
Елизеркина Алиса Юрьевна.....	154
Енин Сергей Александрович.....	23, 64
Ерин Евгений Александрович.....	129, 131
Ерина Александра Евгеньевна.....	129
Ефимов Евгений Ильич.....	52
Ещеркин Антон Геннадьевич.....	13, 27

Ж

Жемков Игорь Юрьевич.....	37, 42, 45, 136
Жителев Владимир Алексеевич.....	86, 88

З

Зайченко Павел Александрович.....	50, 167
Захарова Любовь Петровна.....	47, 54
Звир Елена Аркадьевна.....	82, 91, 102

И

Иванович Юлия Витальевна.....	150
Ижutow Алексей Леонидович.....	14, 157
Ильенко Сергей Анатольевич.....	17
Ильиных Григорий Александрович.....	20
Ишунина Ольга Васильевна.....	40, 42

К

Казаков Лев Леонидович.....	150
Казакова Елена Владимировна.....	159
Калинина Наталия Константиновна.....	22, 23
Калиновская Наталья Александровна.....	177
Калыгин Владимир Валентинович.....	27
Каплин Александр Васильевич.....	147, 172
Кизин Виктор Дмитриевич.....	170, 180
Киреев Николай Викторович.....	47, 52, 54
Киреева Лилия Валентиновна.....	13
Киселёва Ирина Владимировна.....	17, 25
Кисляков Валерий Анатольевич.....	14, 22
Козолуп Александр Николаевич.....	35
Козыльков Александр Владимирович.....	50, 65, 167
Колесник Владимир Владиславович.....	184
Кондрашова Анна Владимировна.....	180
Корнилов Александр Степанович.....	115, 123, 133
Короткова Ольга Владимировна.....	47
Костюченко Николай Александрович.....	147
Крайнов Евгений Владимирович.....	184
Краснов Юлий Анатольевич.....	50, 57, 60, 65, 167
Крашенинников Юрий Михайлович.....	31
Кремер Александр Викторович.....	157
Крюков Фёдор Николаевич.....	91, 102
Кудрин Юрий Сергеевич.....	17
Кузнецова Елена Евгеньевна.....	13, 27
Кузнецова Юлия Юрьевна.....	163
Кузьмин Сергей Валерьевич.....	91
Куприянов Алексей Владимирович.....	144, 146, 163, 165, 170
Куприянов Александр Сергеевич.....	154, 159, 161
Кушнер Юрий Алексеевич.....	79
Кушнир Юрий Алексеевич.....	31

Л

Леоненко Александр Анатольевич.....	157
Леоненко Дмитрий Анатольевич.....	72, 157
Лизин Андрей Анатольевич.....	117, 119, 121, 124, 127

М

Макаров Артём Олегович.....	115, 123, 133
Маклаков Владимир Васильевич.....	184
Малков Андрей Павлович.....	29, 50, 57, 60, 67, 157, 165, 167
Мальцева Елена Борисовна.....	91
Мамонов Алексей Владимирович.....	184
Мамонова Юлия Александровна.....	184
Марголин Борис Захарович.....	97, 99
Марихин Николай Юрьевич.....	21, 70, 165
Маркелов Дмитрий Евгеньевич.....	97
Маркелов Максим Владимирович.....	76
Матросов Дмитрий Анатольевич.....	31
Матросова Наталья Николаевна.....	177
Мирошниченко Геннадий Владимирович.....	172
Михайлов Павел Александрович.....	79, 170, 180
Михеев Андрей Станиславович.....	150
Мокеичев Михаил Андреевич.....	14, 65
Момотов Владимир Николаевич.....	117, 119, 126, 131
Мурасова Ольга Владимировна.....	124, 127

Н

Набойщиков Юрий Владимирович.....	37, 40, 42, 45, 136
Нагайцев Вадим Геннадьевич.....	23
Неустров Виктор Степанович.....	97, 99
Никитин Олег Николаевич.....	91, 102

О

Обухов Александр Валерьевич.....	97
Овчинников Владимир Александрович.....	13, 14, 27
Орешин Сергей Владимирович.....	76
Осипова Татьяна Андреевна.....	47

П

Павлов Валерий Витальевич.....	42, 64
Пайдулов Андрей Владимирович.....	50, 57, 60, 65, 167
Пайдулова Екатерина Андреевна.....	182
Петелин Алексей Леонидович.....	4, 157, 165
Печёрина Светлана Сергеевна.....	154
Пименов Василий Вениаминович.....	23, 60, 157, 165
Питеркина Елена Владимировна.....	115, 123, 133
Погляд Сергей Степанович.....	110, 115, 124, 127, 136
Полежаев Арсений Александрович.....	45
Попова Алёна Владимировна.....	121
Прыжевская Елена Александровна.....	124, 127

Р

Разживин Станислав Геннадьевич.....	184
Романов Евгений Геннадьевич.....	146, 165, 170
Ротманов Константин Владиславович.....	163
Рыбаков Анатолий Филатович.....	150
Рыбин Анатолий Алексеевич.....	182
Ряскова Майя Владимировна.....	182

С

Сагалов Сергей Сергеевич.....	86, 88, 102
Сазонтов Сергей Аркадьевич.....	60, 165

Свистунов Владимир Анатольевич.....	29, 146
Седин Алексей Юрьевич.....	4
Семёнкина Рената Талгатовна.....	106

Серебряков Владимир Валерианович.....	174, 184
Серёдкин Сергей Викторович.....	14, 20, 21, 22, 23
Синявина Екатерина Владимировна.....	76
Скрябин Андрей Андреевич.....	76
Смирнов Максим Николаевич.....	163
Соловьёв Максим Анатольевич.....	177
Сорокин Александр Андреевич.....	97, 99
Строжук Андрей Владиславович.....	86, 88, 102

Т

Табакин Евгений Мордухович.....	147, 150, 172
Тарасов Валерий Анатольевич.....	144, 146, 165, 170
Тихонова Дарья Евгеньевна.....	131
Томилин Сергей Васильевич.....	117, 119, 124, 126, 127, 161
Торгашов Илья Владимирович.....	172
Тузов Александр Александрович.....	3

У

Узиков Виталий Алексеевич.....	144, 165, 170
--------------------------------	---------------

Ф

Федосеев Александр Евгеньевич.....	91
Федулин Кирилл Викторович.....	177
Фокин Андрей Александрович.....	150
Фомин Данил Витальевич.....	29, 50, 65, 167
Фрааз Елена Сергеевна.....	67

Х

Хамдеев Марс Ильгизерович.....	117, 119, 129
Харьков Дмитрий Викторович.....	94, 102
Хорошилов Андрей Андреевич.....	31
Хренов Алексей Сергеевич.....	86, 88
Хусаинов Дамир Тагирзанович.....	129

Ч

Черноокая Евгения Валерьевна.....	154
Чернышева Татьяна Ивановна.....	42, 64
Чертопятов Евгений Владимирович.....	106
Чертухина Наталия Владимировна.....	194

Ш

Шамардин Валентин Кузьмич.....	97
Шараев Айрат Марселевич.....	29, 50, 60, 65, 167
Шаронова Марина Геннадьевна.....	40
Шахмуть Елена Евгеньевна.....	13, 27
Шевляков Григорий Владимирович.....	86, 88
Шишалова Галина Владимировна.....	106
Шулимов Виталий Николаевич.....	25

Щ

Щербакова Кристина Олеговна.....	115, 116, 123, 133
----------------------------------	--------------------

Ю

Юсупов Антон Наильевич.....	170, 180
-----------------------------	----------

Я

Яндаев Дени Моулдинович.....	117, 119
------------------------------	----------

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов	3
------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, А.Ю. Седин	4
--	---

Сравнительные испытания твэлов с оболочками из перспективных циркониевых сплавов в режиме скачкообразного увеличения мощности.

А.Г. Ещеркин, А.И. Долгов, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, В.А. Овчинников, А.В. Горячев, Л.В. Киреева	13
---	----

Изучение коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении.

А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин, В.А. Овчинников, О.Н. Владимирова, А.И. Долгов, М.А. Мокеичев, С.В. Серёдкин, В.А. Кисляков	14
---	----

Исследование выхода продуктов деления из твэлов модернизированной конструкции и с искусственными дефектами оболочек.

С.А. Ильенко, И.В. Киселёва, Ю.С. Кудрин.....	17
---	----

Реакторные исследования радиационной ползучести ураногадолиниевого топлива.

Г.А. Ильиных, С.В. Серёдкин.....	20
----------------------------------	----

Методика реакторных испытаний новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств реакторов типа ВВЭР.

С.В. Серёдкин, Н.Ю. Марихин	21
-----------------------------------	----

Нейтронное облучение в реакторе РБТ-6 различных образцов конструкционных материалов.

В.А. Кисляков, Н.К. Калинина, С.В. Серёдкин.....	22
--	----

Радиационные испытания образцов внутривакуумных элементов дивертора реактора ИТЭР.

Н.К. Калинина, С.В. Серёдкин, М.Ф. Валишин, В.В. Пименов, А.Р. Белозерова, В.Г. Нагайцев, С.А. Енин	23
--	----

Определение в реакторе МИР критической плотности теплового потока твэлов реактора ВВЭР-1000.

А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов	25
---	----

Разработка облучательного устройства для испытаний твэлов в режиме с быстрым изменением мощности.

А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, В.В. Калыгин, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова	27
---	----

Формирование условий проведения экспериментов в реакторе МИР.

А.М. Шараев, Д.В. Фомин, А.П. Малков, В.А. Свистунов	29
--	----

Исследование метрологических характеристик модели расходомерной насадки для тепловыделяющих сборок реактора БОР-60.

Л.А. Адамовский, Р.Е. Бочкарёв, Ю.М. Крашенинников, Ю.А. Кушнир, Д.А. Матросов, А.А. Хорошилов.....	31
--	----

Испытания в натрии макетных образцов ультразвукового преобразователя системы звуковидения реактора БН-800. Ю.П. Гребёнкин.....	33
Методика определения температуры облучения образцов конструкционных материалов в реакторе БОР-60. А.Н. Козолуп.....	35
Экспериментальное определение тепловой мощности в защите реактора БОР-60. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, В.Ю. Анисимов, А.Е. Дьяченко	37
Расчёт нуклидного состава топлива выгруженных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60. О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, М.Г. Шаронова	40
Расчётно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора БОР-60. А.В. Боев, А.Р. Белозерова, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева	42
Расчётные исследования образования гелия при реакторных испытаниях образцов карбида бора в активной зоне реактора БОР-60. А.А. Полежаев, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков.....	45
Расчётное обоснование прочности технологического конденсатора реактора БОР-60. Л.П. Захарова, Н.В. Киреев, Т.А. Осипова, О.В. Короткова.....	47
Результаты экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик реактора СМ с модернизированной активной зоной. А.В. Пайдулов, Д.В. Фомин, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, П.А. Зайченко, А.М. Шараев, А.В. Козыльков.....	50
Теплогидравлический расчёт конструкции модернизированного рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности реактора СМ. Е.И. Ефимов, Н.В. Киреев.....	52
Термомеханический расчёт конструкции модернизированного рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности реактора СМ. Н.В. Киреев, Л.П. Захарова	54
Анализ показателей работы реактора СМ по параметрам ядерной безопасности. А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов	57
Перевод реактора РБТ-10 на новый тип топлива в процессе текущей эксплуатации. М.Ф. Валишин, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, В.В. Пименов, С.А. Сазонтов, А.М. Шараев	60
Расчёт активации образцов и элементов конструкции тепловыделяющих сборок при облучении. А.Р. Белозерова	62
Нейтронно-дозиметрическое сопровождение реакторных экспериментов по изучению физических свойств конструкционных материалов. А.Р. Белозерова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева, С.А. Енин	64
Исследование нейтронно-физических характеристик облучательного устройства типа PWR на критическом стенде реактора МИР. А.М. Шараев, Д.В. Фомин, Ю.А. Краснов, А.В. Пайдулов, А.В. Козыльков, А.И. Долгов, М.А. Мокеичев	65

Результаты анализа ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами. Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов.....	67
Влияние числа используемых нуклидов на точность расчёта по программе MCU-RR. Н.Ю. Марихин, М.Ф. Валишин	70
Оценка характеристик спонтанного деления изотопов урана для измерений счётчиком множественности нейтронных совпадений. А.К. Горобец, Д.А. Леоненко	72
Анализ нейтронно-физической устойчивости кипящего реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. А.А. Скрябин, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова, С.В. Орешин	76
Анализ результатов контроля герметичности оболочек твэлов реактора ВК-50. П.А. Михайлов, Ю.А. Кушнер	79

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир	82
Результаты исследования сборки ТВСА-АЛЬФА, отработавшей две топливные кампании на первом блоке Калининской атомной электростанции. С.С. Сагалов, Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, В.А. Жителев, А.С. Хренов, А.А. Боков.....	86
Результаты исследования твэлов с оболочками из сплава Э110 опт., отработавших до выгорания топлива 49,6–63,7 МВт-сут/кг урана. А.В. Строжук, В.А. Жителев, И.Н. Волкова, Г.В. Шевляков, А.С. Хренов, А.А. Боков, С.С. Сагалов, Ю.Д. Гончаренко.....	88
Основные результаты исследований твэлов комбинированной экспериментальной сборки КЭТВС-7 после облучения в реакторе БН-600. Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, Е.Б. Мальцева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.Е. Федосеев, А.С. Бутылин	91
Разработка метода механических испытаний трубчатых образцов внутренним давлением пластичного заполнителя. Д.В. Харьков	94
Эволюция микроструктуры аустенитных сталей, облучённых в реакторах БОР-60 и СМ при температуре 300–350 °С. Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов, В.С. Неустроев, В.К. Шамардин, Б.З. Марголин ¹⁰⁸ , А.А. Сорокин ¹⁰⁸	97
Реакторные и послереакторные исследования для обеспечения разработки новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных водо-водяных энергетических реакторов. А.В. Бурукин, В.С. Неустроев, Б.З. Марголин ¹⁰⁸ , А.А. Сорокин ¹⁰⁸	99
Основные результаты исследований твэлов экспериментальных сборок ЭТВС-4 и ЭТВС-5 после облучения в реакторе БН-600. Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, Д.В. Харьков, П.И. Гринь, А.В. Строжук, А.В. Беляева, С.С. Сагалов	102

¹⁰⁸ Сотрудник Федерального государственного бюджетного учреждения «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт" — Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей"». — Прим. авт.

Характеристики гидридов в конструктивных элементах облучённых тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 и их влияние на изменение механических свойств. Ю.Д. Гончаренко, Е.В. Чертопьятов, Л.А. Евсеев, Г.В. Шишалова, Р.Т. Семёнкина.....	106
---	-----

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

С.В. Абрамов, С.С. Погляд	110
Извлечение урана из отходов производства молибдена-99 экстракционным методом. А.С. Корнилов, К.О. Щербакова, А.О. Макаров, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.В. Питеркина, М.Г. Дмитриев	115
Изучение поведения радиационно поражённого экстрагента фракционирования при контактировании с макроколичеством трансплутониевых элементов (америция). М.Г. Дмитриев, К.О. Щербакова, В.Е. Давыдов, О.С. Дмитриева	116
Радиационная и гидролитическая устойчивость магнево-фосфатной керамики для иммобилизации углерода-14. Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, И.С. Голубенко, С.В. Томилин, М.И. Хамдеев, В.Н. Момотов.....	117
Экспериментальное исследование стеклоподобных фосфатных матриц на радиационную устойчивость. А.А. Лизин, Д.М. Яндаев, И.С. Голубенко, С.В. Томилин, М.И. Хамдеев, В.Н. Момотов.....	119
Фосфатные матрицы со структурой минерала струвита для включения солевых отходов пирохимических процессов. А.А. Лизин, А.В. Попова	121
Особенности пероксидного осаждения урана. А.С. Корнилов, К.О. Щербакова, А.О. Макаров, О.С. Дмитриева, Е.В. Питеркина	123
Усовершенствование процесса получения минералоподобной керамики типа муратаита. Е.А. Прыжевская, О.В. Мурасова, С.С. Погляд, А.А. Лизин, С.В. Томилин	124
Исследование режимов получения порошков оксидов актиноидов методом СВЧ-денитрации на лабораторной боксовой установке. М.Г. Дмитриев, К.Н. Двоглазов, О.С. Дмитриева, С.В. Томилин, В.Н. Момотов	126
Влияние механохимической активации на качество минералоподобной матрицы типа муратаита. О.В. Мурасова, С.С. Погляд, Е.А. Прыжевская, А.А. Лизин, С.В. Томилин	127
Определение примесных элементов в морской воде атомно-эмиссионным спектральным методом. М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, М.В. Додонова, Е.В. Балалаева, А.Е. Ерина, Е.А. Ерин.....	129
Исследования для обоснования методик определения рутения-106, углерода-14, трития в смешанном нитридном ураноплутониевом облучённом ядерном топливе. В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова	131
Поведение америция и плутония в оксалатно-ацетатных системах. А.С. Корнилов, А.О. Макаров, К.О. Щербакова, О.С. Дмитриева, Е.В. Питеркина, М.Г. Дмитриев	133

Гетерогенное выжигание младших актинидов в реакторе на быстрых нейтронах. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, С.С. Погляд	136
--	-----

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

О.И. Андреев	140
Результаты эксперимента по облучению ампул с берклием в кварцевой матрице для наработки калифорния-252. О.И. Андреев, П.С. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев, В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, В.А. Узиков	144
Возможности реактора МИР по наработке иридия-192 в условиях ограничения мощности тепловыделяющих сборок. В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Свистунов	146
Разработка и совершенствование технологий сварки алюминиевых ампул для наработки изотопов. С.А. Андреев, Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Н.А. Костюченко	147
Источники нового типа на основе радионуклида селена-75. Л.Л. Казаков, А.С. Михеев, Е.М. Табакин, Р.Г. Абдуллоев, В.А. Атаманов, Андрей А. Фокин, А.Ф. Рыбаков, С.А. Андреев, Ю.В. Иванович.....	150
Определение содержания альфа-излучающих примесей в препарате молибдена-99. Г.В. Гончарова, В.А. Дитяткин, Е.В. Черноокая, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, А.Ю. Енизеркина, А.С. Куприянов, С.С. Печёрина	154
Разработка конструкции кольцевой мишени для наработки молибдена-99. А.Л. Ижutow, А.Л. Петелин, В.В. Пименов, М.Н. Гурьева, А.В. Кремер, А.П. Малков, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко	157
Определение растворимости фторида радия в воде. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.А. Агапов ¹⁰⁹ , А.С. Куприянов, Е.В. Казакова	159
Продукты реакции солей радия и бария с поверхностью металлического железа. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Куприянов, Р.Г. Абдуллоев, С.В. Томилин, А.А. Агапов ¹⁰⁹	161
Радиационно-химическое поведение йода-131 и йода-125 в растворах гидроксида натрия. К.В. Ротманов, Ю.Ю. Кузнецова ¹⁰⁹ , М.Н. Смирнов, Р.Г. Абдуллоев, А.В. Куприянов, А.Д. Евченко.....	163
Расчётно-экспериментальные исследования по обоснованию создания источника нейтрино на основе радионуклида хрома-51. В.А. Тарасов	165
Выбор и обоснование конструкции устройства для облучения хрома-51. В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Узиков, Л.В. Акимов, Н.Ю. Марихин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов	165
Результаты экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик реактора СМ с облучательным устройством для наработки хрома-51. А.В. Пайдулов, Д.В. Фомин, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, П.А. Зайченко, А.М. Шараев, А.В. Козыльков.....	167

¹⁰⁹ Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» на момент выполнения работы. — Прим. авт.

Расчёт температурного поля и дозовых характеристик поля гамма-излучения источника нейтрино на основе хрома-51. В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Узиков, А.Н. Юсупов, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов.....	170
Разработка и обоснование технологии сборки, сварки и контроля макетов источника нейтрино. А.В. Каплин, Е.М. Табакин, В.А. Атаманов, И.В. Торгашов, Г.В. Мирошниченко	172

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков	174
Нарушения в работе исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств в 2018 году. М.А. Соловьёв, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федюлин, Н.А. Калиновская	177
Оценка дозовых затрат при замене центральной зоны реактора СМ. В.Д. Кизин, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов, А.В. Кондрашова ¹¹⁰	180
Мониторинг трития в технологических средах, выбросах и воздухе рабочей зоны исследовательских ядерных установок А.А. Рыбин, М.В. Ряскова, С.Г. Барышников, Е.А. Пайдулова.....	182
Решение накопленных проблем в системе обращения с радиоактивными отходами института. С.Г. Разживин, В.В. Маклаков, Е.В. Крайнов, А.В. Мамонов, Ю.А. Мамонова, В.В. Колесник, В.В. Серебряков.....	184

МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Ф.А. Григорьев.....	188
---------------------	-----

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина	194
----------------------	-----

Список сокращений	209
-------------------------	-----

Список авторов статей с указанием страниц издания.....	214
--	-----

¹¹⁰ Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» на момент выполнения работы. — Прим. авт.

Научное издание

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР»

ОТЧЁТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2018 ГОДУ

Под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина

Редакторы:	Т.А. Максимова (с. 82–136), Н.В. Чертухина (с. 1–81, 136–222)
Дизайн издания	М.В. Мочалина
Компьютерная вёрстка	М.В. Мочалина (с. 4–127, 203–209), Л.Н. Никишиной (с.1–3, 128–202, 210–222)

Подписано в печать 05.09.2019. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~ 20. Усл. печ. л. 25,93. Печать полноцветная. Бумага мелованная.
Гарнитура Myriad Pro, Myriad Pro Cond, Cambria Math, Bebas Neue Regular.
Тираж 100 экз. Заказ №

Оригинал-макет подготовлен специалистами редакционно-издательского отдела
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9
Тел.: (84-235) 9-01-96, e-mail: bri@niiar.ru

Отпечатано

ISBN 978-5-94831-181-4



9 785948 311814

Акционерное общество

«Государственный научный центр —

Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

433510, Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, 9

Тел.: +7 (84-235) 3-27-27 • Факс: +7 (84-235)3-58-59

E-mail: niar@niar.ru • Website: <http://niar.ru>