



ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР —
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



2015

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

Димитровград
2016



НИИАР

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,
ВЫПОЛНЕННЫХ в 2015 году

Димитровград
2016

УДК 621.039

Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. — 304 с.

Отчёт содержит статьи о выполненных в 2015 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. Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

Редколлегия выпуска: А.В. Бурукин, Ф.А. Григорьев, Е.А. Звир, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин (председатель), А.А. Лизин, Ф.Н. Крюков, Р.А. Кузнецов, А.Л. Петелин, С.С. Погляд, В.В. Серебряков, В.А. Тарасов, А.А. Тузов, Н.В. Чертухина (секретарь)

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

© Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт
атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2016

ISBN 978-5-94831-146-3

ВВЕДЕНИЕ

В 2015 году АО «ГНЦ НИИАР», по праву являющееся важнейшей экспериментальной и научно-производственной площадкой российской атомной отрасли, продолжало обеспечивать достижение стратегических целей Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», решая государственные и бизнес-задачи. Среди наиболее значимых результатов научно-исследовательских работ, выполненных в отчётном году, можно отметить:

- ♦ проведение в высокотемпературной петлевой установке реактора СМ первого этапа испытаний макетов усовершенствованных поглощающих элементов рабочих органов системы управления и защиты реактора ВВЭР;

- ♦ проведение испытаний в петлевой установке реактора МИР полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000 в режиме скачкообразного изменения мощности и исследований негерметичных твэгов модернизированной конструкции в условиях штатной эксплуатации;

- ♦ проведение в реакторе РБТ-6 реакторных испытаний образцов из модернизированных аустенитных сталей для исследования влияния облучения на длительную прочность стали при температуре 550–600 °С и плотности потока быстрых нейтронов, равной $5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$;

- ♦ проведение комплекса неразрушающих исследований отработавших тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 с повышенной загрузкой урана и поглощающих стержней комбинированного типа, содержащих титанат диспрозия и карбид бора, после 10 лет эксплуатации на первом блоке Калининской АЭС (исследованы впервые!);

- ♦ выполнение в кратчайшие сроки комплекса первичных исследований по изучению состояния твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом после опытной эксплуатации в реакторе БН-600;

- ♦ проведение послереакторных исследований экспериментальных твэлов различного конструктивного исполнения и изучение эксплуатационных характеристик оболочек из хромоникелевого сплава 42ХНМ;

- ♦ разработку методик подготовки образцов и проведение измерений текстурных параметров Кёрнса на облучённых образцах циркониевых сплавов;



- ◆ выполнение вне реакторных экспериментов по исследованию влияния растягивающих механических напряжений на коррозию материалов оболочек твэлов в средах, содержащих иод и теллур в газовой фазе;
- ◆ создание и опытную эксплуатацию (на растворах, содержащих уран и плутоний) в радиационно-защитной камере специального экстракционного стенда, позволяющего проводить операции растворения, осветления и экстракции на различных ядерных материалах;
- ◆ разработку и испытание способов выделения примесей, включая продукты деления, из концентрированных солевых растворов при пирохимической переработке облучённого ядерного топлива;
- ◆ разработку и внедрение новой реакторной технологии получения иода-131, предполагающей использование в реакторе СМ мишеней повышенной ёмкости и унифицированных облучательных устройств;
- ◆ проведение расчётно-экспериментальных исследований, отработку и внедрение технологий по оптимизации использования облучательного ресурса реактора СМ для получения иридия-192 требуемой удельной активности и увеличения наработки кобальта-60;
- ◆ выполнение исследований по определению растворимости нитрата радия в растворах азотной кислоты и изучению процессов совместной кристаллизации радия и бария, которые легли в основу разрабатываемой в АО «ГНЦ НИИАР» технологии производства перспективных альфа-излучателей медицинского назначения.

Реакторные и послереакторные исследования, выполненные специалистами АО «ГНЦ НИИАР» в 2015 году, не только стали основой расчётных и экспериментальных обоснований повышения эффективности и безопасности действующих энергетических реакторов, продления ресурса ядерных установок различных типов, но и явились важнейшим этапом при разработке модернизированных конструктивных и топливных материалов в рамках инновационных реакторных концепций, при решении технологических задач на пути замыкания ядерного топливного цикла.

Проводимые в институте научные исследования позволяют с уверенностью говорить о лидирующих позициях и компетенциях АО «ГНЦ НИИАР» как важнейшего научно-производственного объединения по выпуску широкой номенклатуры востребованной радиоизотопной продукции медицинского и промышленного назначения.

В отчётном году в АО «ГНЦ НИИАР» проводились плановые мероприятия по управлению ресурсом и модернизации действующих реакторных установок, развитию экспериментальной базы материаловедческого комплекса, созданию новых исследовательских установок для работы в области пирохимии и гидрометаллургии, развитию производства реакторных радионуклидов, увеличению его эффективности, повышению уровня радиационной безопасности.

В ходе выполнения на площадке АО «ГНЦ НИИАР» проектов по выводу из эксплуатации двух реакторных установок — реактора бассейнового типа РБТ-10/1 и установки АРБУС с органическим теплоносителем — специалистами института разработаны уникальные технологии, приобретён опыт выполнения работ по демонтажу, дезактивации и утилизации высокоактивного оборудования. Так поэтапно АО «ГНЦ НИИАР» накапливает компетенции и отрабатывает технологии, которые могут быть востребованы российской атомной отраслью при реализации масштабных и затратных проектов по выводу из эксплуатации энергетических реакторных установок как в России, так и за рубежом.

Высочайшие научно-технические компетенции, широкие экспериментальные возможности и значимые научные результаты позволили АО «ГНЦ НИИАР» в 2015 году в очередной раз подтвердить статус государственного научного центра Российской Федерации.

Научно-технические компетенции, опыт безопасной эксплуатации уникальных ядерных установок и широкий спектр проводимых исследований для решения актуальных прикладных задач, стоящих перед атомно-энергетической отраслью России, позволяют с уверенностью утверждать: силами димитровградских атомщиков не только создана и эксплуатируется, но и эффективно развивается крупнейшая в России и мире экспериментальная площадка для создания и отработки технологий мирного использования атомной энергии.

*А.А. Тузов,
директор АО «ГНЦ НИИАР»*







1

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

В 2015 году исследовательские ядерные установки АО «ГНЦ НИИАР» использовались для проведения экспериментальных работ по следующим основным направлениям:

- ◆ ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих и поглощающих элементов, других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя в условиях, моделирующих штатную эксплуатацию, отклонение от нормальных режимов и проектные аварии;
- ◆ внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторного излучения на свойства конструкционных, поглощающих и топливных материалов ядерных установок различного назначения;
- ◆ разработка методик, экспериментальных устройств и внутриреакторные исследования механических, электро- и теплофизических 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- и газохимических 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.

Реактор СМ

Значительное внимание в отчётном году уделялось оптимизации компоновки активной зоны реактора и процедур её перегрузки для повышения эффективности использования экспериментальных каналов. Разработана и реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ на 2015–2030 годы. Подготовлен комплект документов для получения лицензии на эксплуатацию реакторной установки до 2026 года. В полном объёме выполнен контроль состояния металла её оборудования и трубопроводов. Восстановлена эффективность работы градирни для обеспечения дальнейшей надёжной и безопасной эксплуатации реактора. Подготовлено решение об установлении дополнительного срока эксплуатации строительных конструкций здания реакторной установки.

За отчётный период по программе создания высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов продолжены испытания в ячейках отражателя реактора перспективного топлива в составе макетов ТВЭЛов при различных уровнях мощности, выполнены нейтронно-физические и теплотехнические расчёты устройства для облучения макета рабочего органа системы управления и защиты с экранами из различных поглощающих материалов. В высокотемпературной петлевой установке ВП-3 завершён первый этап испытаний макетов усовершенствованных поглощающих элементов рабочих органов системы управления и защиты реактора ВВЭР с целью исследования их радиационной стойкости и различных технологий сварных соединений.

Выполнена 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 и кадмий-109. Проведена активация сердечников источников для дефектоскопии на основе селена-75. Продолжены программы по наработке иридия-192, кобальта-60 с высокой удельной активностью и производству трансплутониевых элементов, включая калифорний-252. Завершена модернизация установки для наработки иода-125, установка принята в опытно-промышленную эксплуатацию. Разработана и внедрена новая реакторная технология получения иода-131, предполагающая использование мишеней повышенной ёмкости и унифицированных облучательных устройств.

Реактор МИР

С целью продления срока эксплуатации исследовательской реакторной установки МИР до 2027 года проведены работы по комплексному обследованию технического состояния реактора. На петлевых установках ПВ-2 и ПВК-2 завершены монтажные работы по проекту «Модернизация петлевых установок на исследовательском реакторе МИР». В рамках выполнения мероприятий, направленных на повышение безопасности реакторной установки и запланированных по результатам дополнительных оценок безопасности после аварии на АЭС «Фукусима», в опытную эксплуатацию принята система индустриальной антисейсмической защиты, ведутся пусконаладочные работы по вводу в эксплуатацию системы аварийного электроснабжения на базе резервных дизельных электростанций.

В петлевой установке ПГ-1 с газовым теплоносителем проведены реакторные испытания экспериментальной ТВС по программе создания высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. В петлевой установке ПВ-2 продолжены испытания экспериментальных твэлов с оболочками из усовершенствованных циркониевых сплавов в составе второй тепловыделяющей сборки типа ТВС-Квадрат в условиях борнолитиевого водно-химического режима. Во время плановой остановки реактора выполнены промежуточные исследования этих твэлов на стенде инспекции в бассейне выдержки. Для того чтобы обосновать лицензионные требования и усовершенствовать расчётные коды по прогнозированию радиационной обстановки в первом контуре реактора ВВЭР-1000 в условиях штатной эксплуатации модернизированного топлива, в петлевой установке ПВ-1 проведён эксперимент с негерметичным твэгом модернизированной конструкции. С полномасштабными твэлами этого реактора в той же петлевой установке проведён эксперимент со скачкообразным изменением мощности. Начато облучение экспериментальных твэлов с высокоплотным топливом на основе нитрида урана и плутония, оснащённых датчиками измерения температуры топлива, длины топливного сердечника и давления газов под оболочкой твэла. Продолжены петлевые испытания ТВС с тепловыделяющими элементами на основе дисперсионной топливной композиции для обоснования элементной базы транспортных реакторов.

По программе снижения обогащения топлива исследовательских и испытательных реакторов в экспериментальных каналах реактора начаты испытания двух головных ТВС типа ИРТ-3М на основе высокоплотного уран-молибденового сплава с низкообогащённым ураном. Для обоснования испытаний различных образцов из малоактивируемых сплавов титана выполнены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты, по результатам которых определены основные параметры облучения для достижения заданных значений по потоку быстрых нейтронов с энергией более 0,5 МэВ и температуре поверхности образцов. Проведено облучение образцов из титановых сплавов.

По разработанной и апробированной методике в нескольких ячейках с рабочими ТВС реактора продолжено облучение стартового материала для наработки изотопа углерода-14.

Далее в табл. 1.1 представлены перечень и цели основных экспериментов, проведённых в реакторе МИР, с указанием кратких характеристик объектов и параметров испытаний.

Таблица 1.1

**Основные сведения по петлевым испытаниям ТВЭЛОВ
и экспериментам 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	1000	31	0,6 г/см ³
Получение экспериментальных данных о коррозионной стойкости оболочек ТВЭЛОВ из усовершенствованных циркониевых сплавов в борно-литиевом водно-химическом режиме	1000	12	16,5 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальной информации по кинетике выхода из негерметичных ТВЭЛОВ в теплоноситель продуктов деления, определяющих радиационную обстановку на объекте, в процессе испытаний ТВЭЛА модернизированной конструкции с искусственным сквозным дефектом в оболочке при условиях, соответствующих проектным режимам эксплуатации	1280	1	0 МВт·сут/кгU (необлучённое)
Внутриреакторные исследования характеристик (теплопроводность, выход газообразных продуктов деления, радиационное распухание) плотного нитридного уран-плутониевого топлива	1150	10	0 МВт·сут/кгU (необлучённое)
Получение экспериментальных данных для обоснования заложенных в проекте значений предельного и допустимого окружного напряжения коррозионного растрескивания для ТВЭЛОВ реактора ВВЭР-1000 со сплошной топливной таблеткой	3830	5	45 МВт·сут/кгU
Аттестация высокоплотного низкообогащённого уранового топлива на основе уран-молибденового сплава для реакторов типа ИРТ по программе снижения обогащения топлива исследовательских и испытательных реакторов	600	16	30 % по урану-235
Получение экспериментальных данных по характеристикам работоспособности ТВС и конструкционных материалов для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов	1000	–	–

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:

- ◆ модернизированы системы технологического контроля третьего контура реактора;
- ◆ демонтирована третья секция обратного парогенератора ОПГ-1 для проведения материаловедческих исследований;
- ◆ проведены расчётные исследования по оценке состояния критических элементов и узлов реакторной установки;
- ◆ устранены дефекты строительных конструкций здания реактора, выявленные в результате его обследования.

В рамках выполнения мероприятий, направленных на повышение безопасности реакторной установки и запланированных по результатам дополнительных оценок безопасности после аварии на АЭС «Фукусима», модернизирован резервный пункт управления реактором, введены в эксплуатацию две дизельные электростанции в качестве резервного источника питания в системе аварийного электроснабжения

реакторной установки, принята в опытную эксплуатацию система промышленной антисейсмической защиты.

Также в 2015 году проведены испытания:

- ♦ образцов конструкционных материалов (сплавов циркония, материалов элементов активных зон реакторов разных типов);
- ♦ макетов пэлов из высокообогащённого карбида бора реактора СВБР-100;
- ♦ макетов твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом и оболочками из стали марок ЭП823-Ш, ЧС139 и ЭК181 с гелиевым и свинцовым подслоем;
- ♦ макетов твэлов реактора МБИР, содержащих виброуплотнённое МОКС-топливо, для обоснования их работоспособности;
- ♦ материала радиационной защиты (корундовой крошки) реактора МБИР;
- ♦ образцов электротехнических материалов электромагнитных насосов реактора БН-1200;
- ♦ конструкционных материалов в рамках контрактов с Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции, компаниями «Арева» (Франция) и «Терра Пауэр» (США), Корейским институтом атомной энергии (Южная Корея).

Наряду с выполнением научно-исследовательских работ продолжалась также наработка радионуклида стронция-89. В табл. 1.2–1.4 приведены краткие характеристики экспериментов, проводившихся в реакторе БОР-60 в течение отчётного периода.

Таблица 1.2

Характеристики тепловыделяющих сборок, облучавшихся в реакторе БОР-60 и выгруженных из него в 2015 году

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 ($E \geq 0,1$ МэВ), $\times 10^{22}$ см ⁻²	
UO ₂	17	37	75	—	Виброуплотнённое	17,4	37	15	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	1	37	72	95	Смешанное виброуплотнённое	19,2	27	15	
(U, Pu)N	1	7	0,7	95	Нитридное смешанное	3,2	32	9,2	Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
UO ₂	4	24	75	—	Виброуплотнённое	4,4	28	2,4	Разборная, твэльный подогрев

Таблица 1.3

**Характеристики тепловыделяющих сборок,
находящихся в реакторе БОР-60 по состоянию на 31.12.2015 г.**

Состав топлива	Число ТВС			Вид топлива	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС
	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %		Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов ($E \geq 0,1$ МэВ), $\times 10^{22}$ см ⁻²	
UO ₂	115	37	75	Виброуплотнённое	17,4	35	14,9	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
UO ₂	2	24	75	То же	5,6	28	3,1	Разборная, твэльный подогрев
0,65UO ₂ + 0,35PuO ₂	1	37	42	Смешанное виброуплотнённое	4,9	35	4,2	Макеты твэлов реактора МБИР, оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
0,65UO ₂ + 0,35PuO ₂	1	19	72	То же	4,9	48	4,2	Разборная; макеты твэлов реактора МБИР, оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	1	19	72	»	10,3	40	8,7	То же
(U, Pu)N	6	7	0,4	Нитридное смешанное, с массовой долей плутония 12–21 %	2,5	43	7,4	Разборные; макеты твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200

Таблица 1.4

**Характеристики материаловедческих сборок,
облучающихся в реакторе БОР-60**

Тип облучательного устройства	Число устройств	Температура испытаний, °С	Достигнутый флюенс нейтронов ($E \geq 0,1$ МэВ), $\times 10^{22}$ см ⁻²	Характеристика образцов
Неинструментованное Проточное	2	320–450	До 11,0	Конструкционные материалы элементов активных зон реакторов разных типов, в том числе сплавы циркония
	2	320–450	До 11,0	Материалы для наработки изотопа стронция-89
Инструментованное Теплоизолированное	1	315–335	До 10,3	Образцы сплавов циркония (Франция)
	3*	440–625	До 3,1	Образцы конструкционных материалов реактора TWR (США)
	2	440–625	До 7,8	То же
	2	620–680	До 3,1	Образцы конструкционных материалов реактора на быстрых нейтронах (Южная Корея)

* С твэльным подогревом.

Реактор РБТ-6

Разработана и реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2020 годы. Подготовлен комплект документов для получения лицензии на эксплуатацию реакторной установки до 2026 года. Начаты работы по реализации плана мероприятий по переводу реактора на топливо с увеличенным содержанием урана. Как и для реактора СМ, выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки, восстановлена эффективность работы градирни для обеспечения дальнейшей надёжной и безопасной эксплуатации реактора, подготовлено решение об установлении дополнительного срока эксплуатации строительных конструкций здания реакторной установки.

Одним из основных направлений экспериментальных исследований в отчётном году было исследование доспекаемости топлива на основе диоксида урана с крупным размером зерна и регламентированной микроструктурой при температуре 680 °С. В результате испытаний получены экспериментальные данные, необходимые для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния и ресурса работы твэла при взаимодействии топливного сердечника и оболочки.

Другим важным направлением исследований были испытания газонаполненных образцов из нержавеющей стали марок Х18Н9 и Х16Н11М3 для исследования влияния облучения на длительную прочность аустенитных сталей модернизированных составов при температуре 550–600 °С и плотности потока быстрых (с энергией более 0,1 МэВ) нейтронов, равной $5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, в среде гелия с целью расчётного обоснования работоспособности элементов конструкции из модернизированных аустенитных материалов проектируемого реактора БН-1200. В результате исследований получены экспериментальные данные о времени разрушения газонаполненных образцов в условиях облучения при разных значениях напряжения в образцах, определены характеристики зависимости длительной прочности от времени разрушения.

Следует отметить и исследования ползучести образцов из жаропрочных никелевых сплавов ВЖ159-ИД и ВЖЛ-14 при напряжении в диапазоне значений от 43 до 96 МПа и от 100 до 294 МПа соответственно. После завершения испытаний проведены кратковременные механические испытания этих образцов на разрыв в условиях облучения в реакторе при температуре 850 (для сплава ВЖ159-ИД), 750 и 850 °С (для сплава ВЖЛ-14) на экспериментальной установке «Нейтрон-8». В результате исследований получены экспериментальные данные о зависимости деформации ползучести от времени испытаний и значения кратковременных характеристик сплавов при растяжении. Сопоставлены данные о скорости установившейся ползучести и накопленной деформации испытанных образцов в зависимости от заданного уровня напряжения. Определены механические характеристики, полученные при кратковременных испытаниях с разрывом образцов.

С целью выполнения производственной программы продолжено облучение мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок. Разработана и внедрена новая реакторная технология получения иода-131, предполагающая использование мишеней повышенной ёмкости и унифицированных облучательных устройств.

Реактор РБТ-10/2

В рамках реализации мероприятий, направленных на повышение безопасности реакторной установки и запланированных по результатам дополнительных оценок безопасности после аварии на АЭС «Фукусима», принята в опытную эксплуатацию система индустриальной антисейсмической защиты и выполнены пусконаладочные работы

по вводу в эксплуатацию системы аварийного электроснабжения на базе резервных дизельных электростанций.

На реакторной установке в отчётном году проводились работы по ядерному легированию кремния, радиационному окрашиванию минералов и производству радионуклидов иода-131 и молибдена-99, наработка последнего осуществлялась в режиме еженедельных поставок. Разработана и внедрена новая реакторная технология получения иода-131, предполагающая использование мишеней повышенной ёмкости и унифицированных облучательных устройств.

Критические стенды реакторов СМ и МИР

Завершён комплекс работ по обоснованию эксплуатации критического стенда реактора СМ, результатом которых явилось получение очередной лицензии на эксплуатацию стенда сроком на пять лет от Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору. Утверждён акт приёмки критического стенда реактора СМ к эксплуатации в течение дополнительного срока, что стало завершающим этапом регламентированного порядка продления эксплуатации объектов использования атомной энергии сверх назначенного срока. Этот документ — итог работ по проведению комплексного обследования технического состояния и оценке остаточного ресурса оборудования и систем критического стенда реактора СМ, важных для его безопасной работы. Срок эксплуатации критического стенда продлён до 2024 года. В отчётном году на критических стендах реакторов СМ и МИР в рамках соответствующих программ проведены исследования нейтронно-физических характеристик:

- ◆ экспериментальных изделий в рамках работы по созданию перспективных типов ядерных реакторов;
- ◆ экспериментальной сборки с плотным нитридным уран-плутониевым топливом;
- ◆ критической сборки реактора СМ при замене существующей компоновки центральной замедляющей полости на перспективную с увеличенным количеством экспериментальных каналов и рабочими органами системы управления и защиты усовершенствованной конструкции.

Основные показатели работы пяти исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР» представлены в табл. 1.5.*

Таблица 1.5

Показатели работы реакторов в 2015 году

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60
Максимальная мощность, МВт	90	6	41	10	50
Коэффициент использования времени, отн. ед.:					
по плану	0,69	0,69	0,65	0,64	0,64
фактически	0,72	0,69	0,69	0,64	0,66
Время работы реактора, сут:					
по плану	252	252	239	235	234
фактически	264	252	252	235	240
Число остановок	27	29	17	41	8
В том числе неплановых	1	1	—	1	1

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин

* Подробнее информация о показателях работы реакторной установки ВК-50 представлена в годовом отчёте АО «ГНЦ НИИАР» за 2015 год, с которым можно ознакомиться на официальном сайте предприятия в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». Режим доступа: http://niiar.ru/annual_report. Дата обращения: 08.07.2016. — Прим. ред.

ПЕТЛЕВЫЕ ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ТВЭЛОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО РЕАКТОРА С ГАЗОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В 2015 году в петлевой установке с газовым теплоносителем ПГ-1 реактора МИР продолжены и успешно завершены начатые в конце 2014 года испытания многоэлементной экспериментальной тепловыделяющей сборки с твэлами разрабатываемого высокотемпературного реактора на быстрых нейтронах. Такие испытания проводились в институте впервые. При проведении эксперимента были использованы апробированные и подтвердившие свою работоспособность уже на первом этапе испытаний, в декабре 2014 года, технические решения и алгоритмы для поддержания и контроля реальных технологических режимов испытаний по мощностным, температурным, газодинамическим и газохимическим параметрам, а также для обработки результатов измерений и обоснования безопасности. Разработка экспериментальной тепловыделяющей сборки должна была обеспечить в тепловом спектре реактора МИР необходимые условия для испытания твэлов реактора на быстрых нейтронах: скорость деления урана-235 в топливной композиции, значение коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу ЭТВС не выше 1,15. В рамках данного проекта задача была решена путём определения обогащения урана в топливной композиции. Результаты проведённых теплогидравлических расчётов показали возможность охлаждения ЭТВС при заданных параметрах теплоносителя с использованием существующего технологического оборудования петлевой установки ПГ-1. При проведении испытаний, используя результаты измерений температуры поверхности в точках контроля расхода теплоносителя, давления в первом контуре петлевой установки, мощности окружающих петлевой канал рабочих ТВС реактора и апробированные алгоритмы, выполнили расчёты мощностных параметров элементов ЭТВС на каждом этапе испытания. Результаты расчётов коррелировали с данными, полученными как в предестовых расчётах, так и в методическом эксперименте, в пределах соответствующей погрешности расчётов и измерений.

В процессе длительных зачётных испытаний экспериментальной тепловыделяющей сборки, включавших в себя испытания в стационарном режиме, при подъёме и снижении мощности и температуры, технологических остановках реактора и выдержке при температуре, определяемой остаточным энерговыделением (около 50–70 °С), получен значительный объём новой экспериментальной информации по кинетике изменения примесей в теплоносителе штатного состава. На протяжении всех испытаний осуществляли непрерывный контроль радиационной обстановки в технологических помещениях и на оборудовании петлевой установки. Установленные пределы параметров (предупредительные и аварийные уставки) достигнуты не были. Периодически выполняли отбор проб теплоносителя на гамма-спектрометрический анализ. Продукты деления ядерного топлива, которые свидетельствовали бы о нарушении целостности оболочек твэлов экспериментальной тепловыделяющей сборки, зарегистрированы не были.

Было выполнено расчётное моделирование условий испытания ЭТВС, в том числе и трёхмерный расчёт с мелкой сеткой, с использованием различных расчётных методик. Все расчётные результаты показали удовлетворительное согласие с экспериментальными данными, что позволило скорректировать значение расхода теплоносителя через ЭТВС, ранее определённое по измеренному перепаду давления на пучке твэлов и длине теплообменника.

В результате реакторных испытаний экспериментальной тепловыделяющей сборки подтверждена правильность научных посылок и конструкторско-технологических решений, положенных в основу разработки испытательного оборудования

и ЭТВС, и достигнуты параметры испытания экспериментальной сборки, близкие к расчётным значениям.

Проведённые в дальнейшем послереакторные материаловедческие исследования твэлов ЭТВС показали, что тепловыделяющие элементы находятся в удовлетворительном состоянии: топливные таблетки практически не потеряли целостности, структура топлива однородна по сечению таблетки, элементы конструкции твэла сохранили форму и целостность. По результатам измерения газа под оболочкой твэлов установлено, что почти весь объём наработанных в процессе реакторных испытаний газообразных продуктов деления находится в топливе.

*А.Л. Ижutow, С.А. Ильенко, В.А. Свистунов, А.Ю. Халяпин,
В.Н. Шулимов, И.В. Киселёва, А.В. Алексеев, О.И. Дреганов,
О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова, В.И. Васильев*

ВНУТРИРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК НОВЫХ ВИДОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Для создания реакторов на быстрых нейтронах нового поколения и замыкания ядерного топливного цикла необходимо решить большой ряд конструкторских и технологических задач, в том числе и связанных с выбором типа ядерного топлива и его экспериментальным обоснованием. Для обоснования новых видов топлива необходимы реакторные испытания и исследования его характеристик в зависимости от параметров испытаний и глубины выгорания.

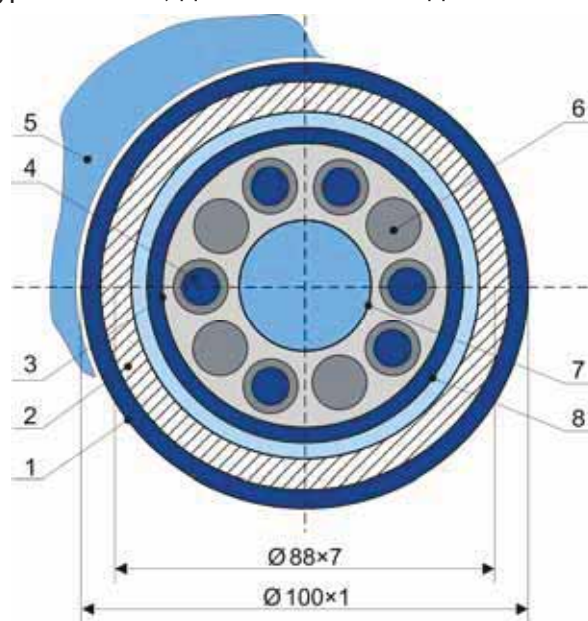
К настоящему времени в нашей стране и за рубежом накоплен большой объём экспериментальных данных по коррозионному взаимодействию, радиационному набуханию топлива, выходу газообразных продуктов деления, изменению пористости для разных типов топлива, испытанных при различных нейтронно-физических и теплогидравлических параметрах и до различных значений глубины выгорания. Большинство этих сведений были получены после испытаний и разделки экспериментальных твэлов.

Для получения экспериментальных данных об изменении интегральной теплопроводности твэлов (оболочка, газовый зазор, топливо), радиационном и термическом набухании топливного сердечника и выходе газообразных продуктов деления под оболочку во время испытаний с измерением параметров в онлайн-режиме были разработаны и изготовлены облучательное устройство и экспериментальные твэлы, оснащённые датчиками измерения температуры, давления и удлинения топливного сердечника. Принципиальная схема устройства, размещённого в петлевом канале типа трубки Фильда, представлена на рис. 1.1. Облучательное устройство состоит из центральной несущей трубы, на которой закреплены дистанционирующие и опорные решётки с твэлами, датчиками и трубами, предназначенными для вывода кабелей датчиков. Несущая труба сварена с уплотнительной головкой петлевого канала реактора. Кабели датчиков выведены через уплотнительную головку и герметичный металлический рукав в реакторный зал и соединены с информационно-измерительной системой. Пучок твэлов расположен в защитной чехловой трубе.

Экспериментальные твэлы были изготовлены в АО «ВНИИНМ». Топливный сердечник исполнен в двух вариантах: с центральным отверстием и без него. Высота топливного сердечника составляла около 500 мм. В дальнейшем в АО «ГНЦ НИИАР» твэлы были

оснащены датчиками. В облучательном устройстве были размещены шесть твэлов, оснащённых датчиками измерения температуры топлива, давления газов под оболочкой, удлинения топливного сердечника (по два твэла каждой вариации), и четыре не оснащённых (неинструментированных) датчиками твэла.

Рис. 1.1. Принципиальная схема облучательного устройства (с указанием диаметра и толщины стенки трубы): 1 — теплоизолирующий чехол петлевого канала; 2 — корпус петлевого канала из циркония; 3 — чехол облучательного устройства; 4 — твэлы, оснащённые датчиками; 5 — бериллиевый блок реактора; 6 — неинструментированные твэлы; 7 — центральная труба; 8 — разделитель потока теплоносителя



Датчик измерения температуры топлива типа термоэлектрического преобразователя с вольфраморениевым рабочим спаем был установлен в отверстие топливного сердечника твэла. Жилы преобразователя изолированы керамическими трубками и размещены в высокотемпературном молибденовом корпусе. Рабочий спай термоэлектрического преобразователя находился в зоне максимальной температуры — в центре топливного сердечника. Для контроля изменения плотности потока нейтронов на уровне расположения в облучательном устройстве спая термоэлектрического преобразователя использовали детектор прямого заряда: для стационарных процессов с эмиттером из родия, а для быстро протекающих — с эмиттером из гафния, который практически безынерционен. Детекторы были установлены в центральной несущей трубе устройства в застойной зоне теплоносителя. Для измерения давления газа внутри твэла и удлинения топливного сердечника использовали датчики с дифференциально-трансформаторными преобразователями. На рис. 1.2 изображена типовая схема твэлов, оснащённых измерительными датчиками.

Датчик измерения удлинения топливного сердечника предназначен для исследования радиационного и термического изменения последнего. При разработке этого датчика учитывался большой опыт использования датчиков перемещения на основе дифференциально-трансформаторных преобразователей*. Датчик удлинения состоит из двух основных частей: дифференциально-трансформаторного преобразователя (катушка) и механического узла (внутренняя часть твэла). Катушка индуктивности находится в герметичном корпусе с внутренней полостью. Изменение длины топливного сердечника в процессе реакторных испытаний приводит к перемещению сердечника дифференциально-трансформаторного преобразователя.

Датчик измерения давления состоит из двух основных частей: дифференциально-трансформаторного преобразователя и сильфонного узла. Конструкция дифференциально-трансформаторного преобразователя аналогична конструкции датчика измерения удлинения топливного сердечника. Сильфонный узел состоит из измерительного сильфона, выполненного из нержавеющей стали. Сильфон приварен к втулкам. К одной из втулок приварен узел тяги, другой конец узла тяги приварен к сердечнику дифференциально-трансформаторного преобразователя. Корпус сильфонного узла сварен с твэлом.

* Сулаберидзе В.Ш. Средства контроля условий испытаний материалов в экспериментах на исследовательских реакторах и в защитных камерах. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1997. — 208 с.

Измеряемое давление подаётся в полость между корпусом и сильфоном, то есть сильфон работает на сжатие, при этом происходит перемещение сердечника.

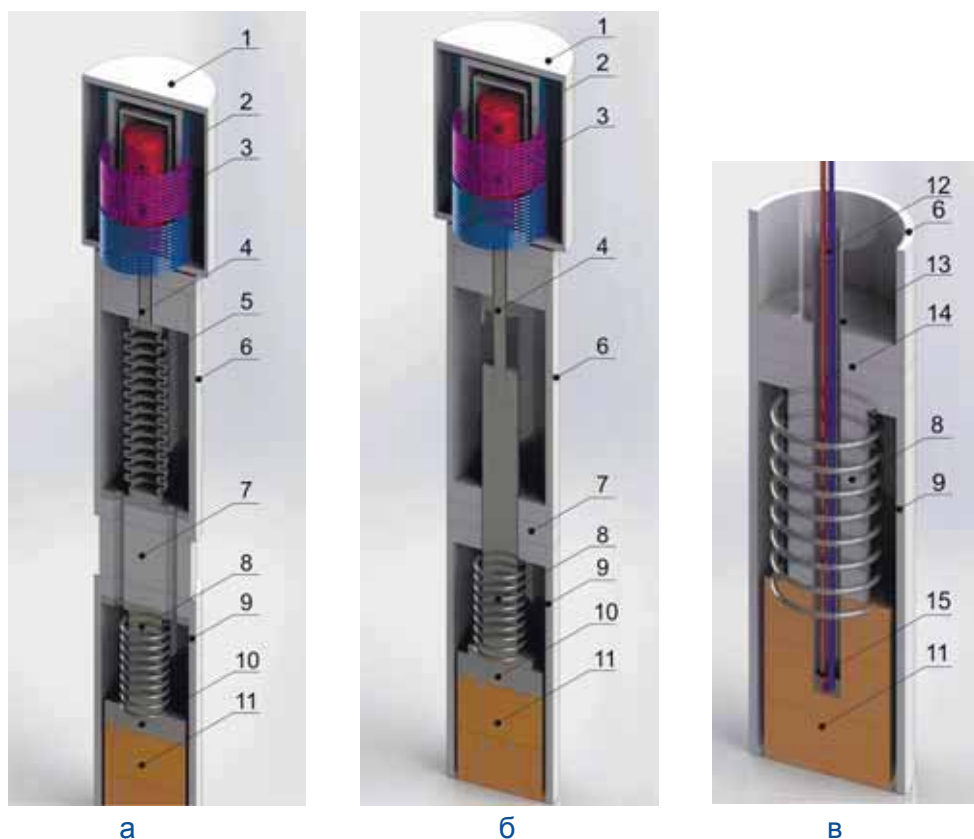


Рис. 1.2. Принципиальная схема твэлов, оснащённых датчиками измерения давления (а), удлинения топливного сердечника (б), температуры топлива (в): 1 — корпус катушки дифференциально-трансформаторного преобразователя; 2 — плунжер (ферромагнитный стержень); 3 — обмотка катушки; 4 — узел тяги датчика; 5 — измерительный сильфон; 6 — корпус датчика; 7 — переходник; 8 — фиксатор топливного сердечника; 9 — оболочка твэла; 10 — втулка; 11 — топливный стержень, 12 — жилы термоэлектрического преобразователя; 13 — высокотемпературный молибденовый чехол; 14 — узел герметизации; 15 — рабочий спай термоэлектрического преобразователя

Тепловыделяющие элементы, оснащённые датчиками измерения удлинения топливного сердечника и давления газов, устанавливали во внутреннюю полость дифференциально-трансформаторного преобразователя и фиксировали при помощи байонетного разъёма. Это позволило в дальнейшем извлекать и заменять твэлы дистанционно в радиационно-защитных камерах. Корпус дифференциально-трансформаторного преобразователя был приварен к удлинительным трубам, соединённым с уплотнительной головкой петлевого канала. Твэлы, оснащённые датчиком измерения температуры, сварены с узлом герметизации и уплотнительной головкой петлевого канала. Перед сборкой инструментированных твэлов, датчики предварительно градуировали при комнатной и рабочей температуре: около 25 и 290 °С.

В 2015 году были начаты внутриреакторные исследования экспериментальных твэлов. На критическом стенде реактора были получены предварительные данные о параметрах, важных для ядерной безопасности при реакторных испытаниях, а также о распределении энерговыделения по твэлам облучательного устройства. Облучение экспериментальных тепловыделяющих элементов планируется проводить в течение 240 эфф. сут до достижения выгорания около 2 % т. а. при следующих параметрах:

Максимальная линейная плотность теплового потока До 550 Вт/см
 Максимальная температура топливного сердечника До 1500 °С
 Исходное избыточное давление газов под оболочкой Около 0,1 МПа
 Температура на поверхности твэла До 350 °С
 Температура теплоносителя 280–300 °С
 Давление теплоносителя Около 16 МПа

На рис. 1.3–1.4 представлены значения показаний дифференциально-трансформаторных преобразователей датчиков измерения удлинения топливного сердечника и давления газов под оболочкой, а также датчиков измерения температуры теплоносителя на входе в петлевой канал и в центре топливного сердечника.

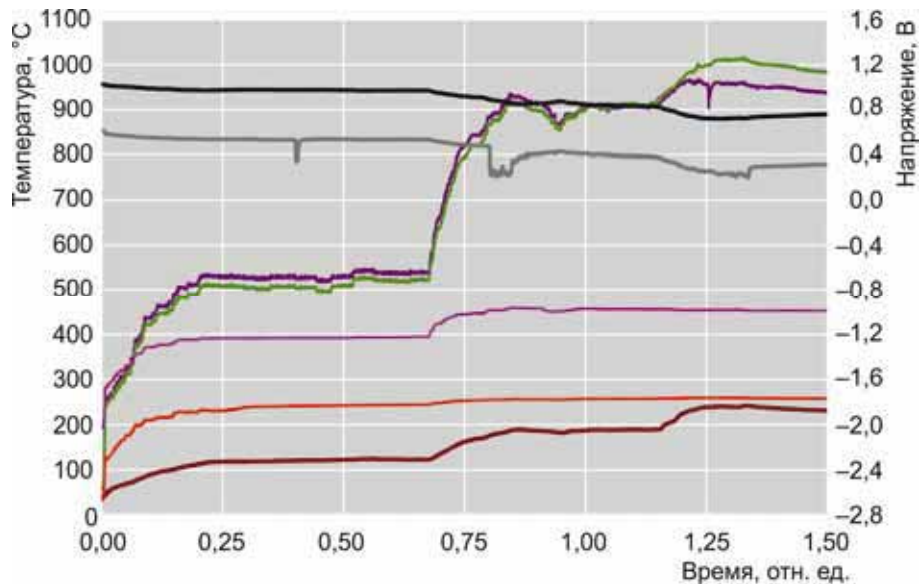


Рис. 1.3. Изменение температуры топливного сердечника (—, —) и теплоносителя (—), давления газов в твэлах (—, —), удлинения топливного сердечника (—, —) во время испытаний

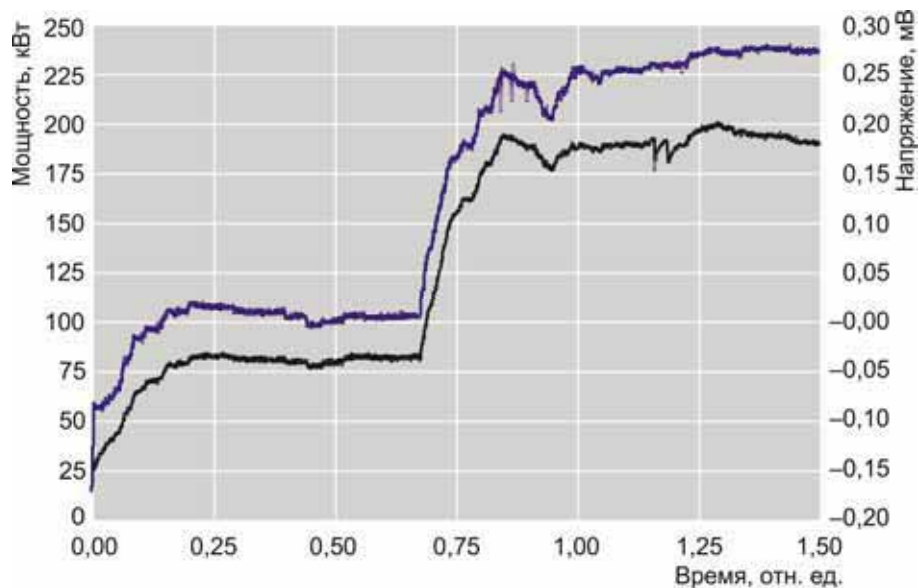


Рис. 1.4. Изменение мощности облучательного устройства (—) и показаний детектора прямого заряда (—) во время испытаний

На начальном этапе облучения при прогреве контура (мощность петлевого канала с учётом тепловых потерь — около 200 кВт, температура теплоносителя равна 270 °С) и работе на стационарном уровне мощности показания двух датчиков измерения давления уменьшились на 328 и 380 мВ соответственно, показания датчиков измерения удлинения топливного сердечника увеличились на 1032 и 937 мВ соответственно. Эти показания датчиков в дальнейшем будут обработаны и представлены в соответствии с градуировочными характеристиками.

Максимальная температура топлива составила 1050 °С, максимальная линейная плотность теплового потока твэлов не превышала 450 Вт/см, что соответствует мощности облучательного устройства (200 кВт). Более подробная информация об изменении характеристик топлива будет получена в процессе реакторных и послереакторных исследований и после анализа экспериментальных данных.

*А.Л. Ижуртов, А.Г. Ещуркин, Н.П. Котов,
Е.Е. Кузнецова, С.Ю. Белова*

ИЗУЧЕНИЕ ВЫХОДА В ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР С ИСКУССТВЕННО НАНЕСЁННЫМ ДЕФЕКТОМ НА ОБОЛОЧКЕ

При проведении процедуры лицензирования для обоснования безопасной эксплуатации тепловыделяющих элементов и активных зон коммерческих реакторов, особенно при высоких значениях выгорания топлива и увеличении длительности топливного цикла, необходимы экспериментальные данные о поведении твэлов с негерметичной оболочкой. Наличие определённого числа таких элементов в составе активной зоны работающего реактора допускается регламентом. Очень важно иметь данные о поведении негерметичных тепловыделяющих элементов не только на данный момент времени, но и иметь возможность прогнозировать их поведение в будущем. Для этого необходимы сведения о взаимозависимости параметров выхода радиационно значимых продуктов деления, учитывающие временной фактор.

Все эти данные (по выходу продуктов деления в теплоноситель в фиксированный момент времени и исходные данные для составления параметрической зависимости) получают при проведении экспериментов в петлевых каналах исследовательских реакторов. Такой эксперимент был проведён в 2015 году в канале петлевой установки с водяным теплоносителем ПВ-1 реактора МИР: был испытан тепловыделяющий элемент реактора ВВЭР с оксидом гадолиния. На оболочку твэга в 150 мм от нижнего торца был искусственно нанесён дефект в виде аксиальной щели длиной 14,0 и шириной 1,4 мм.

Фрагмент облучательного устройства представлен на рис. 1.5. Одним из основных требований к конструкции облучательного устройства являлось обеспечение условий работы негерметичного элемента в составе пучка тепловыделяющих элементов. Поэтому твэг испытывали в составе семиэлементной сборки.

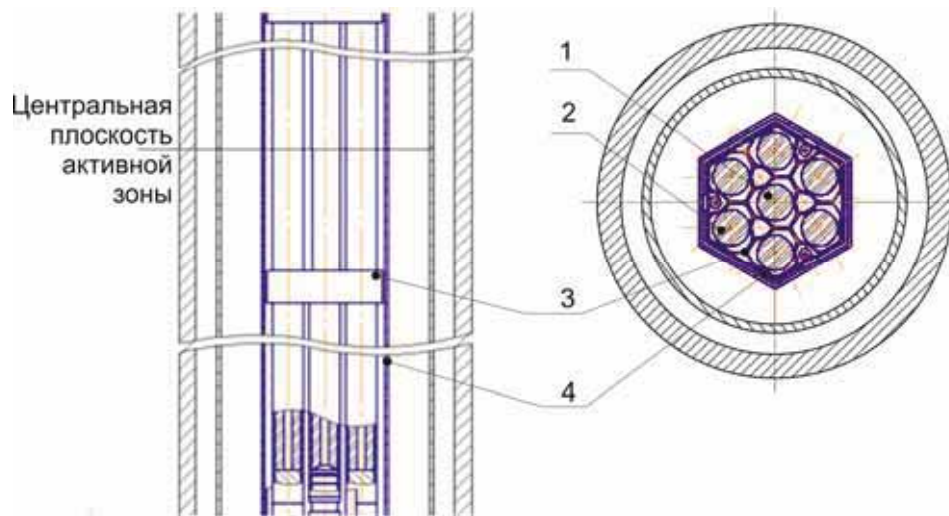


Рис. 1.5. Принципиальная схема и поперечное сечение ЭТВС:
1 — рефабрикованный твэг с дефектом, 2 — твэл с необлучённым топливом,
3 — дистанционирующая решётка, 4 — чехол ЭТВС

На рис. 1.6 представлены данные об изменении значений максимальной линейной плотности теплового потока как твэга, так и шести его окружающих в сборке твэлов во время эксперимента. Видно, что твэлы окружения работали при более высокой тепловой нагрузке, чем негерметичный твэг. Возрастание линейной плотности теплового потока твэга связано с выгоранием гадолиния.

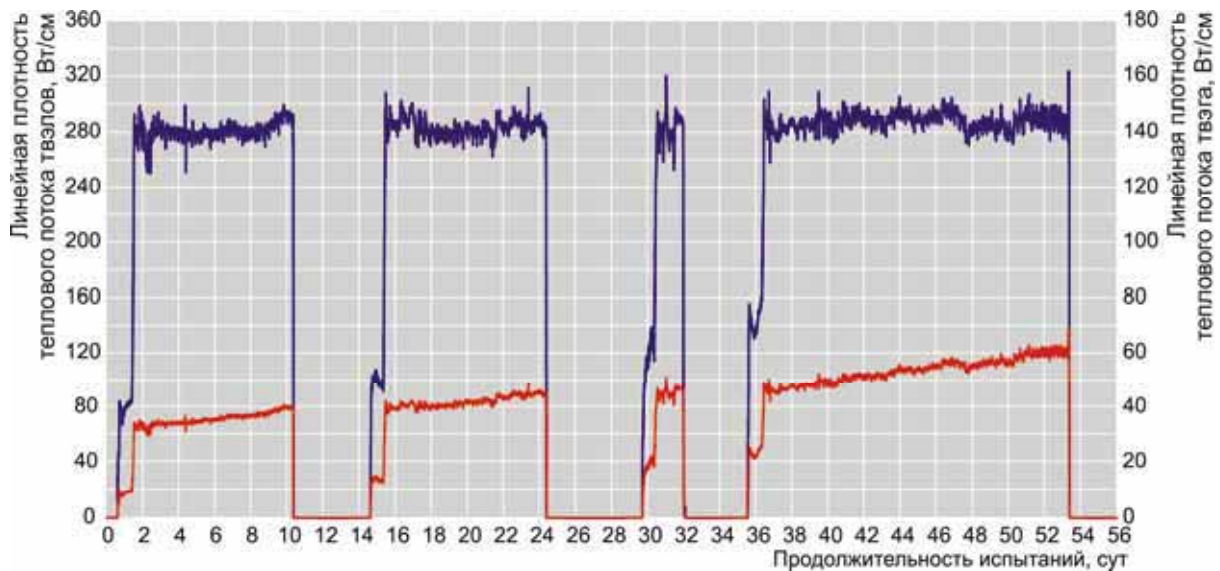


Рис. 1.6. Изменение максимальной линейной плотности теплового потока твэга (—) и шести окружающих его твэлов (—) во время испытаний

Потвэльное распределение энерговыделения определяли нейтронно-физическим расчётом. Чтобы не вносить каких-либо возмущений, которые смогли бы повлиять на результат, твэлы не оснащали датчиками контроля параметров. Для определения теплотехнических условий испытания, которые являлись исходными данными для расчёта температурного режима всех тепловыделяющих элементов, использовали средства технологического контроля первого контура охлаждения петлевой установки.

Основным источником информации для последующей обработки являлись спектры гамма-излучения радионуклидов в теплоносителе. Измерения спектров выполняли при помощи спектрометра, установленного в непосредственной близости от трубопровода с теплоносителем (байпасный тракт первого контура петлевой установки), в онлайн-режиме. Использовали и результаты лабораторных исследований проб теплоносителя, которые отбирали по специальному графику. Для отбора проб теплоносителя был разработан и сооружён специальный узел отбора проб.

Эксперимент проводили в петлевой установке ПВ-1, первый контур которой по техническим характеристикам и объёмным параметрам в наибольшей степени подходил для проведения такого рода экспериментов. Основным фактором при подготовке петлевой установки к эксперименту являлось снижение фоновой активности, которого достигали многократной промывкой контура. Важным требованием к эксперименту было и обеспечение параметров испытания твэга (по мощности энерговыделения и эффективности охлаждения), которые соответствуют параметрам эксплуатации реактора ВВЭР-1000 на номинальной мощности, и поддержание их на постоянном уровне. Выбор картограммы активной зоны реактора и изменение положения органов регулирования для корректировки мощности, а также изменение технологических параметров первого контура петлевой установки позволили выполнить это требование. Испытания проводили при давлении в контуре петлевой установки, равном 16 МПа, и температуре теплоносителя на входе в петлевой канал, равной 285 °С, что соответствовало требованиям к эксперименту. Температуру оболочки и топливного сердечника твэга определяли путём расчёта. Максимальное значение температуры топливного сердечника твэга при наличии водяного пара под оболочкой составило 730 °С.

Испытание твэга в канале реактора МИР было проведено в течение двух кампаний реактора МИР общей продолжительностью 54 сут. Во время эксперимента велись непрерывная регистрация теплофизических параметров эксперимента штатными средствами петлевой установки и их расчётная обработка для определения условий облучения твэга. На рис. 1.7 представлены показания датчика СК-3-10 специального контроля активности теплоносителя в первом контуре петлевой установки.

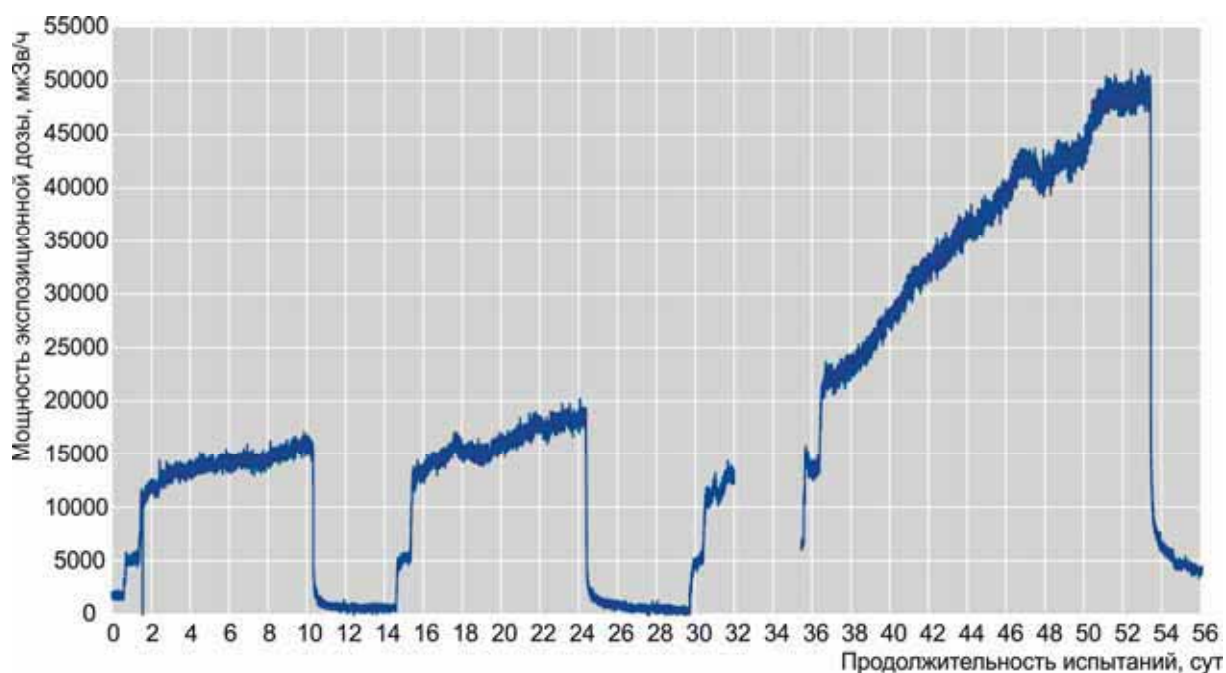


Рис. 1.7. Изменение мощности экспозиционной дозы гамма-излучения теплоносителя на выходе из петлевого канала во время испытаний

Из графика видно, что непрогнозируемых явлений при испытании тепловыделяющего элемента не было. В настоящее время проводятся обработка и анализ результатов гамма-спектрометрических измерений активности продуктов деления в теплоносителе первого контура петлевой установки и проб теплоносителя, а также посттестовые материаловедческие исследования твэгов.

Испытание в петлевом канале реактора МИР ядерного топлива с гадолинием при наличии дефектов в оболочке твэга проведено впервые. После обработки и анализа экспериментальных данных будет получена информация о возможности и регламенте эксплуатации твэлов штатной и модернизированной конструкции с негерметичной оболочкой в составе активной зоны реактора ВВЭР.

*А.В. Алексеев, С.А. Ильенко, И.В. Киселёва,
Ю.С. Кудрин, В.Н. Шулимов*

РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ТИПА ИРТ-3М С НИЗКОБОГАЩЁННЫМ УРАН-МОЛИБДЕНОВЫМ ТОПЛИВОМ

В июне 2015 года в исследовательском реакторе МИР начаты ресурсные испытания двух головных полномасштабных экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М на основе низкообогащённого высокоплотного уран-молибденового топлива. Испытания проводятся по программе снижения обогащения топлива исследовательских и опытных реакторов (RERTR) в соответствии с трёхсторонним контрактом между АО «ГНЦ НИИАР», АО «ТВЭЛ» и Аргоннской национальной лабораторией США. Целью испытаний является облучение сборок ИРТ-3М до среднего выгорания 60 % для проведения окончательной аттестации данного типа топлива.

Испытаниям предшествовала большая подготовительная работа научно-технического и инженерного характера, а именно: комплексные нейтронно-физические и теплофизические расчёты для обоснования режимов и безопасности испытаний экспериментальных тепловыделяющихборок*; проведение входного контроля, включающего в себя гидровзвешивание ЭТВС, измерение межтвэльных зазоров и обогащения топлива; установка цифровых манометров на каналах с экспериментальными сборками.

Программа облучения, в соответствии с которой проводятся реакторные испытания, включает в себя три цикла (табл. 1.6), из которых первый цикл состоит из двух этапов.

В первом цикле должна быть обеспечена работа на максимальном уровне мощности экспериментальной тепловыделяющей сборки — 1310 кВт в течение не менее 10 эфф. сут (табл. 1.7). График изменения мощности экспериментальных тепловыде-

* Майнсков С.В., Осипова Т.А., Пименов В.В. и др. Исследования по обоснованию режимов испытаний головных экспериментальных топливныхборок типа ИРТ-3М с низкообогащённым топливом. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 24–27. — 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: 03.06.2016.

ляющих сборок ИРТ-3М в течение первого и в начале второго циклов облучения приведён на рис. 1.8.

Таблица 1.6

**Контрольные параметры ресурсных испытаний
экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М**

Параметр	Значение для циклов облучения			
	I	II	III	IV
Продолжительность испытаний, сут	30	90	120	120
Выгорание топлива на конец периода облучения, %	6	24	44	60
Диапазон изменения мощности ЭТВС, кВт	1070–1310	960–1170	822–1005	660–805

Таблица 1.7

**Средняя мощность экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М
во время первого цикла облучения, кВт**

Период	Значение для сборки	
	ЭТВС № 1	ЭТВС № 2
15.06.15–11.07.15	1077 ± 98	1058 ± 96
04.09.15–09.09.15		
09.09.15–20.11.15	1052 ± 178	1043 ± 173
04.09.15–14.09.15 (10 сут)	1299 ± 21	1291 ± 21

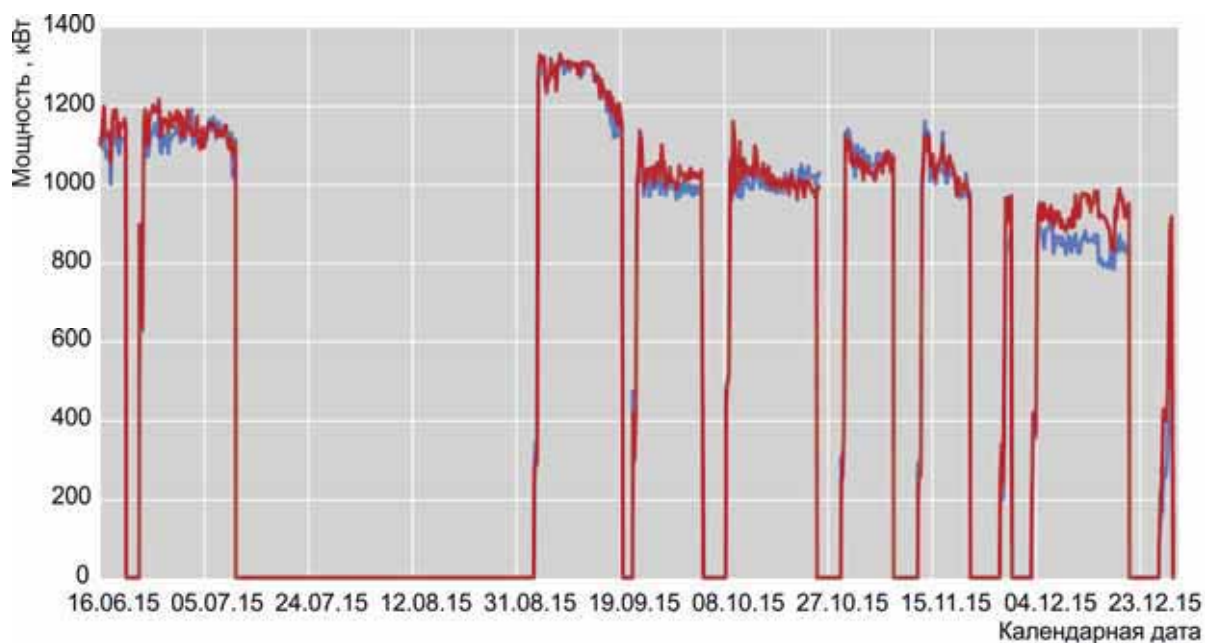


Рис. 1.8. График изменения мощности первой (—) и второй (—) экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М во время испытаний

Общая продолжительность облучения в 2015 году составила 110 эфф. сут, расчётное значение выгорания топлива — примерно 35 %. Информация по макси-

мальным, минимальным и средним значениям контролируемых параметров испытаний ЭТВС за 2015 год представлена в табл. 1.8.

Таблица 1.8

**Значения контролируемых параметров испытания
экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М**

Параметр	Значение для сборки					
	минимальное		максимальное		среднее	
	ЭТВС № 1	ЭТВС № 2	ЭТВС № 1	ЭТВС № 2	ЭТВС № 1	ЭТВС № 2
Температура, °С:						
на входе в канал	39,6	38,9	54,8	54,1	45,0	44,8
на выходе из канала	50,2	49,7	65,6	65,8	55,8	55,6
Давление, МПа:						
на входе в канал		1,10		1,43		1,33
на выходе из канала		0,71		0,99		0,91
Расход теплоносителя через канал, м ³ /ч	56,1	59,6	68,0	67,5	64,0	64,3

Успешно завершён первый цикл облучения, достигнуто второе контрольное значение выгорания топлива — 24 %. Признаков разгерметизации твэлов не выявлено. Ресурсные испытания будут продолжены в 2016 году.

*А.Л. Ижуртов, В.А. Старков, В.В. Пименов,
С.В. Майнсков, В.Е. Федосеев, Т.А. Осипова*

НАРАБОТКА В РЕАКТОРЕ МИР УГЛЕРОДА-14

Основное предназначение реакторной установки МИР — петлевые испытания различных компонентов активных зон ядерных энергетических реакторов. Но реактор также используется для наработки различной изотопной продукции. Компоновка активной зоны реактора, когда облучательные устройства загружаются непосредственно в петлевой канал, не позволяла оперативно переориентировать реактор на выполнение этой целевой задачи. Для расширения спектра предоставляемых услуг и реализации новых облучательных возможностей реактора был рассмотрен вариант загрузки стартового материала в имеющийся свободный облучательный объём — вытеснитель рабочей ТВС. Данный способ наработки изотопов не накладывает ограничений на режимы испытаний экспериментальных устройств в петлевых установках реактора. Апробация данного способа проведена при реализации проекта по наработке углерода-14*. Выбор этого изотопа для наработки продиктован не только имеющимися потребностями рынка, но и относительно простой технологией наработки и хранения облучённого материала.

В отчётном году продолжилось облучение ампул с загруженным нитридом алюминия, установленных в рабочие ТВС реактора МИР. Изменение удельной активности стартового материала в зависимости от средней мощности рабочей ТВС во время об-

* Бурукин А.В., Гурьева М.Н., Долгов А.И. и др. Освоение технологии накопления изотопа углерода-14 в реакторе МИР. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 49–52. — 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: 03.06.2016.

лучения одной из ампул показано на рис. 1.9. На рисунке указано время, необходимое для наработки минимального требуемого значения активности углерода-14, при сохранении уровня средней мощности рабочей ТВС.

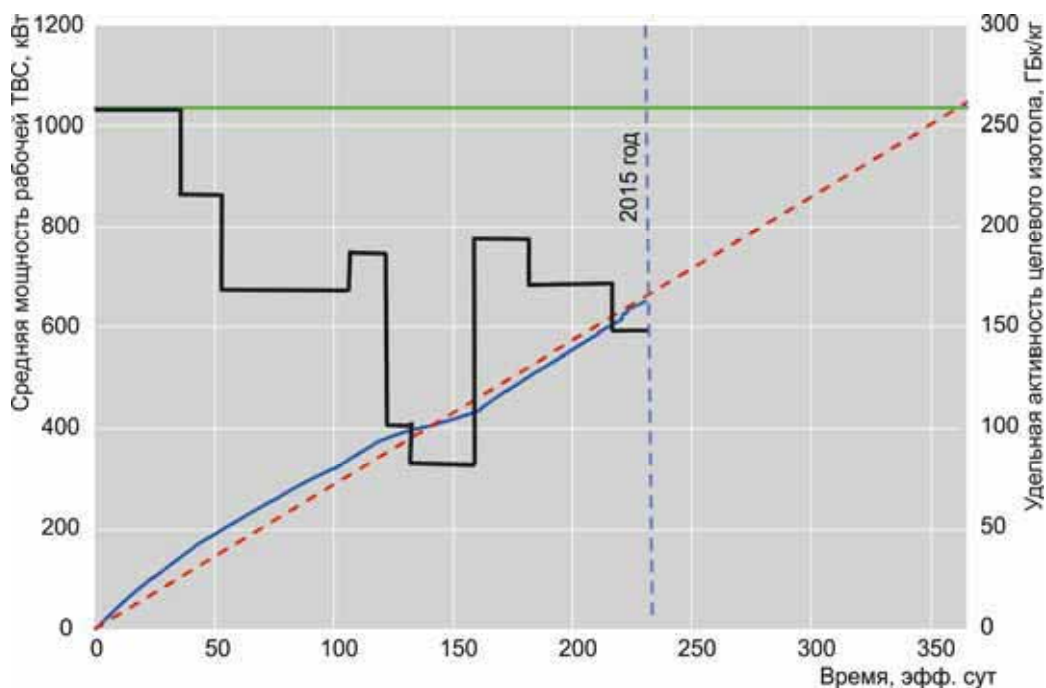


Рис. 1.9. Зависимость удельной активности углерода-14 (—) от средней мощности рабочей ТВС (—) в процессе облучения ампулы со стартовым материалом с указанием оставшегося времени (---) до достижения целевой удельной активности углерода-14 (—) при сохранении среднего уровня мощности рабочей ТВС

При наработке изотопа углерода-14 не выявлено влияния загруженных ампул на нейтронно-физические условия проведения петлевых испытаний. В конце 2015 года общая удельная активность данного изотопа в ампулах составила около $6,18 \cdot 10^{11}$ Бк/кг. Облучение ампул продолжается.

А.И. Долгов, М.А. Мокеичев, С.В. Майнсков

РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ДЕФОРМАЦИИ И РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛА И ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ОПОРНОЙ КОНСТРУКЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА В РАМКАХ ЭКСПЕРИМЕНТА «МИР-LOCA/72»

Для того чтобы использовать на АЭС с реакторами ВВЭР новое топливо с увеличенным содержанием урана необходимо пройти процедуру лицензирования. Обязательным для этой процедуры является обоснование безопасности топлива в условиях проектных аварий. Определяющей проектной аварией по степени воздействия на состояние тепловыделяющих элементов является авария с большой течью теплоносителя первого контура (LOCA). При этой аварии температура оболочек

твэлов может достигать 1000 °С и более, происходит раздутие и разгерметизация оболочек, их интенсивное окисление, приводящее к снижению пластичности, возможна фрагментация топливных таблеток, осевая релокация топливных фрагментов в область вздутия оболочки твэла и выброс их в теплоноситель через разрыв оболочки.

До настоящего времени проведено ограниченное количество реакторных экспериментов типа «ЛОСА» с твэлами реактора ВВЭР с высоким выгоранием топлива, из которых последний — эксперимент «МИР-ЛОСА/72»*, выполненный в реакторе МИР на рефабрикованном твэле реактора ВВЭР-1000 с выгоранием топлива около 75 МВт-сут/кг U. В результате рентгенографического анализа и визуального осмотра твэлов и элементов конструкции экспериментального устройства после реакторного эксперимента было выявлено заметное искривление и разрыв в двух местах оболочки твэла, а также искривление трёх трубок, служащих опорной конструкцией твэла. Было необходимо расчётным путём определить время и очерёдность двух разрывов, а также причины деформации и формоизменения опорной конструкции твэла.

Теплогидравлический нестационарный расчёт выполняли с использованием теплогидравлического модуля программного комплекса ANSYS. Расчётная область 3D-модели экспериментального устройства ограничена трубой, имитирующей корпус ампулы, диаметром 70 мм и длиной 1800 мм. Расчётный отрезок времени составил 570 с. Расчётный шаг по времени был задан равным 0,5 с. Начальные параметры для расчёта были заложены исходя из результатов реакторного эксперимента «МИР-ЛОСА/72». Было получено удовлетворительное согласие результатов теплогидравлического расчёта с экспериментальными данными (рис. 1.10–1.11).

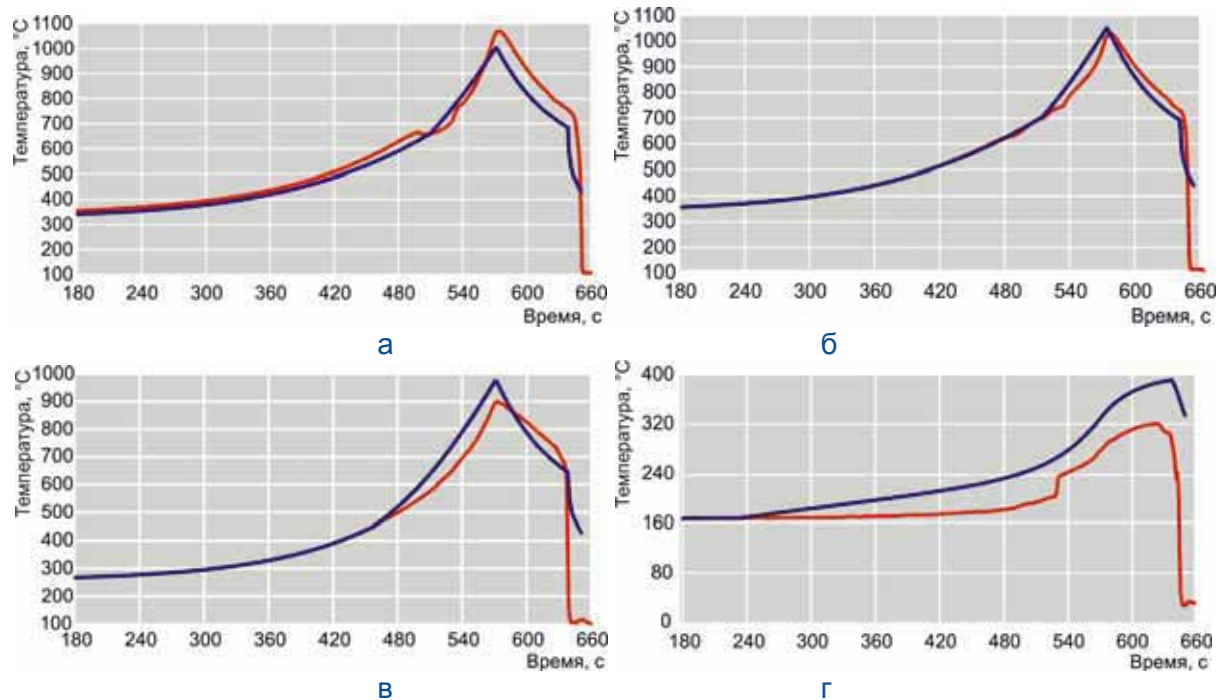


Рис. 1.10. Изменение температуры оболочки твэлов в верхней (а), центральной (б), нижней (в) дистанционирующих решётках и на трубе диаметром 45 мм (г) от времени облучения согласно показаниям термоэлектрических преобразователей (—) и результатам расчёта (—)

* Алексеев А.В., Волкова И.Н., Горячев А.В. и др. Реакторный эксперимент «МИР-ЛОСА/72». — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 17–19. — 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: 03.06.2016.

На основе расчётных данных распределения температурных полей были выполнены прочностные расчёты конструкции, содержащей каркас с твэлом. При помощи прочностного модуля программного комплекса ANSYS было определено распределение пластической деформации и напряжения по толщине оболочки твэла.

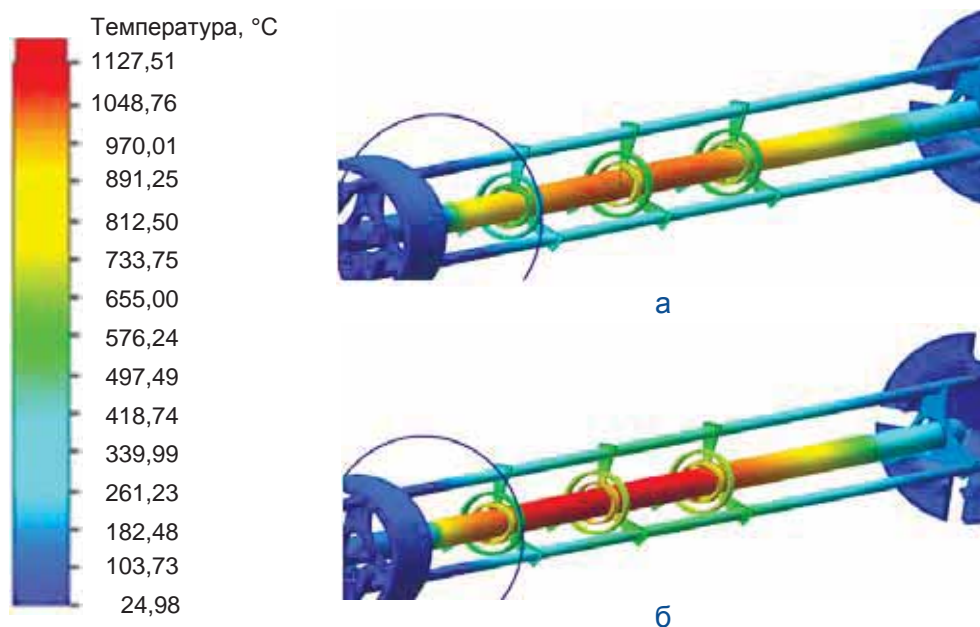


Рис. 1.11. Пространственное распределение температуры в твэле и элементах опорной конструкции экспериментального устройства при разгерметизации твэла (а) и максимальном энерговыделении в тэпловыделяющем элементе (б)

Проанализировав результаты расчётов, пришли к следующим выводам:

1. Для режимов, характеризующихся ростом температуры на оболочке твэла до 1000–1100 °С, деформация твэла и силового каркаса экспериментального устройства соответствует данным по динамике роста температуры, полученным в теплогидравлическом расчёте.
2. Результаты расчёта деформации силового каркаса экспериментального устройства удовлетворительно согласуются с данными по деформации конструкции, выявленными при визуальном осмотре во время проведения послереакторных исследований. Расчёты показали, что максимальная деформация каркаса экспериментального устройства и тепловыделяющего элемента происходит при температуре выше 800 °С (рис. 1.12).
3. В процессе эксперимента при изменении температуры оболочки от 100 до 750 °С значения интенсивности напряжения в оболочке достигают и превышают значение предела прочности материала, пластическая деформация резко возрастает и происходит разрушение оболочки твэла (рис. 1.13).
4. В момент времени, предшествующий разгерметизации твэла, зона максимальных значений напряжения занимает большую часть сечения по толщине оболочки, что свидетельствует о разрушении конструкции.

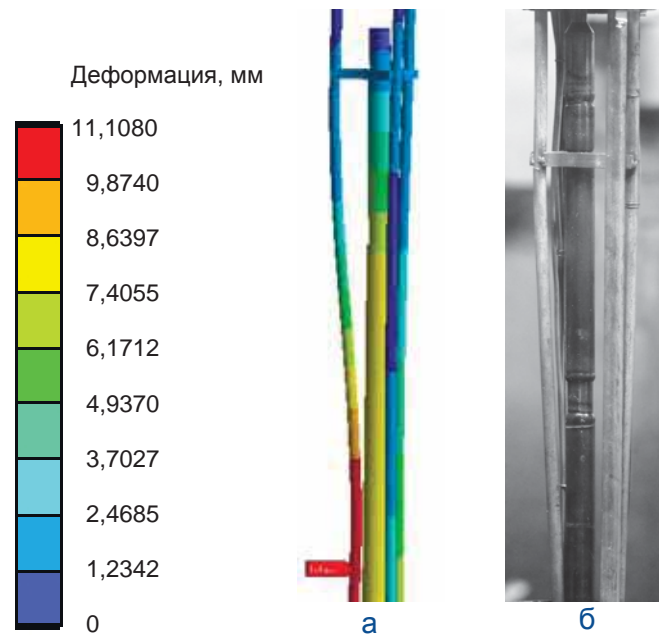


Рис. 1.12. Деформация силового каркаса по данным прочностного расчёта (а) и визуального осмотра (б)

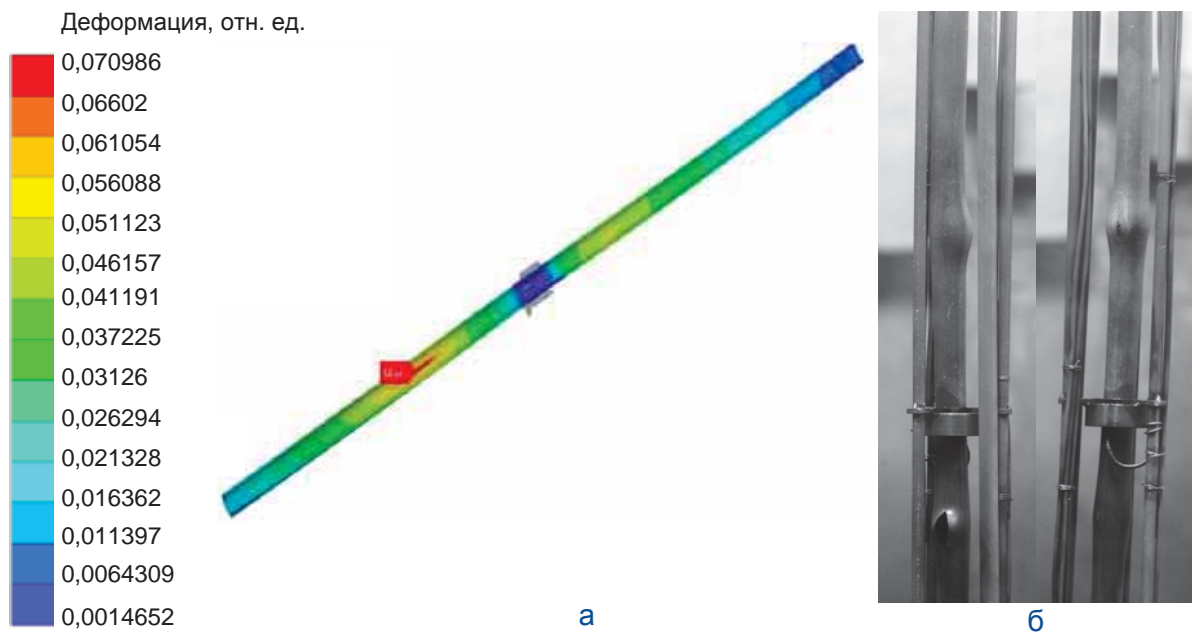


Рис. 1.13. Пластическая деформация оболочки твэла по данным прочностного расчёта (а) и внешний вид разрывов оболочки твэла, обнаруженных при визуальном осмотре после эксперимента (б)

В результате термпрочностных расчётов были установлены моменты времени, которым соответствуют разрывы оболочки, а также выявлены очередность двух разрывов и интервал времени между ними. При анализе прочности первый расчётный момент времени разгерметизации оболочки с удовлетворительной погрешностью совпал с реальным моментом времени в эксперименте — тем, что был зафиксирован датчиком измерения давления на твэле.

О.И. Дреганов, В.Н. Шулимов, Л.П. Захарова, Н.В. Киреев

МЕТОДИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ИЗМЕРЕНИЯ ТОЛЩИНЫ ОКСИДНОЙ ПЛЁНКИ НА ПОВЕРХНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ

Петлевые установки реактора МИР позволяют реализовать широкий спектр испытаний твэлов и конструкционных материалов водоохлаждаемых реакторов, включая, например, облучение твэлов с оболочками из различных сплавов в условиях, моделирующих условия их эксплуатации в активной зоне энергетического реактора. Целью подобных экспериментов является получение данных по коррозионной стойкости оболочечных материалов, а также исследование влияния особенностей водно-химического режима и теплогидравлических параметров теплоносителя на поведение разработанных конструкций твэлов. Для объективного понимания процесса окисления оболочечных материалов необходимы данные, характеризующие кинетику изменения толщины оксидной плёнки на поверхности оболочки твэла в процессе облучения. Такие данные можно получить, проводя периодические промежуточные исследования облучаемых образцов. Специальное оборудование для этих целей разработано и изготовлено в АО «ГНЦ НИИАР» [1].

Для измерения толщины оксидной плёнки циркония на поверхности оболочек твэлов используется специализированный измеритель в комплекте с накладным вихретоковым датчиком. Принцип действия такого датчика основан на анализе взаимодействия внешнего электромагнитного поля с полем вихревых токов (токов Фуко), наводимых датчиком в токопроводящем объекте (оболочка твэла). Датчик включает в себя высокочастотную катушку возбуждения, которая создает переменное электромагнитное поле. Это поле взаимодействует с материалом оболочки твэла, приводя к образованию вихревых токов, которые также воздействуют на датчик, изменяя сопротивление катушки (рис. 1.14). Таким образом, изменение сопротивления магнитного поля соответствует расстоянию от токопроводящей подложки до катушки возбуждения. Это расстояние и принимается за толщину оксидной плёнки.

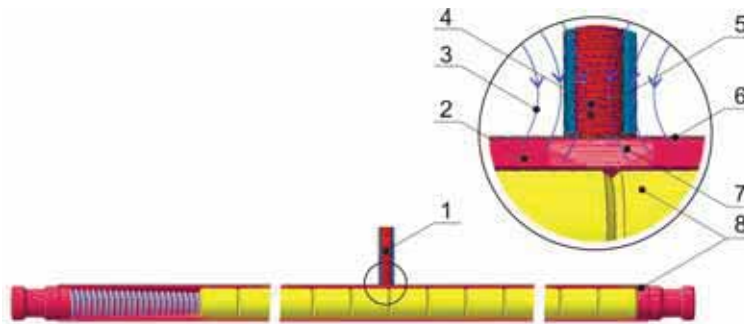


Рис. 1.14. Изображение, иллюстрирующее принцип действия вихретокового датчика:
1 — датчик; 2 — оболочка твэла; 3 — силовые линии магнитного поля;
4 — концентратор магнитных силовых линий; 5 — катушка;
6 — оксидная плёнка; 7 — вихревые токи; 8 — твэл

Учитывая принцип работы вихретокового датчика, основными факторами, которые могут повлиять на погрешность измерения толщины оксидной плёнки, можно считать:

- ◆ отличие температуры оболочек твэлов от температуры эталона, на котором выполнялась калибровка измерителя толщины оксидной плёнки;
- ◆ отличие диаметра облучённых твэлов от диаметра эталона, который используется при калибровке измерителя толщины оксидной плёнки;
- ◆ наличие отложений на поверхности оболочек твэлов [2].

Присутствие парамагнитных и немагнитных соединений (гематит и прочее) ведёт к увеличению показаний измерителя толщины оксидной плёнки на значение, соответствующее толщине слоя отложений. Присутствие ферромагнитной фазы (магнетит)

в большинстве случаев приводит к тому, что изменение результата измерения настолько существенно, что оценить истинное значение толщины оксидной плёнки по показаниям вихретокового датчика становится невозможно [3]. Поэтому перед измерением толщины оксидной плёнки целесообразно выполнять очистку поверхности исследуемого объекта.

Согласно работе [4] изменение среднего диаметра оболочек тепловыделяющих элементов типа твэлов реактора ВВЭР не превышает 40 мкм для значения выгорания топлива до 30–35 МВт·сут/кг U, а при глубоком выгорании топлива — приблизительно до 70 МВт·сут/кг U — изменение диаметра составляет 80 мкм. Учитывая, что отличие диаметра оболочки твэла от диаметра эталона на 100 мкм приводит к отклонению показаний вихретокового датчика на 1 мкм, при небольших значениях выгорания топлива (до 35 МВт·сут/кг U) разницу между диаметром оболочки и диаметром эталона можно не учитывать, так как погрешность самого вихретокового датчика составляет ± 1 мкм. Наиболее существенным фактором, который может оказать влияние на результат измерения толщины оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов при проведении промежуточных исследований является отличие температуры оболочки тепловыделяющих элементов от температуры эталона. Для выявления зависимости показаний вихретокового датчика от температуры были проведены исследования на необлучённом электрообогреваемом фрагменте оболочки твэла. Экспериментальная установка представляла собой бак, в котором были установлены протяжка с вихретоковым датчиком, нагреватель, электрообогреваемый макет твэла (рис. 1. 15).

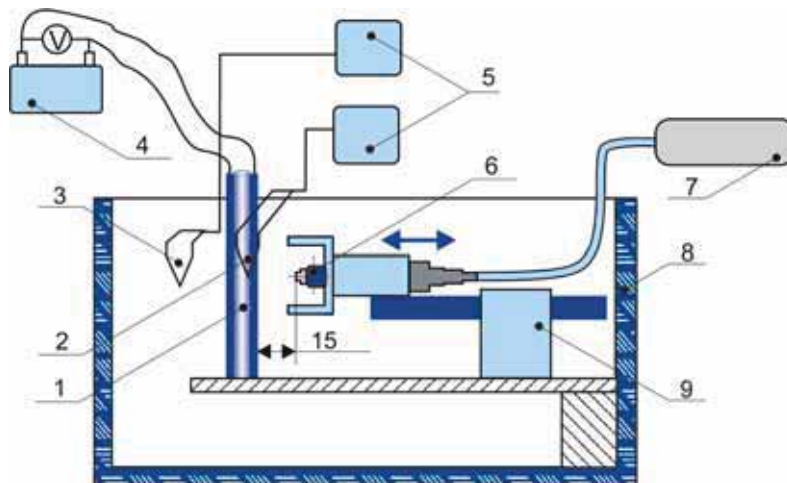


Рис. 1.15. Схема экспериментальной установки для определения зависимости показаний вихретокового датчика от температуры измеряемого образца: 1 — электрообогреваемая оболочка; 2 — термоэлектрический преобразователь для измерения температуры на поверхности твэла; 3 — термоэлектрический преобразователь для измерения температуры окружающей среды; 4 — лабораторный трансформатор; 5 — регистратор термоэлектрического преобразователя; 6 — вихретоковый датчик; 7 — блок вывода показаний вихретокового датчика; 8 — бак; 9 — механизм перемещения датчика

Механизм перемещения (9) позволяет перемещать датчик (6) к фрагменту оболочки и обратно на расстояние не менее 15 мм. Внутри электрообогреваемого фрагмента оболочки (1), имеющего длину 200 мм и диаметр 13,63 мм, смонтирован нагреватель. Нагреватель подключён к регулируемому лабораторному трансформатору (4), что позволяет плавно изменять температуру оболочки. На поверхности оболочки твэла, в зоне нахождения датчика, смонтирован термоэлектрический преобразователь (2) для контроля температуры фрагмента оболочки. Внутри бака для измерения температуры окружающей среды (воздух / вода) расположен второй термоэлектрический преобразователь (3). Показания термоэлектрических преобразователей выводятся на табло регистратора (5).

Перед проведением исследований была проведена калибровка датчика и проверка его работоспособности. Калибровка заключалась в проведении серии последовательных

измерений толщины оксидной плёнки на поверхности фрагмента оболочки на воздухе и в воде. Учитывая, что фрагмент оболочки твэла не подвергался принудительным процессам коррозии, а хранился на воздухе при комнатной температуре, то значение толщины оксидной плёнки на его поверхности не должно превышать 1 мкм. Результаты калибровки представлены на рис. 1.16. Из результатов калибровки можно сделать вывод о том, что разброс показаний не превышает $\pm 0,7$ мкм, носит случайный характер и не зависит от атмосферы окружающей среды (вода или воздух) при постоянной температуре.

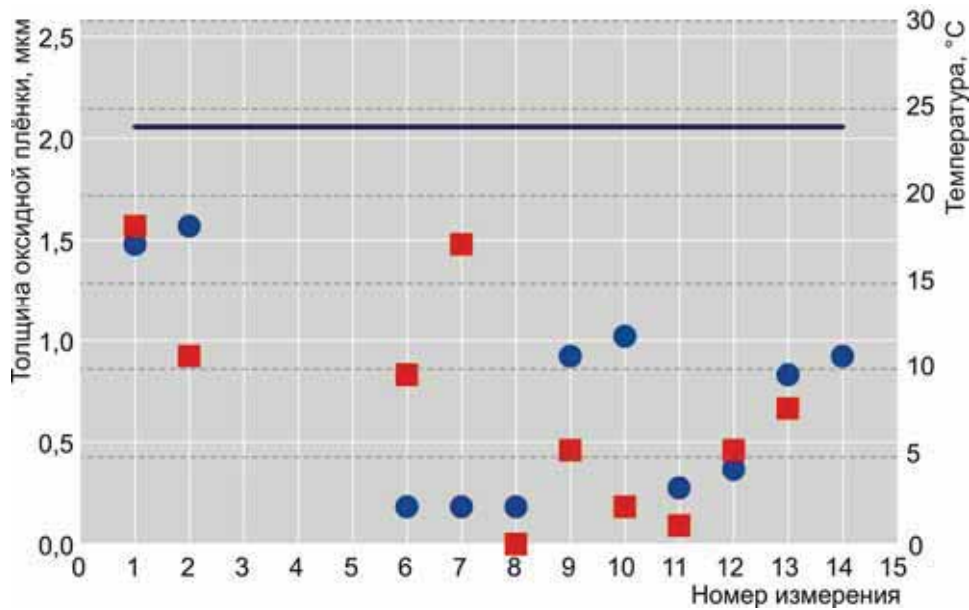


Рис. 1.16. Изменение толщины оксидной плёнки, измеренной при калибровке вихретокового датчика в воде (■) и на воздухе (●), с указанием температуры окружающей среды (—)

После калибровки и проверки работоспособности системы была проведена серия измерений толщины оксидной плёнки на поверхности фрагмента оболочки при постепенном нагреве до температуры около 70 °С. Результаты измерений представлены на рис. 1.17.

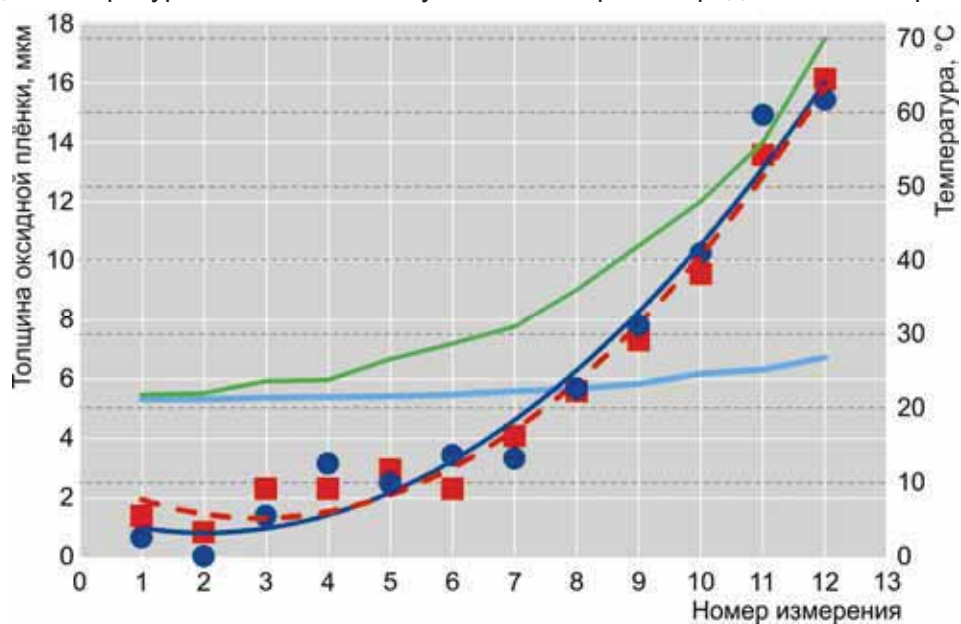


Рис. 1.17. Изменение толщины оксидной плёнки, зафиксированной при первом (●) и втором (■) измерениях, в зависимости от температуры воды (—) и оболочки твэла (—)

Из полученных данных следует, что при отличии температуры измеряемого образца от температуры эталона на 10 °С показания вихретокового датчика изменяются приблизительно на 1,4 мкм. Этот фактор может служить дополнительным источником ошибки при проведении измерений толщины оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов без их расхолаживания в бассейне выдержки реактора. Исключить влияние температурного фактора на измеряемое значение толщины оксидной плёнки возможно при длительном (не менее 30 сут) расхолаживании экспериментальных твэлов перед проведением как измерений, так и калибровки датчика в условиях бассейна выдержки реактора. При этом минимальное количество времени для расхолаживания экспериментальных твэлов можно получить расчётно-аналитическим методом, приняв в качестве конечного значения температуры оболочки температуру воды бассейна выдержки.

Список литературы

1. Burukin A.V., Dolgov A.I., Izhutov A.L. et al. Equipment for Interim Examinations of Fuel Rods in the MIR Reactor Storage Pool. — 10-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Sandanski, Bulgaria, 7–14 September 2013. — ISSN 1313-4531. — Bulgaria: Bulgarian Academy of Science, Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy. — Paper No. 4.4. P. 244–250.
2. Лебедев Н. М. , Савкин А. Е. , Карлина О. К. и др. Испытания ультразвуковой установки для дезактивации металлических ПАО // Безопасность окружающей среды, 2007. № 3. — С. 38–41.
3. Приборы для неразрушающего контроля материалов и изделий: в 2 кн. / под ред. В.В. Ключева. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Машиностроение, 1986. — 488 с.
4. Pavlov S.V. Key results of WWER-100 fuel assemblies post-irradiation examination. — 10-th International Conference on WWER Fuel Performance. Modelling and Experimental Support, Sandanski, Bulgaria, 7–14 September 2013. — ISSN 1313-4531. — Bulgaria: Bulgarian Academy of Science, Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy. — Paper No. 4.1. P. 200–206.

А.В. Бурукин, А.И. Долгов, П.А. Ильин,
В.В. Калыгин, С.В. Михайлов, М.А. Мокеичев*

ВНЕДРЕНИЕ МЕТОДА АТОМНО-АБСОРБЦИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ ДЛЯ КОНТРОЛЯ ВОДНЫХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВОК РЕАКТОРА МИР

Создание водно-химических режимов, максимально приближенных к реализуемым в энергетических реакторах, а также необходимость изучения свойств теплоносителя в процессе испытаний изделий в петлевых установках исследовательского реактора МИР требуют непрерывного совершенствования методической базы химического контроля. В прошлом году для контроля микрограммового количества катионов цинка в ионно-сыщенном борно-литиевом теплоносителе опробован метод атомно-абсорбционной спектроскопии, после чего начаты исследования по дозированию данного компонента в первый контур петлевой установки реактора МИР [1]. В 2015 году применительно

* Аспирант ДИТИ НИЯУ МИФИ.

к условиям нейтрального и аммиачного водно-химических режимов разработаны методические приёмы количественного определения микроконцентрации ионов кобальта, кадмия, марганца и меди.

Метод атомно-абсорбционной спектроскопии в настоящее время является одним из наиболее чувствительных методов количественного определения большинства элементов [2]. В его основе лежит явление селективного поглощения света определённой длины волны свободными атомами в газообразном состоянии при пропускании излучения от лампы с полым катодом через слой атомного пара определяемого элемента. В испытаниях, которые проводятся в реакторе МИР, для реализации этого метода применяется атомно-абсорбционный спектрометр А-2 с электротермическим атомизатором. В качестве источника света в спектрометре используется одноэлементная лампа с полым катодом, которая излучает свет определённой длины волны. Проба объёмом 10 мкл с помощью автоматического дозатора или вручную подаётся в ячейку атомизатора (графитовая печь). Здесь по специальной, индивидуальной для каждого элемента температурно-временной программе сначала осушается растворитель, отжигается органическая составляющая (пиролиз), и только затем происходит процесс атомизации. Температура в графитовой печи при этом может достигать 2500 °С. Свободные атомы поглощают энергию, излучаемую лампой с полым катодом, и переходят из основного электронного состояния в возбуждённое. Поглощённая энергия фиксируется, а данные используются для количественного анализа определяемого элемента. Управление прибором, сбор и обработку данных осуществляют с помощью программно-аппаратного комплекса ААWin. В прилагаемых к спектрометру А-2 методических рекомендациях по определению элементов описаны только случаи измерения концентрации примесей на уровне нескольких миллиграммов и только с применением пламенной атомизации. Концентрация многих элементов в моделируемых теплоносителях находится в диапазоне до 50,0 мкг/л, поэтому используют электротермическую атомизацию пробы. Применительно к реальным условиям петлевой установки нужно было опытным путём подобрать оптимальные параметры измерений: силу тока накала лампы, длину волны, ширину щели монохроматора, температурно-временную программу нагрева атомизатора, способы интегрирования и коррекции фона. Так как необходимо было работать с малыми объёмами проб, а в некоторых случаях — с длинами волн ниже 250 нм, во избежание завышения результатов вследствие влияния фонового излучения применяли дейтериевую коррекцию. В табл. 1.9 приведены экспериментально установленные параметры атомно-абсорбционного определения микропримесей катионов в теплоносителях петлевых установок реактора МИР.

Таблица 1.9

Экспериментально установленные параметры определения микропримесей

Элемент	Длина волны, нм	Диапазон измерений концентрации, мкг/л	Ток накала лампы, мА	Ширина щели, нм	Коррекция фона
Медь	324,75	До 200	2	0,4	Нет
Марганец	279,48	До 50	4	0,2	Дейтериевая
Кобальт	240,72	То же	2	То же	То же
Кадмий	228,80	До 10	То же	»	»

В качестве примера на рис. 1.18 приведена градуировочная характеристика определения ионов кобальта при параметрах, указанных в табл. 1.9. Готовили растворы из государственных стандартных образцов методом последовательного разбавления. Выполненные первые анализы проб аммиачного и нейтрального теплоносителей материаловедческого исследовательского реактора МИР показали, что значения концентрации исследуемых компонентов не превышают 10 мкг/кг.

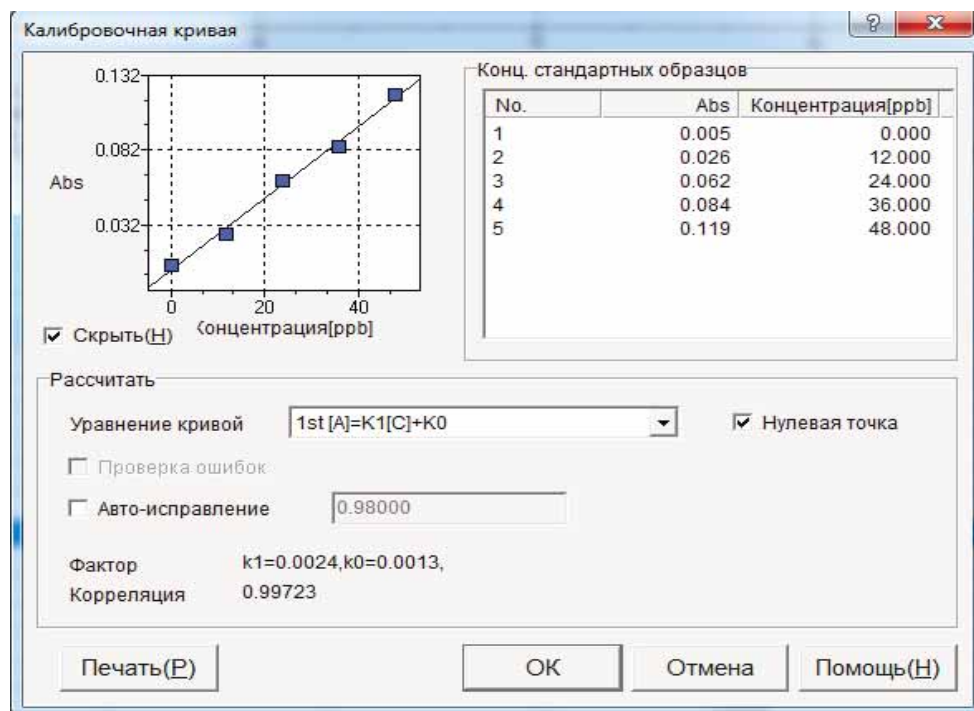


Рис. 1.18. Рабочее окно программы AAWin с градуировочной характеристикой определения ионов кобальта в теплоносителе

Проведённые исследования позволили расширить диапазон контролируемых примесей моделируемых водно-химических режимов в петлевых реакторных экспериментах для обоснования коррозионной стойкости конструкционных материалов под облучением и ресурсных характеристик опытных изделий для ядерных энергетических установок.

Список литературы

1. Бендерская О.С., Владимирова О.Н., Двойнишникова С.А., Демидовская Е.О. Технологические и аналитические аспекты поддержания водно-химического режима реакторов типа PWR с дозированием ионов цинка в петлевой установке ПВ-2 реактора МИР. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 20–21. — 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: 03.06.2016.
2. Барсуков В.И. Атомный спектральный анализ. — М.: Издательство «Машиностроение-1», 2005. — 132 с.

О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова,
С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ДОЗИРОВАНИЯ ИОНОВ ЦИНКА ДЛЯ ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКИ РЕАКТОРА МИР

Длительный опыт эксплуатации зарубежных энергетических реакторов показал, что дозирование ионов цинка в теплоноситель первого контура с водородно-борно-литиевым водно-химическим режимом снижает уровень загрязнённости оборудования кобальтом-60 [1]. Исследования, связанные с дозированием цинка в теплоноситель, актуальны и для отечественных установок [2]. В высокопоточном реакторе МИР были опробованы алгоритмы введения цинкосодержащего раствора с применением имеющегося технологического оборудования [3]: ацетат цинка вводили из подпиточного бака и / или узла дозирования химических реагентов. Однако данная технология не позволяет обеспечить непрерывный процесс, а это особенно важно в первоначальный период, когда теплоноситель и материалы трубопровода и оборудования первого контура насыщаются ионами цинка. Кроме того, по данной технологии в первый контур петлевой установки дополнительно попадает значительный объём теплоносителя. На зарубежных установках непрерывность процесса введения раствора ионов цинка обеспечивается применением насосов высокого давления малой производительности. По аналогии для реактора МИР была специально спроектирована система, способная обеспечить непрерывность процесса дозирования водного раствора ацетата цинка в теплоноситель первого контура петлевой установки (рис. 1.19).

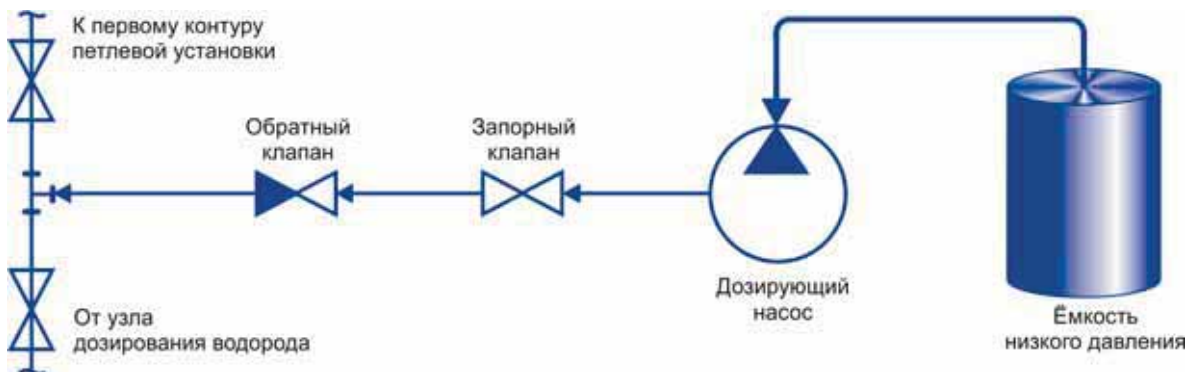


Рис. 1.19. Принципиальная схема системы дозирования цинка в теплоноситель петлевой установки реактора МИР

Особенностью данной системы является возможность подавать водный раствор ацетата (формиата) цинка из ёмкости низкого давления в систему высокого давления непрерывно с изменяемой скоростью потока (от 0,1 до 10 мл/мин) малым объёмом. Необходимый объём раствора определяется по результатам химических анализов проб теплоносителя и регулируется вручную персоналом. Основным элементом является дозирующий насос высокого давления (рис. 1.20). Рабочий раствор ацетата цинка из ёмкости низкого давления по капиллярной линии поступает на вход насоса-дозатора и далее под давлением, превышающим рабочее давление в петлевой установке (17 МПа), подаётся в трубопровод узла дозирования водорода, а затем — в первый контур петлевой установки. Разработанный проект удовлетворяет всем требованиям безопасной эксплуатации подобных систем. Для того чтобы предотвратить попадание теплоносителя первого контура петлевой установки в систему дозиро-

вания, на трубопроводе (см. рис. 1.19) установлен обратный клапан. При необходимости технического обслуживания дозирующий насос можно отсечь с помощью запорного клапана. Также в насос конструктивно встроены модуль давления с устанавливаемыми нижним и верхним пределами и система защиты от сухого хода, что предотвращает выход из строя оборудования.



Рис. 1.20. Внешний вид дозирующего насоса высокого давления

Наличие системы дозирования цинка позволит корректировать в первом контуре петлевой установки концентрацию и других компонентов иононасыщенного теплоносителя (например, ионов лития), что положительно скажется на стабильности состава водно-химического режима и снизит количество проводимых технологических операций на установке.

Список литературы

1. Белоус В.Н., Носков А.А., Степанов И.А. Водно-химический режим на АЭС с реакторами ВВР при дозировании цинка // Атомная техника за рубежом, 1990. № 4. С. 11–13.
2. Григорович С.М., Юрманов Е.В., Корнеев А.Е., Европин С.В. Оптимизация дозирования цинка в теплоноситель РБМК и ВВЭР. — Сборник докладов VII межотраслевой научно-технической конференции «Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического контроля в атомной энергетике (Атомэнергоаналитика–2014)», г. Сосновый Бор Ленинградской области, 16–18 сентября 2014 года / под ред. А.А. Ефимова. — СПб.: Издательство «ВВМ», 2014. — С. 284–285.
3. Бендерская О.С., Владимирова О.Н., Двойнишникова С.А., Демидовская Е.О. Технологические и аналитические аспекты поддержания водно-химического режима реакторов типа РВР с дозированием ионов цинка в петлевой установке ПВ-2 реактора МИР. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 20–21. — 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: 03.06.2016.

А.В. Бурукин, О.С. Бендерская,
О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, А.И. Долгов

АМПУЛЬНЫЕ ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ СМ МАКЕТОВ ТВЭЛОВ С ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ

Реакторные испытания макетов твэлов при максимальных проектных значениях температуры оболочки в режиме форсированного энерговыделения до предельного выгорания топлива проводили для послереакторных исследований химического взаимодействия диоксида урана с материалом оболочки твэла высокотемпературного газоохлаждаемого реактора, проставок и газоотводящего устройства, определения газовой выделенности и распухания образцов топлива. Объекты реакторных экспериментов — термометрированные ампулы с тремя макетами твэлов с топливом на основе диоксида урана, разработанные во АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», — испытывали в составе облучательных устройств при двухкратном и четырёхкратном форсировании мощности. Конструкции облучательных устройств (рис. 1.21) удовлетворяли требованиям к режиму испытаний макетов твэлов при температуре до 1697 °С и позволяли регулировать температуру испытаний макетов за счёт создания разрежения в полостях рабочего участка, обеспечивали максимальное энерговыделение в макетах до 200 и 400 Вт/см³ (для двух- и четырёхкратного форсирования мощности соответственно) с точностью поддержания заданного значения ± 20 %. Изменение энерговыделения в макетах определяется как картограммой загрузки реактора в каждую кампанию, так и изменением энерговыделения в макетах в течение кампании, что обусловлено конструкцией реактора и не зависит от конструкции облучательных устройств.

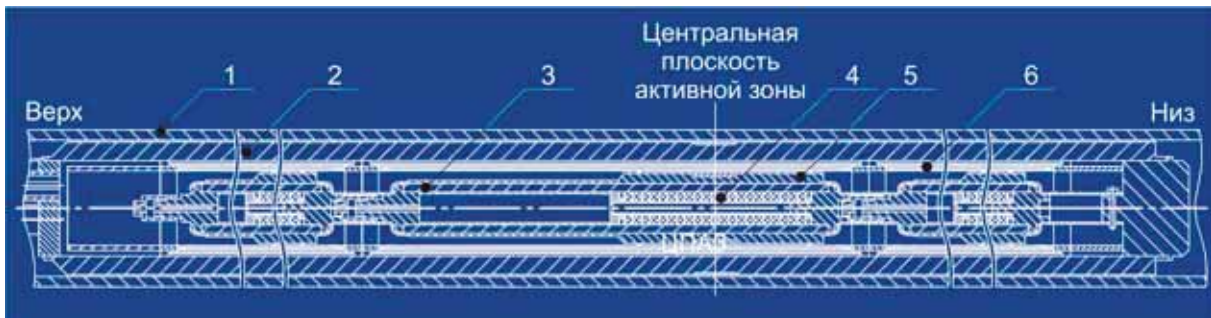


Рис. 1.21. Конструкция облучательного устройства: 1 — корпус ампулы; 2 — корпус высокотемпературной капсулы; 3 — макет твэла; 4 — топливные таблетки; 5 — контейнер из ниобия; 6 — три экрана из ниобиевой фольги

В первом облучательном устройстве, предназначенном для экспериментов с двухкратным форсированием мощности, топливные таблетки имели диаметр 8 мм, а толщину стенки — 2,5 мм; во втором облучательном устройстве, предназначенном для экспериментов с четырёхкратным форсированием мощности, таблетки с топливом на основе диоксида урана имели диаметр 6 мм, а толщину стенки — 1,5 мм.

Испытания макетов в первом облучательном устройстве были проведены в ячейке 10 отражателя активной зоны в период с октября 2013 по июнь 2015 года, макеты во втором облучательном устройстве испытывали в ячейке 13 отражателя с февраля 2014 по ноябрь 2015 года. На рис. 1.22 приведён график изменения температуры и давления для типичной кампании реактора. Вольфраморениевые термоэлектрические преобразователи были установлены в контейнерах из ниобия (по два на каждый из них) на уровне середины топливного сердечника, на том же уровне на корпусе высокотемпературной капсулы были установлены хромель-алюмелевые термоэлектрические преобразователи. Такие же преобразователи находились и в облучательном устройстве на расстоянии примерно 1 м выше активной зоны. В газовакуумном стенде были установлены датчики

для измерения давления в полостях ампулы из нержавеющей стали и высокотемпературной капсулы из стали марки ЭП 912-ВД.

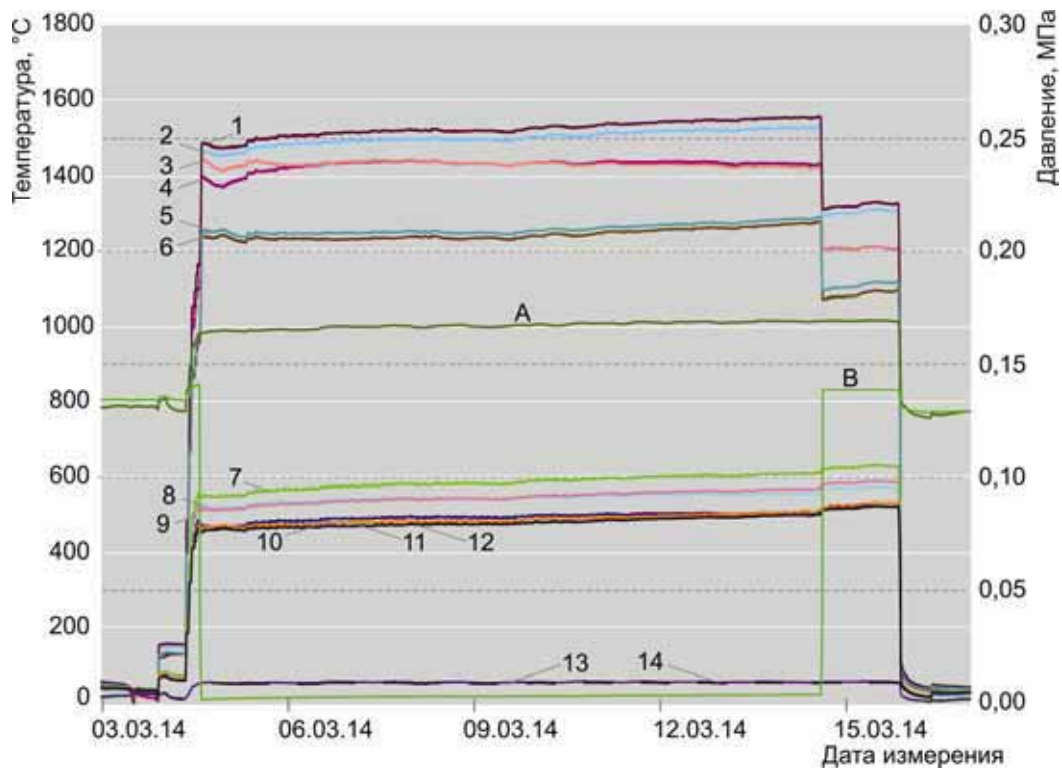


Рис. 1.22. Изменение температуры контейнеров из ниобия (1–6), корпуса капсулы (7–12), элементов конструкции на расстоянии примерно 1 м выше активной зоны (13–14), а также давления в полостях ампулы (А) и капсулы (В) при испытаниях второго облучательного устройства

Время испытаний первого облучательного устройства при двухкратном форсировании мощности составило 409 эфф. сут, а эксперимент с четырёхкратным форсированием мощности во втором облучательном устройстве длился 423 эфф. сут. Достигнутые значения флюенса быстрых нейтронов и выгорания топлива приведены в табл. 1.10.

Таблица 1.10

Флюенс быстрых нейтронов и выгорание топлива в макетах твэлов

Макет	Флюенс нейтронов, $\times 10^{21} \text{ см}^{-2}$		Выгорание, %	
	с энергией более 0,1 МэВ	с энергией более 1,0 МэВ	по урану-235	тяжёлых атомов
Первое облучательное устройство				
Верхний	1,20	0,51	7,3	0,61
Средний	1,78	0,74	10,7	0,90
Нижний	1,44	0,62	8,8	0,74
Второе облучательное устройство				
Верхний	2,15	0,91	13,4	1,12
Средний	3,75	1,51	20,7	1,85
Нижний	3,12	1,31	18,0	1,58

Реакторные испытания макетов твэлов с оксидным топливом при максимальных проектных значениях температуры оболочки в режиме форсированного энерговыделения завершены, ампулы с макетами будут переданы для последующих материаловедческих исследований.

*Н.К. Калинина, Т.В. Шушакова, В.Г. Нагайцев,
А.Н. Щучкин, С.В. Серёдкин, С.А. Сазонтов,
Н.Р. Насыров, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов*

РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ МАКЕТА РАБОЧЕГО ОРГАНА СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА С ГАЗОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Для того чтобы провести в реакторе СМ ампульные испытания макета рабочего органа комплексной системы управления и защиты реактора с газовым теплоносителем, необходимо было выполнить большой объём подготовительных работ: оптимизировать конструкцию облучательного устройства и выбрать параметры облучения для обеспечения технических требований по скорости выгорания топлива и температуре облучения в макете, по результатам расчётов определить оптимальную конфигурацию облучательного устройства и время облучения, обеспечивающие выполнение заданных технических требований.

В составе облучательного устройства испытывался модифицированный макет рабочего органа с таблетками поглотителя из карбида бора, изготовленного на основе бора аморфного природного состава. Облучательное устройство было размещено во второй ячейке отражателя активной зоны реактора СМ в ближнем от активной зоны ряду. Конструкция устройства состояла из подвески с фланцем для крепления на крышке реактора, экрана и рабочего участка, представляющего собой ампулу из нержавеющей стали, содержащую макет рабочего органа комплексной системы управления и защиты. Снаружи ампула омывалась теплоносителем первого контура реактора СМ. Газовая полость ампулы, заполненная гелием под давлением $(0,01–3,00)10^5$ Па, была подключена к газовакуумному стенду реактора СМ, что в процессе проведения эксперимента обеспечивало возможность регулирования температурного режима облучения в широком диапазоне. Достигалось это путём изменения давления в полости ампулы, состава газовой среды или вакуумированием полости ампулы. Для того чтобы снизить энерговыделение в таблетках поглотителя, снаружи ампулы располагался нейтронопоглощающий экран из бористой засыпки и нержавеющей стали. Схема макета рабочего органа комплексной системы управления и защиты реактора с газовым теплоносителем представлена на рис. 1.23.

В ходе нейтронно-физических расчётов определены параметры ампульных испытаний макета рабочего органа в составе облучательного устройства, а именно:

- ◆ плотность потока нейтронов в трёхгрупповом разбиении;
- ◆ радиационное энерговыделение в поглотителе и элементах конструкции облучательного устройства;
- ◆ зависимость среднего выгорания бора-10 в макете рабочего органа от времени облучения;

- ◆ время облучения, необходимое для достижения в макете рабочего органа усреднённого по высоте поглотителя значения выгорания бора-10, равного 1,1 %;
- ◆ зависимость среднего значения выгорания бора-10 в макете рабочего органа от радиуса;
- ◆ эффекты реактивности от загрузки облучательного устройства.

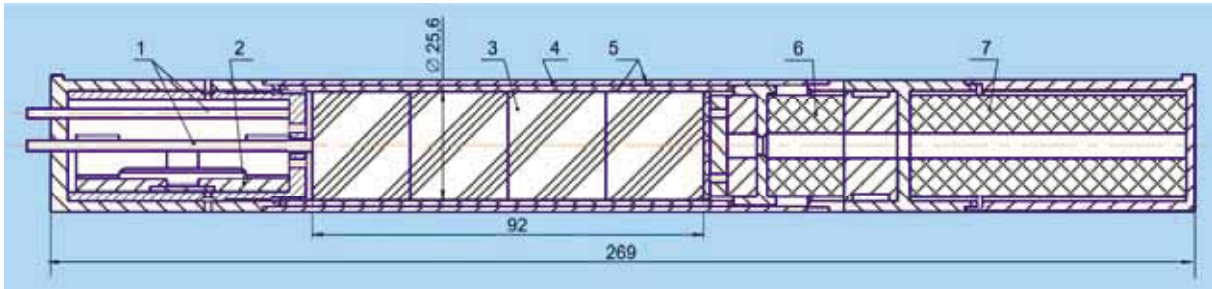


Рис. 1.23. Схема макета рабочего органа комплексной системы управления и защиты:
 1 — термоэлектрические преобразователи; 2 — образец сварного шва для испытаний на прочность; 3 — сердечник из четырёх таблеток; 4 — оболочка; 5 — фольга; 6 — сжимаемый компенсатор; 7 — несжимаемый компенсатор

Нейтронно-физические расчёты выполнены с помощью пакета прикладных программ MCU (версия MCU-RFFI/A [1]), который позволяет решать уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией. Сечения взаимодействия нейтронов в диапазоне значений энергии от 1 эВ до 10,5 МэВ представлены в формате системы констант БНАБ [2], информация о резонансных характеристиках сечений — в виде подгрупповых параметров. Расчёты радиационного энерговыделения выполнены с помощью ещё одной версии того же пакета — программы MCU-RR, позволяющей реализовывать совместное моделирование траекторий нейтронов и гамма-квантов в трёхмерной геометрии. Расчёты изменения нуклидного состава поглотителя макета рабочего органа и материала поглощающего экрана выполнены с помощью модуля BURNUP [3].

Среднее значение выгорания нуклида бора-10 в таблетке поглотителя при облучении в реакторе определяли по формуле

$$\bar{b}(t) = \frac{\rho(0) - \bar{\rho}(t)}{\rho} \cdot 100, \quad (1.1)$$

где t — время облучения, сут;

$\bar{b}(t)$ — среднее выгорание нуклида бора-10 в момент времени t , %;

$\bar{\rho}(t)$ — средняя концентрация нуклида бора-10 в таблетке поглотителя с природной смесью изотопов бора в момент времени t , см⁻³;

$\rho(0)$ — средняя концентрация нуклида бора-10 в таблетке поглотителя с природной смесью изотопов бора в нулевой момент времени t , равна 0,02039 см⁻³.

ρ — концентрация бора-10 в таблетке поглотителя с бором, обогащённым по изотопу бора-10 до 95 %; равна 0,09784 см⁻³.

В результате расчётов получили, что среднее выгорание достигает значения 1,1 % примерно через 200 сут облучения при мощности реактора 90 МВт. Зависимость среднего выгорания бора-10 в макете рабочего органа комплексной системы управления и защиты от времени облучения представлена на рис. 1.24.

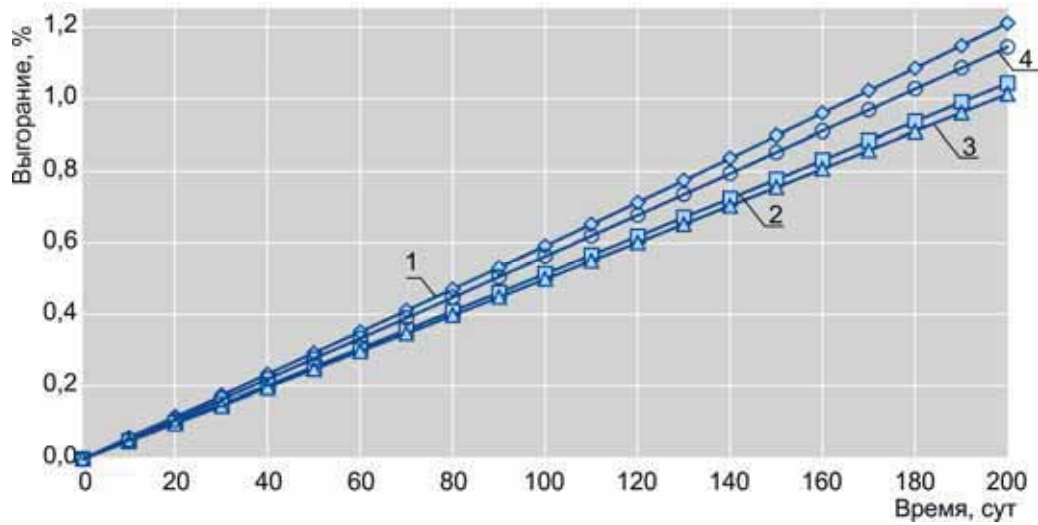


Рис. 1.24. Зависимость среднего выгорания бора-10 по объёму четырёх таблеток поглотителя (с указанием их номеров по возрастанию согласно расположению в макете от его низа) от времени облучения

На рис. 1.25 приведены графики функции

$$\bar{b}(r, t) = \frac{\int_{r=-4,6}^{1,28} \int_{r=-4,6}^{4,6} b(R, Z, t) R dR dZ}{\int_{r=-4,6}^{1,28} \int_{r=-4,6}^{4,6} R dR dZ}, \quad (1.2)$$

где R, Z — цилиндрические координаты, ось которых расположена вертикально и совмещена с осью таблеток поглотителя, а начало оси расположено в средней плоскости активной зоны: значение Z варьируется от $-4,6$ до $4,6$ см, а значение R — от 0 до $1,28$ см;

$\bar{b}(r, t)$ — среднее выгорание нуклида бора-10 в момент времени t в объёме поглотителя, ограниченном его нижним и верхним торцами (Z) и цилиндрическими поверхностями с радиусами, равными r ($0 \leq r \leq 1,28$) и R , %;

$b(R, Z, t)$ — выгорание нуклида бора-10 в момент времени t в точках с координатами R и Z , %.

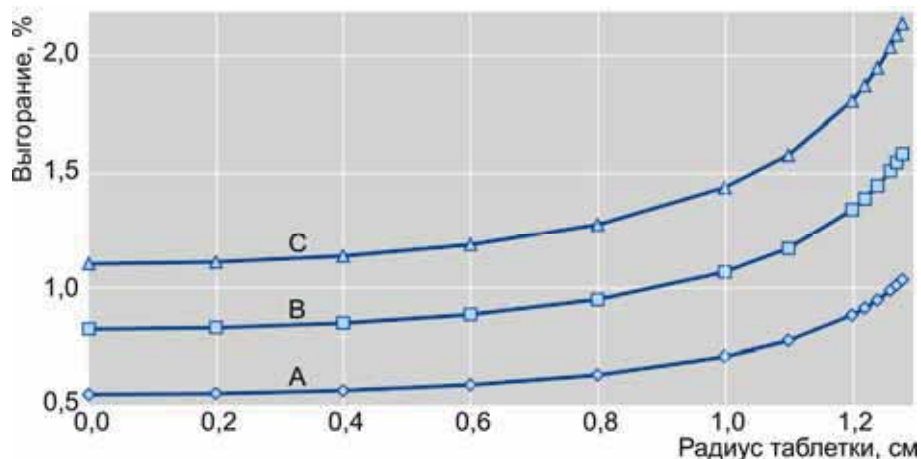


Рис. 1.25. Изменение среднего выгорания бора-10 по радиусу таблетки после облучения в течение 100 (A), 150 (B) и 200 (C) сут

Целью теплофизических расчётов был подбор геометрических размеров облучательного устройства для обеспечения технических требований по температуре испытаний макета рабочего органа во второй ячейке отражателя активной зоны реактора СМ. Теплофизические расчёты были проведены с использованием программного комплекса конечно-элементного анализа ANSYS Mechanical [4]. Расчёт выполнен без учёта температурного расширения и радиационного распухания элементов конструкции устройства в процессе облучения, в осесимметричной постановке, с учётом радиационного теплообмена между элементами конструкции облучательного устройства. Результаты расчёта температуры элементов конструкции облучательного устройства, находящихся на уровне центральной плоскости активной зоны, представлены на рис. 1.26–1.27.

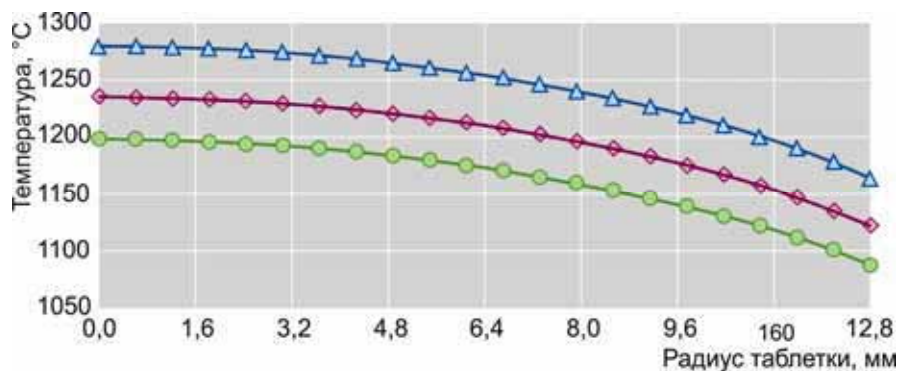


Рис. 1.26. Распределение температуры по радиусу таблеток поглотителя в начале (●) и после облучения в течение 100 (◇) и 200 (△) эфф. сут

Были проведены нейтронно-физические и теплофизические расчёты облучательного устройства с макетом рабочего органа комплексной системы управления и защиты (с таблетками поглотителя из карбида бора, изготовленного на основе бора аморфного природного состава). По результатам расчётов определена оптимальная конфигурация облучательного устройства. Для достижения требуемых параметров режима облучения необходимо использовать комбинированный экран из нержавеющей стали диаметром 68 мм и с толщиной стенки, равной 9 мм, и засыпать карбид бора в кольцевой зазор в контейнере, образованный трубами из стали марки 12X18H10T. Диаметр труб должен быть равен 43 и 54 мм, толщина стенок каждой трубы — 1,5 мм.

Требуемое значение выгорания бора-10 для оптимизированной конструкции облучательного устройства обеспечивается при облучении в течение около 200 эфф. сут. Из проведённого расчётного анализа следует, что при увеличении времени облучения происходит повышение энерговыделения в элементах конструкции облучательного устройства за счёт выгорания бора в используемом экране. Но температура элементов конструкции, несмотря на рост энерговыделения, будет находиться в заданном техническими требованиями диапазоне.

Температура, °C

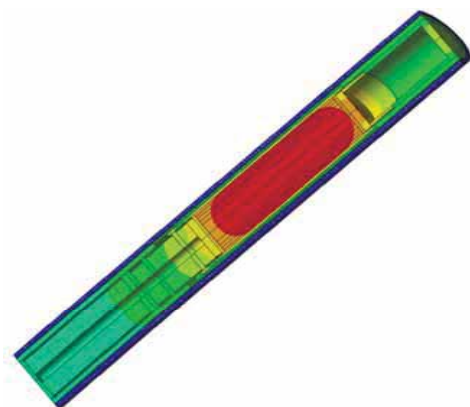
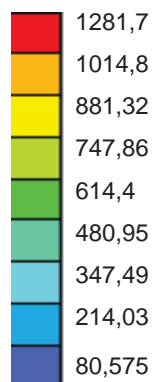


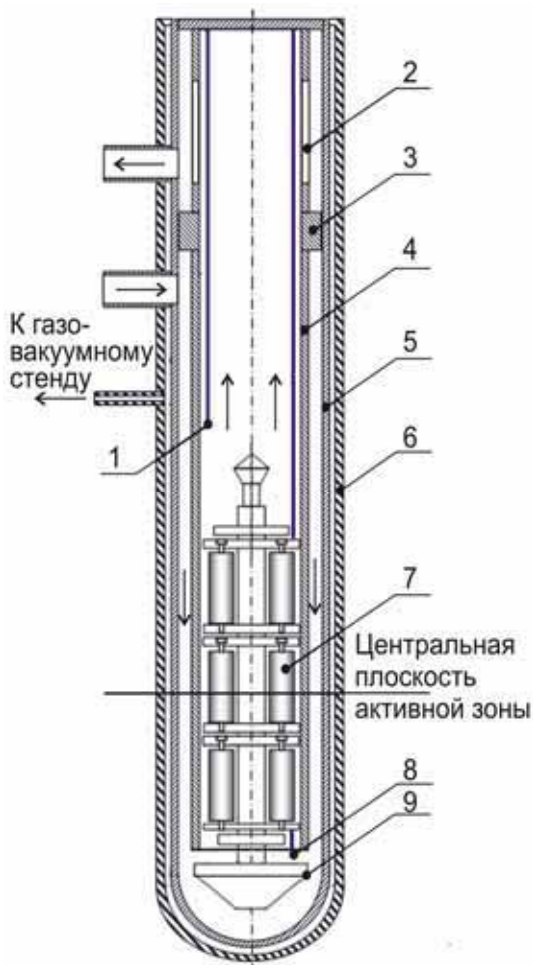
Рис. 1.27. Распределение температуры на элементах конструкции облучательного устройства на момент окончания облучения

Список литературы

1. Гомин Е.А. Статус МСУ-4 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.
2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н., Групповые константы для расчёта ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1964. — 139 с.
3. Юдкевич М.С. Программа BURNUP для расчёта изменения изотопного состава реактора в процессе компиляции: препринт ИАЭ-6048/5. — М.: Российский научный центр «Курчатовский институт», 1997. — 14 с.
4. Басов К.А. ANSYS для конструкторов. — М.: Издательство «ДМК-Пресс», 2009. — 248 с.

В.Е. Алексеев, С.В. Серёдкин, В.В. Пименов

РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ОБРАЗЦОВ ПЭЛОВ ПЕРСПЕКТИВНОЙ КОНСТРУКЦИИ



Целью испытаний в реакторе СМ макетов усовершенствованных поглощающих элементов рабочих органов системы управления и защиты реактора ВВЭР были исследования радиационной стойкости пэлов и сварных соединений, выполненных контактно-стыковым способом, сопоставление результатов, полученных после облучения этих сварных соединений, с имеющимися данными по облучению сварных соединений, выполненных аргонодуговым способом.

С октября 2014 по март 2015 года проведён первый этап реакторных испытаний макетов пэлов в составе специально сконструированного разборного облучательного устройства (рис. 1.28) в высокопоточном канале высокотемпературной петлевой установки ВП-3 реактора СМ в условиях, приближенных к реальным.

Рис. 1.28. Схема облучательного устройства с макетами пэлов: 1 — два ТЭП для измерения температуры теплоносителя выше рабочего участка; 2 — окна для прохода теплоносителя; 3 — узел уплотнения; 4 — подвеска-разделитель потока; 5 — внутренний корпус канала; 6 — наружный корпус канала; 7 — кассета с макетами пэлов; 8 — два ТЭП для измерения температуры теплоносителя ниже рабочего участка; 9 — страховочная корзина

Для измерения давления и расхода теплоносителя использовались два датчика давления и два расходомера, смонтированные на трубопроводе петлевой установки на входе в канал. Давление теплоносителя в течение всего времени испытаний составляло 16,1 МПа, расход — 4,5 м³/ч, что соответствует скорости теплоносителя, равной 2,5 м/с, максимальная плотность потока нейтронов с энергией более 0,1 МэВ была равна $4,15 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Почти всё время реакторных испытаний температура теплоносителя (дистиллированная вода), омывающего макеты пэлов, находилась в диапазоне от 290 до 310 °С. Параметры испытаний макетов для типичной кампании представлены на рис. 1.29.

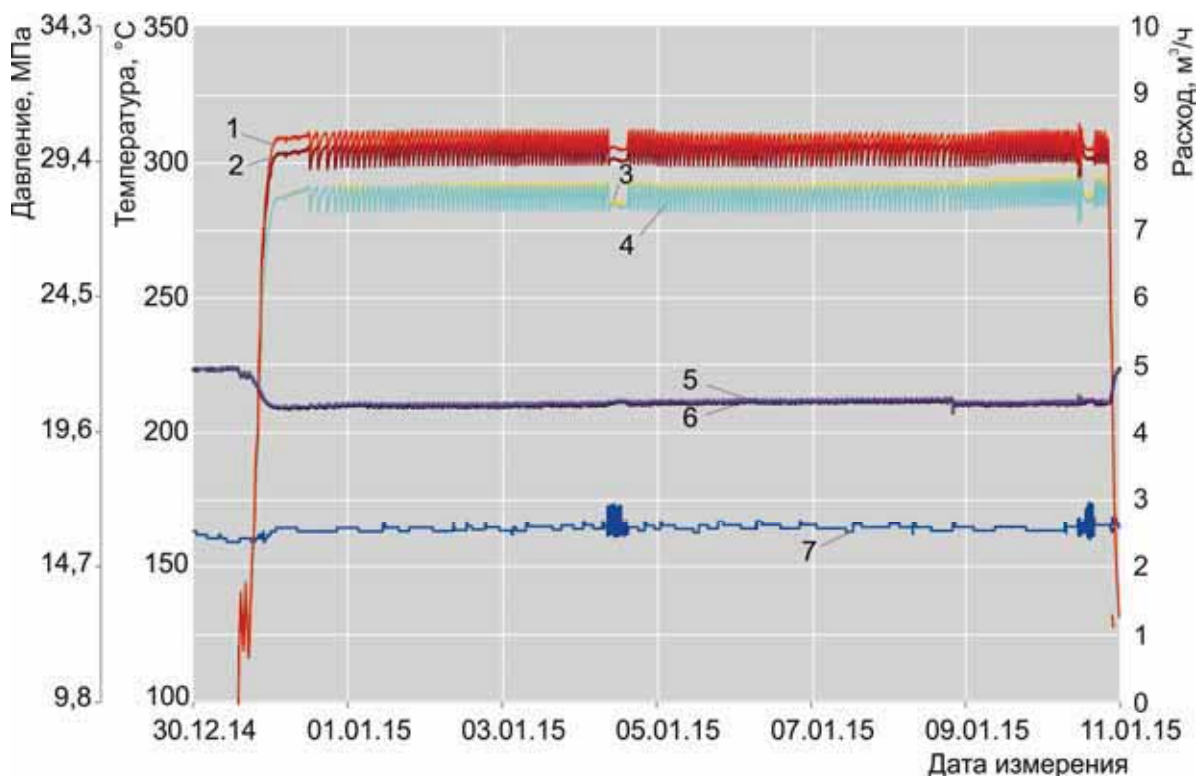


Рис. 1.29. Изменение температуры (1–4), расхода (5–6) и давления (7) теплоносителя во время испытаний макетов пэлов в течение седьмой кампании

Макеты испытывались в течение тринадцати кампаний, общее время испытаний составило 124,8 эфф. сут при мощности реактора, равной 90 МВт. Расчётное значение флюенса быстрых нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ) для сердечников макетов пэлов составило $(1,98–4,47) \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$.

Визуальный осмотр образцов после облучения показал, что все они сохранили форму, в области сварных соединений не обнаружено каких-либо особенностей и отклонений от первоначального вида. Но измерение диаметров макетов в области сварных соединений показало увеличение в среднем на 0,06–0,07 мм диаметра всех образцов.

Предполагается продолжить испытания до достижения значения максимального флюенса нейтронов с энергией более 0,1 МэВ, равного $4,0 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$.

Н.К. Калинина, В.Г. Нагайцев, С.В. Серёдкин,
А.Н. Щучкин, Т.В. Шушакова, С.А. Сазонтов,
Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ДОСПЕКАЕМОСТИ УРАНОВОГО ОКСИДНОГО ТОПЛИВА С КРУПНЫМ РАЗМЕРОМ ЗЕРНА

Конкурентоспособность и эффективность использования топлива в энергетических реакторах определяется уровнем достигнутого выгорания топлива. Современные конструкции твэлов должны обеспечить выгорание до 70 ГВт·сут/т. Увеличение длительности кампании требует разработки и лицензирования тепловыделяющих элементов с повышенным эксплуатационным ресурсом. Работоспособность твэлов при высоких значениях выгорания топлива во многом определяется поведением сердечника, его физико-механическими, физико-химическими, теплофизическими свойствами, радиационной стойкостью, способностью к удержанию продуктов деления и прочим. Напряжение на оболочке твэла, ограничивающее её служебные характеристики в стационарных и переходных режимах эксплуатации, зависит от давления газообразных продуктов деления и силового взаимодействия топлива и оболочки. Одним из способов повышения работоспособности твэлов является оптимизация структуры и состава оксидного топливного сердечника. Вполне естественно, что все технологические разработки по оптимизации структуры и состава топлива должны сопровождаться исследованием его служебных свойств, важнейшими из которых являются характеристики радиационной ползучести сердечника, определяющие напряжение на оболочке, оценку вклада радиационного доспекаания в общую деформационную картину и, соответственно, ресурс эксплуатации твэла.

В настоящее время для уменьшения выхода газообразных продуктов деления используют топливо с крупным размером зерна и малой долей открытой пористости, но данные по влиянию размера зерна на характеристики радиационной ползучести и доспекаемости диоксида урана, необходимые для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния оболочки при взаимодействии топлива и оболочки, отсутствуют. Поэтому целью этой работы было создание методики и экспериментальных средств исследования радиационной доспекаемости оксидного топлива, а также их апробация в реакторе РБТ-6.

Выбор условий облучения образцов и технических требований к методике и экспериментальным средствам

Минимальные значения температуры на поверхности топлива могут быть определены исходя из температуры теплоносителя и перепадов температуры в оболочке и зазоре между оболочкой и топливом. Максимальная температура сердечника не должна превышать значение температуры плавления с коэффициентом запаса 1,3. В зависимости от положения твэла в активной зоне реактора ВВЭР-1000, выгорания и состояния зазора между топливом и оболочкой температура сердечника на поверхности меняется в течение кампании от 380 до 700 °С, а в центре — от 1200 до 1550 °С.

В твэлах реактора ВВЭР-1000 среднее энерговыделение в топливе равно примерно 450 Вт/см³ и может незначительно меняться в разных компоновках активной зоны. Для исследования влияния энерговыделения (плотности делений) на скорость радиационной ползучести интерес представляет интервал значений от 350 до 550 Вт/см³, что соответствует скорости реакций деления (плотности делений) в топливе $(1,1-1,7)10^{13} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$. При значении обогащения диоксида урана по урану-235 в 4,5 % указанные значения энерговыделения и плотности делений реализуются в потоке тепловых нейтронов с плотностью $(1,8-2,9)10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Указанные

значения плотности потока тепловых нейтронов приведены для выбора места (канала) загрузки установки и могут быть уточнены с учётом вклада делений промежуточными нейтронами.

При стационарном режиме работы и отсутствии радиального зазора в твэле, напряжение на оболочке определяется распуханием и стационарной радиационной ползучестью внешнего слоя сердечника с температурой ниже температуры перехода из хрупкого состояния в пластичное при заданной скорости нагружения. Скорость деформации сердечника при стационарных условиях эксплуатации твэла примерно 10^{-6} – 10^{-5} ч⁻¹. Напряжение в сердечнике обычно не превышает 40 МПа. Температура хрупкопластичного перехода лежит в пределах от 1100 до 1200 °С. При температуре ниже 600–700 °С скорость радиационной ползучести диоксида урана практически постоянна. Учитывая это, были выбраны следующие условия, при которых должны быть проведены экспериментальные исследования вклада доспекаемости образцов ядерного топлива:

Энерговыведение	350–550 Вт/см ³
Плотность деления	$(1,1–1,7)10^{13}$ см ⁻³ ·с ⁻¹
Плотность потока тепловых нейтронов при обогащении топлива 4,5 % по урану-235	$(1,8–2,9)10^{13}$ см ⁻² ·с ⁻¹
Температура топлива:	
максимальная	700 °С
минимальная	500 °С

На основании приведённых данных и нормативной документации по методам внутривыпускных испытаний [1] можно сформулировать требования к экспериментальным средствам и основным параметрам испытаний на ползучесть ядерного топлива:

Рабочая температура	500–700 °С
Относительная приведённая погрешность измерения температуры	3 %
Абсолютная погрешность поддержания температуры на заданном уровне	± (5–10) °С
Плотность деления, см ⁻³ ·с ⁻¹	До $1,7 \cdot 10^{13}$
Относительная приведённая погрешность определения плотности деления	Менее 30 %
Напряжение	Без нагрузки
Относительная приведённая погрешность измерения нагрузки	2 %
Диапазон измеряемых перемещений	± 500 мкм
Абсолютная погрешность измерения перемещений	± (1–2) мкм

Для проведения испытаний на ползучесть использовали образцы ядерного топлива в виде цилиндрических втулок с внешним диаметром, равным 7,56 мм, внутренним — примерно 4,5 мм, высотой 9,7–11 мм. Образцы были изготовлены в АО «ВНИИНМ» путём механической обработки таблеток диоксида урана с размером зерна 25 мкм [1].

Методика исследования доспекаемости была разработана с учётом опыта работ по исследованию ползучести уранового оксидного топлива, проводимых в АО «ГНЦ НИИАР» [2]. На рис. 1.30 представлена нижняя часть облучательного устройства для исследования ползучести оксидного топлива.

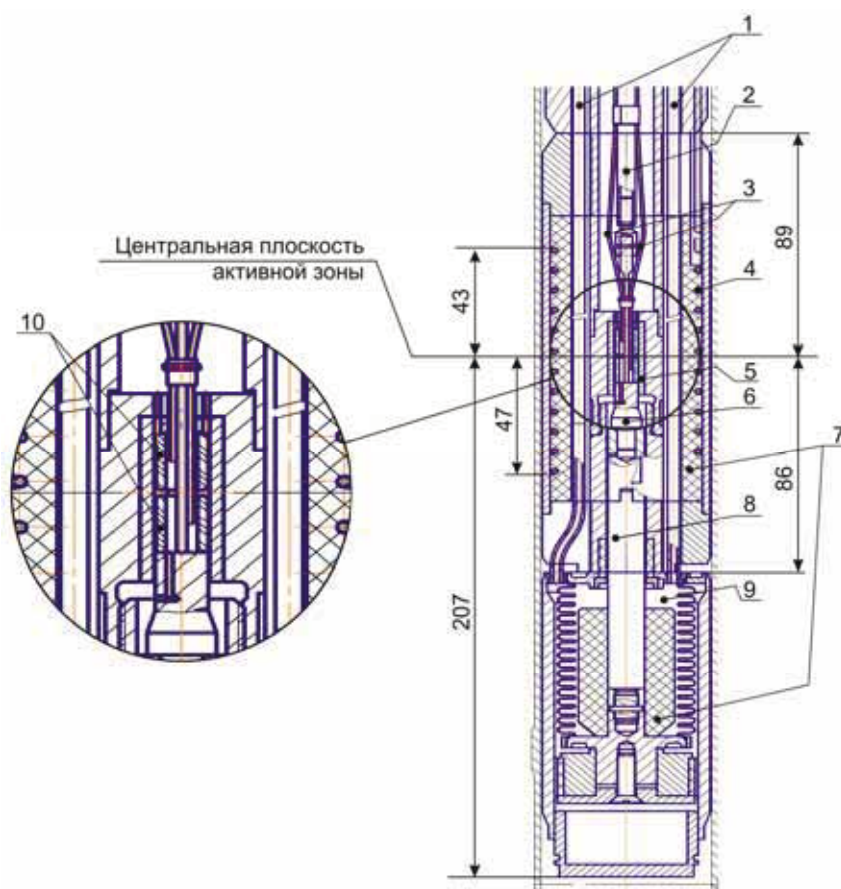


Рис. 1.30 Общий вид рабочего участка облучательного устройства: 1 — газовые линии; 2 — удлинитель; 3 — термоэлектрические преобразователи; 4 — нагреватель; 5 — гильза из молибдена; 6 — наконечник; 7 — графит; 8 — толкатель; 9 — сильфон; 10 — образцы

Используемая методика предполагает непрерывное измерение изменения высоты облучаемого образца, находящегося под воздействием постоянного сжимающего усилия. Для оценки вклада доспекаания данное облучательное устройство было модифицировано: удалён толкатель, создающий давление на образцы, изменено количество используемых образцов (с двух до десяти). Увеличение размеров топливного сердечника позволит точнее оценивать вклад деформации, приходящейся на каждый образец в процессе реакторного облучения (рис. 1.31).

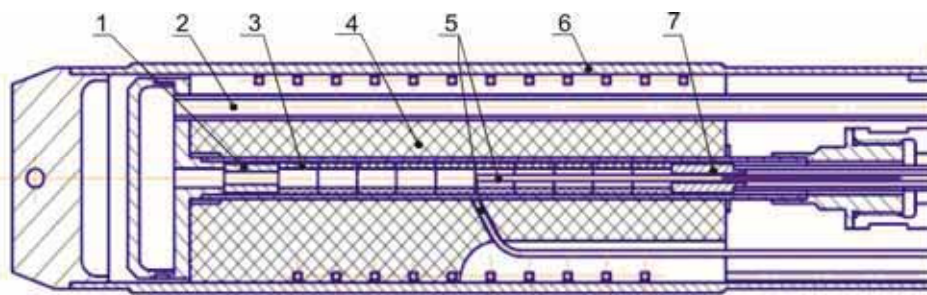


Рис. 1.31. Основные элементы модифицированного облучательного устройства для исследования доспекаемости топливных образцов: 1 — втулка нижняя из стали марки 12X18H10T; 2 — газовая линия; 3 — образец диоксида урана; 4 — нагреватель; 5 — термоэлектрические преобразователи; 6 — корпус узла; 7 — втулка верхняя из стали марки 12X18H10T

Образцы размещены по обе стороны от центральной плоскости активной зоны, датчик перемещения и узел герметизации — выше центральной плоскости активной зоны на расстоянии 1100 и 1300 мм соответственно. Верхний конец топливного сердечника соединён с датчиком перемещения стальной трубкой. В центральном отверстии трубки установлен термоэлектрический преобразователь типа хромель-алюмель [3], а на корпусе рабочей части — нагреватель, состоящий из графитового цилиндра, в пазах которого уложен нагревательный кабель. Нагреватель оснащён двумя хромель-алюмелевыми термоэлектрическими преобразователями для регулирования температуры испытаний. Трубка для заполнения внутренней полости газовой средой также выходит через верхний фланец, и на ней вблизи от фланца установлен запорный вентиль.

В верхней части стального корпуса облучательного устройства расположен держатель индуктивного датчика перемещений «ПИРТ» [4]. Для изменения положения корпуса датчика (настройки на диапазон измерения) предусмотрена гайка и пружина, установленная между корпусом датчика и держателем. Деформация топливного сердечника в процессе облучения передается преобразователю через стальную трубку. После установки штатных образцов и настройки датчика перемещений на рабочий диапазон соединение подвески облучательного устройства и корпуса рабочей полости герметизируется сваркой.

После загрузки в реактор облучательное устройство подключают к информационно-измерительной системе, предназначенной для контроля и управления исследованиями по доспекаемости топлива в реакторе РБТ-6. Составные части системы размещены следующим образом: в специальном помещении находится системный блок компьютера с монитором; на стенде «Корпус» центрального зала установлен интерфейсный блок информационно-измерительной системы; стенд подачи давления размещён рядом с интерфейсным блоком и соединён газовой линией с газово-вакуумным стендом реактора РБТ-6. На рис. 1.32 показана схема размещения облучательного устройства в центральном зале здания, соединение облучательного устройства с информационно-измерительной системой, газовыми линиями и термоэлектрическими преобразователями. Кроме того, нагреватель и один термоэлектрический преобразователь соединены с системой управления, включающей автотрансформатор и многоканальный терморегулятор, размещённые в стенде «Корпус».

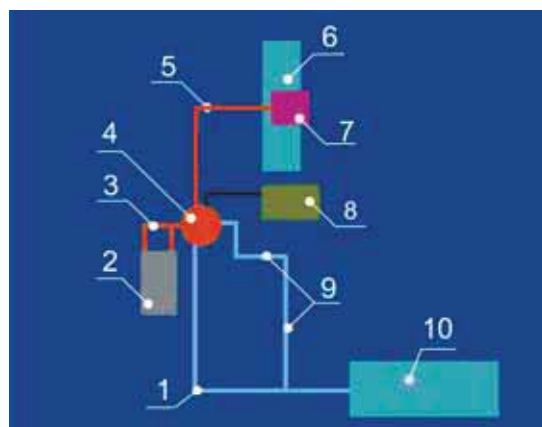


Рис. 1.32. Схема размещения и соединения вне реакторных устройств: 1 — первая газовая линия; 2 — клеммник; 3 — два термоэлектрических преобразователя; 4 — облучательное устройство; 5 — термоэлектрический преобразователь; 6 — стенд «Корпус»; 7 — блок управления нагревателем; 8 — интерфейсный блок; 9 — вторая газовая линия; 10 — газовакуумный стенд

Обработка и первичный анализ результатов исследования

Исходной информацией для обработки результатов будет являться зависимость изменения деформации образцов от календарного времени [5]. И хотя полный анализ ещё не проведён, уже можно отметить, что при стабильной температуре ($\pm 2^\circ\text{C}$) на топливных образцах температура на корпусе нагревателя изменяется гораздо значительно ($\pm 10^\circ\text{C}$), что можно объяснить воздействием работающего

рядом реактора СМ, выход в режим и остановка которого влияют на распределение температуры в облучательном устройстве (рис. 1.33). После завершения эксперимента по исследованию радиационной дospelеваемости уранового оксидного топлива была выполнена остановка реактора по регламентированному режиму, не допускающему изменение температуры на образцах со скоростью более чем 20 °С/мин. Показания термоэлектрического преобразователя при выходе на мощность и остановке реактора представлены на рис. 1.34–1.35.

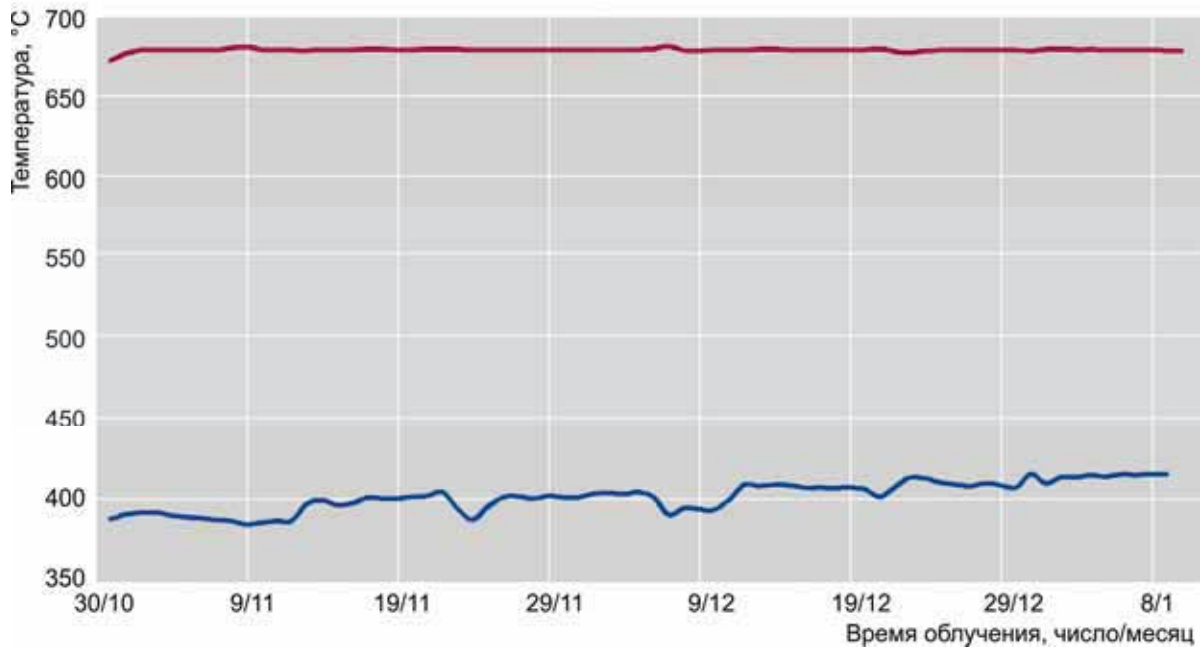


Рис. 1.33. Изменение температуры на образцах (—) и корпусе нагревателя (—) при радиационном доспекании от времени облучения

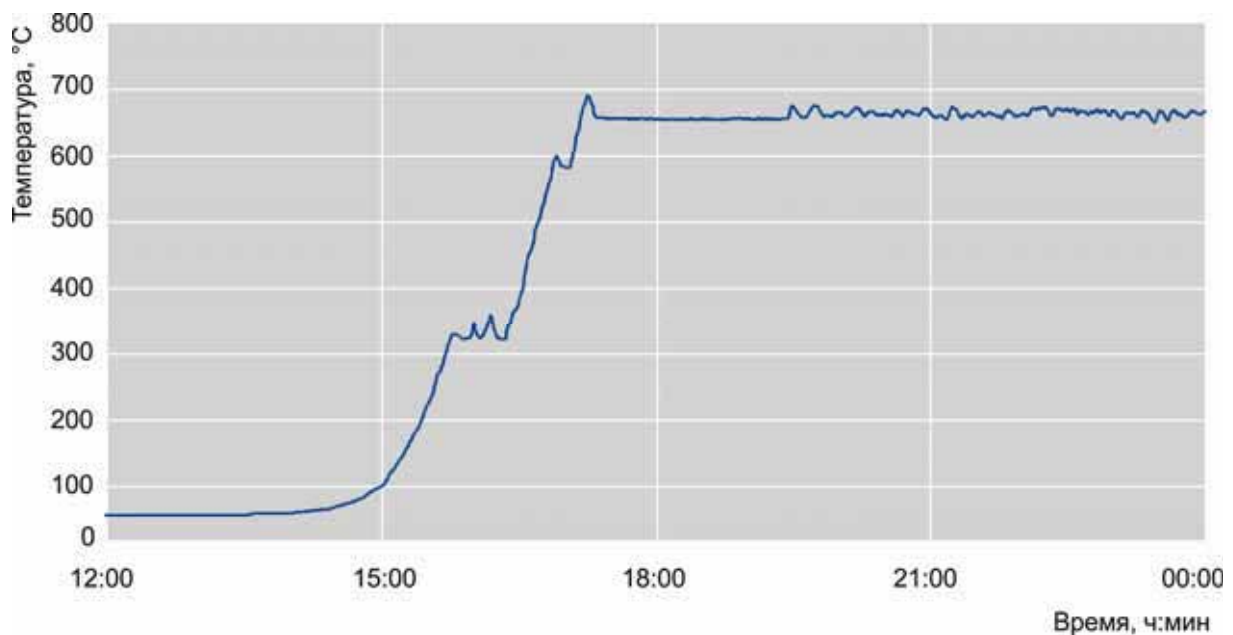


Рис. 1.34. Изменение температуры на топливных образцах при выводе реактора РБТ-6 на мощность

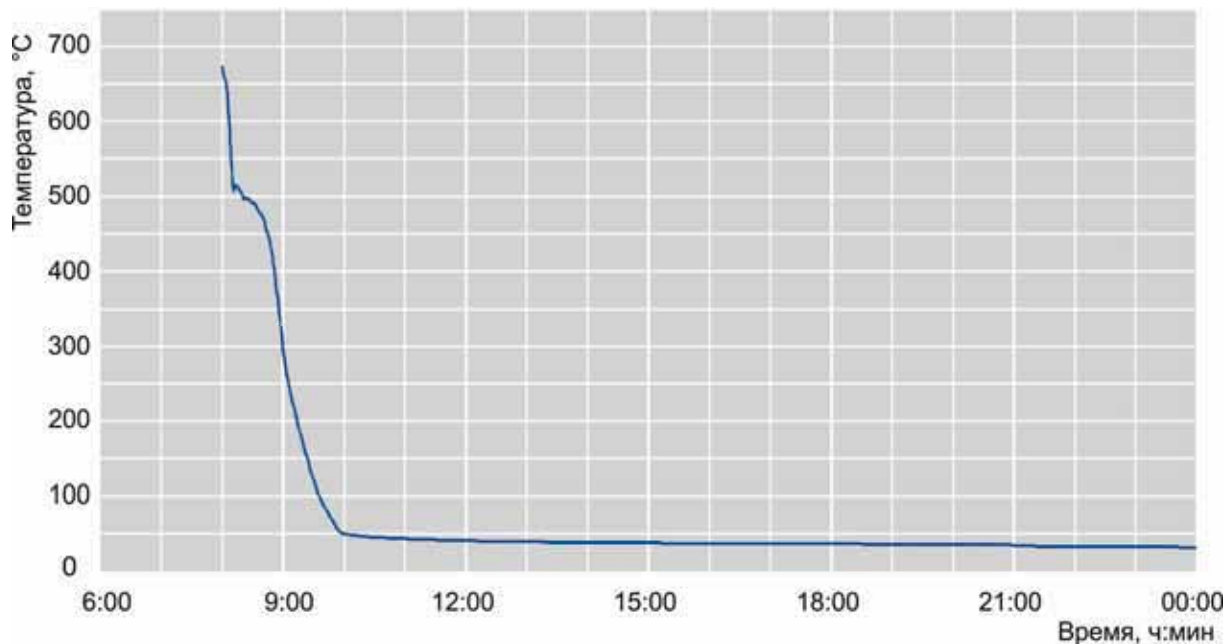


Рис. 1.35. Изменение температуры на топливных образцах при остановке реактора РБТ-6

Для исследования радиационной дospelекаемости уранового оксидного топлива с большим размером зерна разработана методика реакторных исследований, рассчитанная на проведение испытаний в каналах реактора РБТ-6 образцов в виде тонкостенных втулок, наружный диаметр которых составляет 7,545–7,550 мм, внутренний — 4,50–4,60 мм и высота которых равна 9,7–11,0 мм, при температуре 500–700 °С, без сжимающих нагрузок, при плотности потока тепловых (с энергией менее 0,5 эВ) нейтронов, равной $(1,8–2,9)10^{13} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$, и энерговыделении, равном 350–400 Вт/см³. Методика основана на использовании разработанного облучательного устройства с аттестованными датчиками измерения давления, перемещения и температуры и внереакторных технических средств, включающих информационно-измерительную систему, газовакуумный стенд реактора РБТ-6 и стенд регулирования температуры электронагревателем.

Проведены нейтронно- и теплофизические расчёты в программе ANSYS, которые позволили получить значения энерговыделения в материалах облучательного устройства и определить необходимые зазоры между корпусом облучательного устройства и экспериментальным каналом для достижения необходимых значений температуры реакторных испытаний. Подготовлена техническая документация на изготовление облучательных устройств, включающая чертёж общего вида, чертежи сборочных единиц (нагружающее и измерительное устройства), рабочие чертежи для изготовления деталей (деталировка) и спецификацию. Разработаны инструкции, в которых указан порядок сборки облучательного устройства и порядок проверки его работоспособности перед загрузкой в реактор.

Разработана и изготовлена информационно-измерительная система для проведения реакторных экспериментов с использованием программного пакета LabView, включающая в себя первичные преобразователи (датчики), электрические схемы для питания датчиков, системы детектирования и нормализации сигналов, амплитудно-цифровые преобразователи, микроконтроллер, управляющий и регистрирующий компьютер и программное обеспечение. В дальнейшем планируется получить диаграммы деформации топлива для подтверждения работоспособности методики и средств измерения.

Список литературы

1. Патент 2376665, Российская Федерация, МПК G21C 3/62. Таблетка ядерного топлива высокого выгорания и способ её изготовления / Кулешов А.В., Новиков В.В., Михеев Е.Н. и др. // Бюл. «Изобретения. Полезные модели», 2009. № 35. С. 885–886.
2. Ильиных Г.А., Серёдкин С.В. Методика и результаты исследования радиационной ползучести уранового оксидного топлива с большим размером зерна при температуре 700–1050 °С. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 37–44. — 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: 03.06.2016.
3. ГОСТ Р 8.585-2001. Термопары. Номинальные статические характеристики преобразования. — М.: Госстандарт России, 2001. — 78 с.
4. Малыгин В.Б., Ремезов В.Н., Силин А.А. и др. Обобщение опыта эксплуатации преобразователей перемещения при внутриканальных исследованиях. — Сборник научных трудов Московского инженерно-физического института «Испытания реакторных материалов» / по ред. Ю.В. Милосердина. — М.: Энергоатомиздат, 1988. С. 34–36.
5. Малыгин В.Б., Михеев Е.Н., Федотов А.В. и др. Результаты реакторных исследований радиационной ползучести уранового оксидного топлива с большим размером зерна при температурах 700–1050 °С. — Сборник тезисов докладов X Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 27–31 мая 2013 года. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. С. 18.

Г.А. Ильиных, С.В. Серёдкин, А.Л. Ижutow

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛЗУЧЕСТИ И КРАТКОВРЕМЕННЫХ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СПЛАВА ВЖЛ-14 В УСЛОВИЯХ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ РБТ-6

Изучение механических характеристик материалов, эксплуатируемых в сложных температурных и силовых режимах при воздействии радиационно повреждающих факторов, является важной и актуальной задачей проводимых в АО «ГНЦ НИИАР» исследований. Особенно важны такие исследования для вновь создаваемых материалов.

В рамках изучения характеристик разрабатываемых конструкционных жаропрочных материалов было исследовано влияние облучения на механические свойства сплава ВЖЛ-14. Цель работы заключалась в экспериментальном определении зависимости деформации ползучести от времени испытания и кратковременных механических свойств сплава ВЖЛ-14 при растяжении в условиях облучения в реакторе РБТ-6 при температуре 750 и 850 °С. Объектом исследования являлись образцы из жаропрочного литейного сплава на никелевой основе ВЖЛ-14. Образец для испытаний на растяжение (рис. 1.36) состоял из трёх элементов, соединённых сваркой. Два концевых элемента с отверстиями предназначены для приложения к образцу растягивающей силы. Средний элемент

имел рабочую цилиндрическую часть диаметром 2,5 мм. Длина рабочей части образца составляла 13 мм.

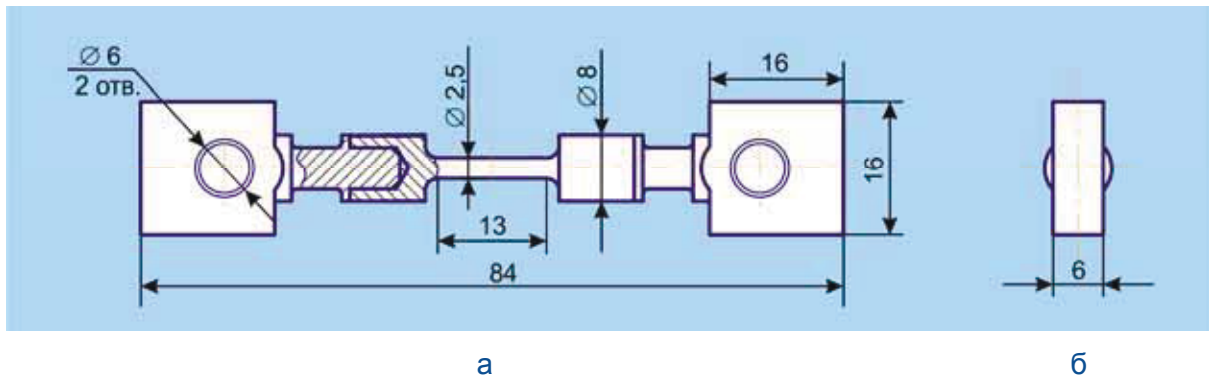


Рис. 1.36. Конструктивная схема образца для испытаний:
а — основной вид; б — вид сбоку

Испытания проводили на экспериментальной установке «Нейтрон-8», предназначенной для проведения как испытаний на ползучесть, так и кратковременных механических испытаний в реакторе и вне его. Установка состоит из нагружающего устройства, состыкованной с ним ампулы с образцом и системы автоматического регулирования и измерения (рис. 1.37). Система автоматического регулирования и измерения, связанная с шаговым двигателем, датчиками перемещения и силы, нагревателем, термоэлектрическими преобразователями, с помощью компьютера обеспечивает заданный температурно-силовой режим и регистрацию всех параметров испытания, а также построение диаграмм ползучести и растяжения в процессе облучения.

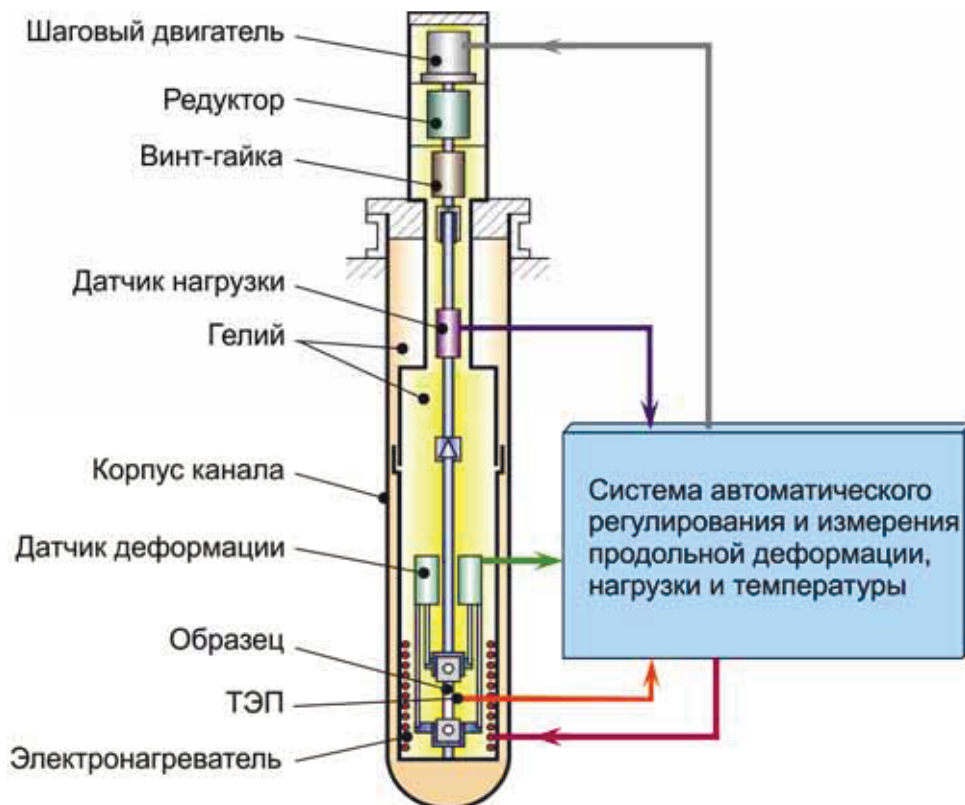


Рис. 1.37. Схема установки «Нейтрон-8»

При проведении испытаний на ползучесть использовали методику одноосного продольного растяжения цилиндрического образца с поддержанием постоянного значения нагрузки. Кратковременные механические испытания при одноосном растяжении выполняли после завершения испытаний на ползучесть при заданной скорости деформации образцов с сохранением начальных условий испытаний. Облучение проводили в центральных каналах активной зоны реактора РБТ-6 в среде гелия. Плотность потока быстрых (с энергией более 0,1 МэВ) нейтронов составляла $(5,23-5,59)10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Испытаниям на ползучесть были подвергнуты двенадцать образцов из сплава ВЖЛ-14. Шесть образцов испытывали при температуре 850 °С и значениях напряжения, равных 147, 120, 100 МПа. Другие шесть образцов испытали при температуре 750 °С и значениях напряжения, равных 294, 230, 210, 180 МПа. После были выполнены кратковременные механические испытания с быстрым разрывом образцов в условиях облучения в реакторе РБТ-6 при температуре 750 и 850 °С.

Результаты проведённых испытаний на ползучесть позволили выявить зависимость накопленной деформации и скорости деформирования от приложенной к образцу нагрузки. Были определены значения скорости установившейся ползучести для каждого испытанного образца. Диапазон значений напряжения при заданных температурных условиях испытаний образцов представлен в виде диаграммы на рис. 1.38.

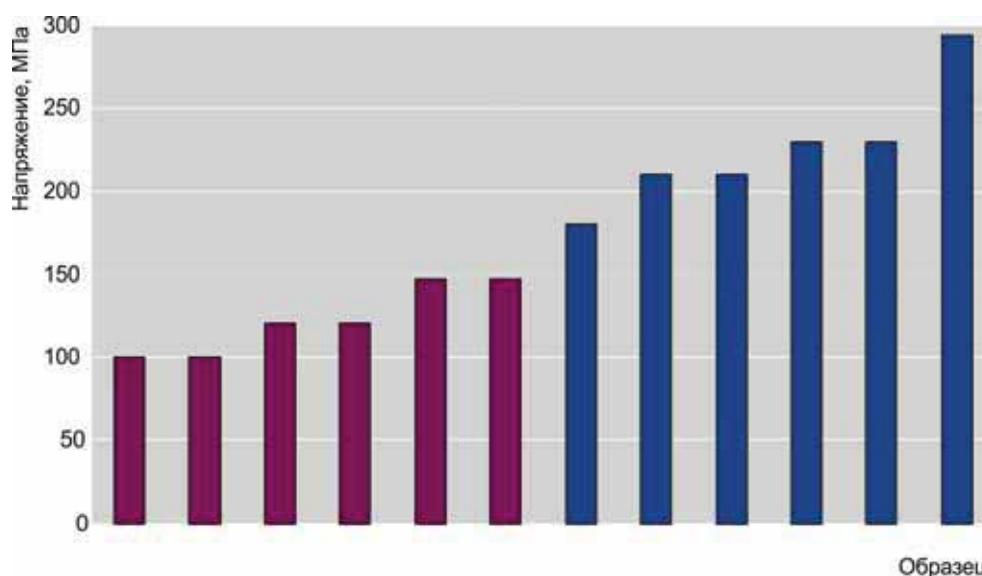


Рис. 1.38. Значения напряжения для двенадцати образцов, испытанных при 750 (■) и 850 °С (■)

В результате проведённых исследований были получены экспериментальные данные о зависимости деформации ползучести от времени испытаний и значения кратковременных механических характеристик исследуемого сплава ВЖЛ-14 при растяжении. Сопоставлены значения скорости установившейся ползучести в зависимости от заданного уровня напряжения. Определены механические характеристики, полученные при кратковременных испытаниях с разрывом образцов. Установлено, что характер разрушения образцов не зависит от величины нагрузки, приложенной на этапе предварительных испытаний на ползучесть. Для материала образцов характерно хрупкое разрушение.

А.А. Нуждов, В.А. Кисляков, П.С. Палачёв

ИСПЫТАНИЯ ЭЛЕКТРОКОРУНДА НА ТЕРМОРАДИАЦИОННУЮ СТОЙКОСТЬ

В соответствии с оценками Международного энергетического агентства потребление энергии в мире в последние десятилетия росло со скоростью 3 % в год. Примерно такой же рост ожидается и в XXI веке. Ядерная энергетика является важной составной частью производства дешевой электроэнергии при условии обеспечения ядерной, физической, экологической и технической безопасности. Развитие ядерной энергетики происходило и происходит в жёсткой конкурентной борьбе как с традиционными технологиями производства электроэнергии, так и с альтернативными (восстанавливаемыми) источниками [1]. Ключевыми в этой борьбе являются вопросы безопасности и экономичности (цены за производимую электроэнергию).

Роль материалов тепловой и одновременно биологической радиационной защиты для нового типа корпусных реакторов на быстрых нейтронах состоит не только в обеспечении эффективной и надёжной защиты персонала и окружающей среды от нейтронной радиации в течение всего периода эксплуатации, но и в решении ключевых вопросов безопасности реакторной установки в соответствии с требованиями норм и правил обеспечения безопасности [2].

На реакторе БОР-60 проведены длительные испытания элемента конструкции тепловой и одновременно биологической радиационной защиты нового реактора на быстрых нейтронах — электрокорунда, материала весьма высокой природной прочности и твёрдости. Для ускоренного выхода на предельную дозовую нагрузку облучение пробы крупки белого электрокорунда с размером зёрна 3, 4 и 5 мм проводили за тепловой защитой второго (страховочного) корпуса и в ячейке активной зоны реактора. Были определены значения активности микропримесей, входящих в состав электрокорунда, поставляемого заводом-изготовителем, и образованных за календарный год продуктов трансмутации исходного нуклидного состава материала; дозы нейтронного облучения (флюенс нейтронов), полученной зёрнами белого электрокорунда во время второго, более длительного облучения в вертикальном экспериментальном канале реактора БОР-60, и плотности нейтронного потока, ежесекундно воздействующего на этот материал. Проведённые исследования показали, что белый электрокорунд, предоставленный для испытаний, с имеющимися в нём примесями может быть отнесён к малоактивируемым материалам.

Именно радиационно-индуцированные явления определяют экономичность и безопасный срок эксплуатации каждого типа реакторов. Основными механизмами деградации и размерной нестабильности материалов в процессе облучения являются смещения атомов в решётке, их последующая миграция и кластеризация, участие в процессах сегрегации, а также эффекты трансмутации. При изготовлении облучательного устройства, предназначенного для облучения крупки в реакторе БОР-60, соответствующие механические воздействия на нижние слои электрокорунда в защите реакторов на быстрых нейтронах были симитированы за счёт давления корундового столба на нижние слои засыпки электрокорунда, высота которой в изготовленном облучательном устройстве составляла около 520 мм.

Установлено, что при достижении значения флюенса нейтронов приблизительно $2 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$, размерная стабильность у зёрен белого электрокорунда сохраняется. Механическая стойкость белого электрокорунда к воздействию радиационного поля реактора позволяет безопасно использовать этот материал в наиболее удалённых поясах биологической защиты, находящихся за корпусом реактора на расстоянии не менее 1 м.

Список литературы

1. Воеводин В.Н. Конструкционные материалы ядерной энергетики — вызов XXI века // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение», 2007. № 2. С. 10–22.
2. НП-071-06. Правила оценки соответствия оборудования, комплектующих, материалов и полуфабрикатов, поставляемых на объекты использования атомной энергии. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору // Ядерная и радиационная безопасность, 2006. № 5. С. 27–33.

*А.Р. Белозёрова, Н.И. Крошкин, В.В. Личадеев,
В.А. Неверов, В.В. Павлов, Т.И. Чернышёва*

ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБРАЗЦОВ ЭЛЕКТРОИЗОЛЯЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В ПРОЦЕССЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СТАРЕНИЯ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ

В вертикальных экспериментальных каналах реактора БОР-60 [1] впервые испытаны на электрической пробой образцы электроизоляционных материалов непосредственно в процессе высокотемпературного старения под воздействием быстрых нейтронов. Ранее при аналогичных работах электрической пробой образцов выполняли в лабораторных условиях после извлечения образцов из реактора [2, 3]. Электрофизические испытания были проведены для обоснования выбора электротехнических материалов в электромагнитных насосах и насосах-дресселях холодной фильтр-ловушки, предназначенной для очистки натрия первого контура проектируемой реакторной установки БН-1200.

Испытаниям предшествовала большая подготовительная работа для обеспечения моделирования проектных условий, которым будут подвергаться изоляционные материалы в электромагнитных насосах и насосах-дресселях, по температуре, составу газовой атмосферы, плотности потока и флюенсу быстрых (с энергией более 0,1 МэВ) нейтронов. С этой целью в вертикальном канале реактора БОР-60 был выполнен эксперимент по измерению градиента плотности потока нейтронов (с различной энергией) по высоте канала с применением аттестованных стандартных наборов нейтронно-активационных детекторов, используемых в реакторах АО «ГНЦ НИИАР» для контроля флюенса нейтронов. Результаты эксперимента были необходимы для выбора мест размещения образцов при терморadiационных испытаниях. Также были разработаны каналные облучательные устройства с электрическими нагревательными поясами, включая пробку биологической защиты, высоковольтные разъёмные линии и подвеску с испытательным модулем. Высоковольтные части облучательного устройства и высоковольтная измерительная цепь были гальванически изолированы от металлических частей реакторной установки для исключения возможности влияния электрофизических испытаний на работу системы управления и защиты реактора БОР-60 (рис. 1.39). Осуществлена модернизация конструкции испытательного модуля под условия работы в вертикальных эксперимен-

тальных каналах реактора БОР-60, разработаны рабочая конструкторская документация на модуль и технология его производства из стеклокристаллического материала марки СМ-310, выполнены девять модулей. Приобретено специальное оборудование, изготовлены четыре канальные облучательные устройства и восемь подвесок с испытательными модулями, газовакуумный стенд (рис. 1.40), проложены газовые, электрические силовые и контрольно-измерительные линии, в том числе и высоковольтные, соединяющие облучательное устройство с аппаратом испытания диэлектрических материалов. Изготовлена, смонтирована на реакторной установке и отлажена система контроля и регулирования теплового режима электрических нагревателей облучательного устройства и регистрации параметров. Разработана, изготовлена и смонтирована лабораторная установка (рис. 1.41), в состав которой включены программируемая трубчатая разъемная электропечь с вертикальной рабочей зоной нагрева, модель канального облучательного устройства, подвеска с испытательным модулем (рис. 1.42), газовакуумный стенд (рис. 1.43) и аппарат испытания диэлектрических материалов. Установка предназначена для термических электрофизических испытаний газов и образцов и может быть использована для нормализации и кондиционирования материалов образцов путём предварительного термического старения при заданных параметрах газовой атмосферы. Также была разработана программа, содержащая методику испытаний.

Для выбора испытательной газовой среды и её параметров, от которых могут зависеть изоляционные свойства образцов диэлектрических материалов, имеющих газопроницаемую структуру, выполнены испытания на электрический пробой азота и аргона как в лабораторной установке, так и в вертикальном экспериментальном канале реактора БОР-60 в условиях, моделирующих терморadiационные условия эксплуатации электромагнитных насосов и насосов-дресселей холодной фильтр-ловушки первого контура реактора БН-1200. В качестве среды для испытаний образцов был выбран азот, характеризующийся наибольшими значениями пробивного напряжения при любых сочетаниях температуры, давления и расстояния между электродами в испытательном модуле. Для нормализации и кондиционирования материалов все образцы сначала подвергались термическому старению при температуре 450 °С в течение 240 ч, а далее — термическому и терморadiационному старению в течение 240 ч в атмосфере азота с абсолютным давлением 0,2 МПа. Электрическое сопротивление измеряли при температуре 400, 450 и 500 °С. Испытывали образцы на электрический пробой при температуре 450 °С.

Впервые получены экспериментальные данные по сопротивлению изоляции и напряжению электрического пробоя образцов, выполненных из электроизоляционных

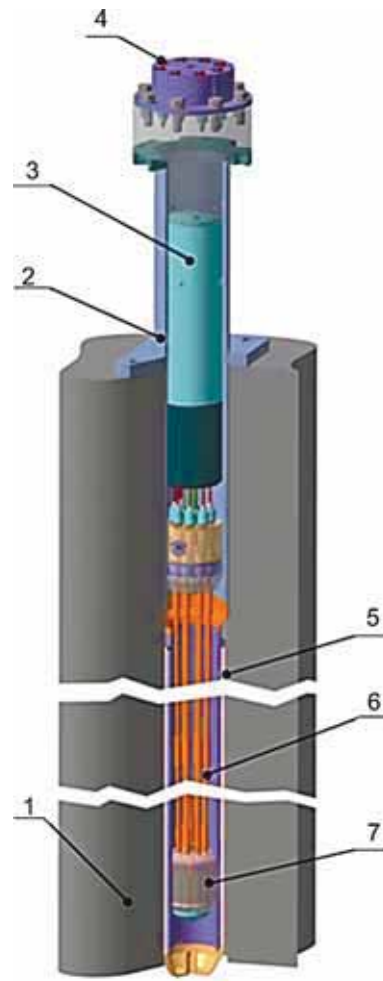


Рис. 1.39. Схема размещения облучательного устройства в канале реактора БОР-60: 1 — вертикальный экспериментальный канал и биологическая защита реактора; 2 — корпус облучательного устройства; 3 — пробка биологической защиты; 4 — высоковольтные вводы; 5 — электрический нагревательный пояс; 6 — проводники с высокотемпературной электрической изоляцией; 7 — испытательный модуль

материалов марок ФОСКОН500-АС, АРМОКОТ-АС, ИФГКА-АС, БИЖФА, СМ-310, подвергнутых терморadiационному старению быстрыми нейтронами (с энергией более 0,1 МэВ) с плотностью потока $7 \cdot 10^7 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при 450 °С в атмосфере азота с абсолютным давлением 0,2 МПа.

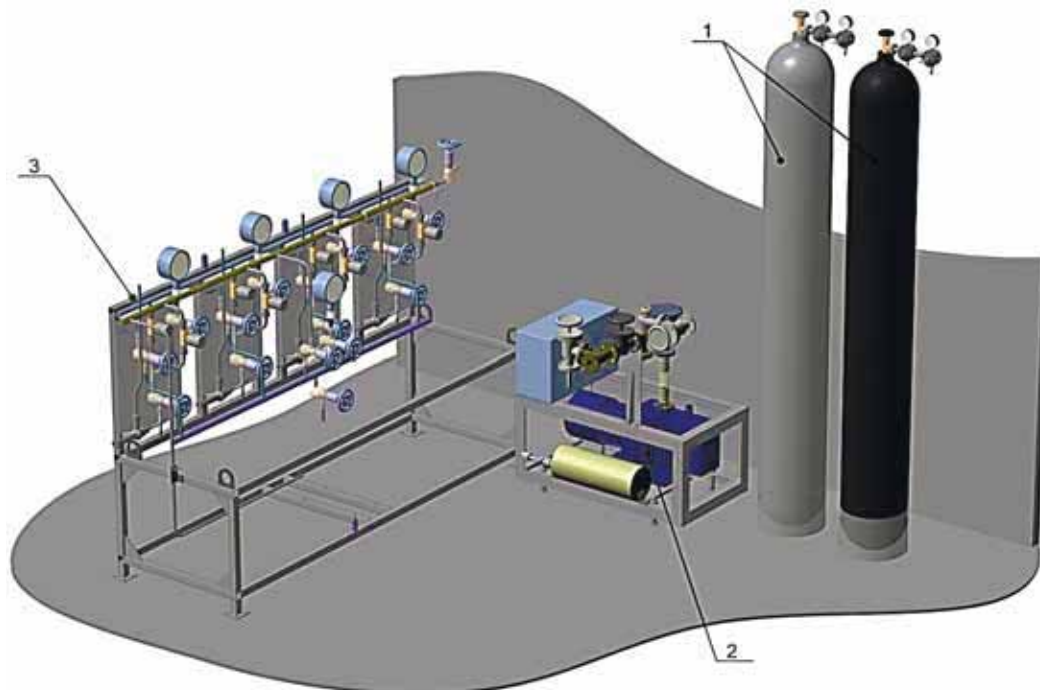


Рис. 1.40. Схема газовакуумного стенда: 1 — баллоны с аргоном и азотом; 2 — вакуумный пост; 3 — система подачи, регулирования и поддержания давления газа



Рис. 1.41. Внешний вид лабораторной установки для термических испытаний: 1 — трубчатая разъемная электропечь с вертикальной рабочей зоной нагрева; 2 — модель канального облучательного устройства; 3 — программируемый пульт управления электропечи; 4 — шкаф высоковольтный; 5 — аппарат испытания диэлектрических материалов

Электрический пробой образцов гибкого жаростойкого слюдопласта марки ИФГКА-АС и образцов витковой изоляции обмоточного провода, пропитанных электроизоляционным составом ФОСКОН500-АС, термостойкой композицией АРМОКОТ-АС, выполнен после набора флюенса, равного $2,92 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$, и поглощённой дозы гамма-излучения, равной 6500 Гр. Электрический пробой образцов электроизоляционного состава ФОСКОН500-АС, органосиликатной композиции АРМОКОТ-АС, гибкого слюдопласта марки БИЖФА и стеклокристаллического материала марки СМ-310 выполнен после набора флюенса, равного $6,05 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}$, и поглощённой дозы гамма-излучения, равной 1060 Гр.

Для последующего определения кратковременных механических свойств специализированные образцы в виде отрезков обмоточного термостойкого провода типа ПОТ450Ф-АС и биметаллического проводника ПБМ-АС были подвергнуты терморadiационному старению в атмосфере азота при следующих параметрах:

Давление газа.....0,2 МПа
 Флюенс нейтронов
 (с энергией более 0,1МэВ)..... $8,8 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}$
 Поглощённая доза гамма-излучения..... 1830 Гр
 Температура 450 °С



Рис. 1.42. Внешний вид подвески с испытательным модулем



Рис. 1.43. Внешний вид газовакуумного стенда лабораторной установки

Результаты, полученные при выполнении экспериментов, будут использованы для обоснования выбора электротехнических материалов в проектируемых электромагнитных насосах и насосах-дросселях холодной фильтр-ловушки, предназначенной для очистки натрия первого контура проектируемой реакторной установки БН-1200.

Список литературы

1. Ревякин Ю.Л., Неверов В.А. Возможности вертикальных экспериментальных каналов реактора БОР-60 для облучения материалов в широком диапазоне температур и интенсивностей ионизирующих излучений: препринт: НИИАР-2(854). — Димитровград; ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996.— 28 с.
2. Витковский И.В., Данилин В.Г., Игнатов В.Г. и др. Вопросы создания электромагнитных насосов для ядерной энергетики // Атомная энергия, 1988. Т. 64. Вып. 6. С. 415–419.
3. Витковский И.В., Данилин В.Г., Неверов В.А. и др. Исследования электрической прочности изоляции электромагнитных насосов при терморadiационном старении // Атомная энергия, 1989. Т. 67. Вып. 5. С. 338–341.

*Ю.П. Гребёнкин, С.И. Жулинский, А.Л. Ижutow,
Ю.М. Крашенинников, А.Г. Прохоров,
А.М. Шахмуть, А.П. Шестаков*

ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО НЕЙТРОННОЙ ДОЗИМЕТРИИ В МАЛОЙ ПОВОРОТНОЙ ПРОБКЕ РЕАКТОРА БОР-60

Ранее в АО «ГНЦ НИИАР» уже были проведены материаловедческие исследования по оценке фактического состояния материала конструкции малой поворотной пробки реакторной установки БОР-60 на основании испытаний металла направляющей трубы исполнительного механизма автоматического регулирования системы управления и защиты,

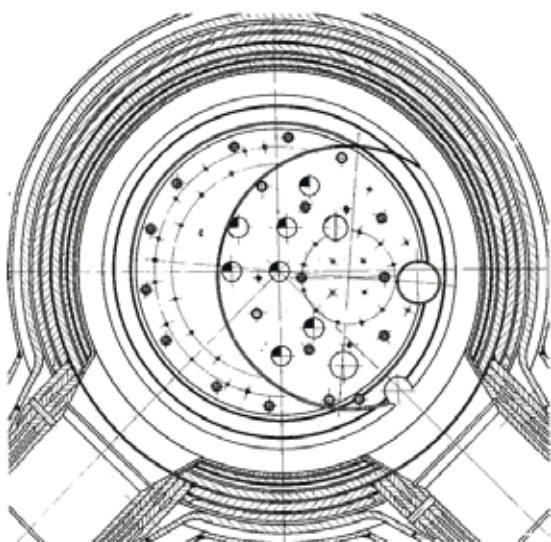


Рис. 1.44. Общий вид сверху на малую поворотную пробку реактора БОР-60

расположенного в малой поворотной пробке. В 2015 году проведены эксперименты по нейтронному контролю в малой поворотной пробке энергетического диапазона нейтронов, значимого с точки зрения радиационного повреждения стали, и сравнение полученных данных с расчётными результатами.

Поскольку ранее спектры нейтронов внутри малой поворотной пробки (рис. 1.44) не измерялись, была использована методика спектрометрии нейтронов на основе измеренных значений скорости пороговых реакций. После построения спектров появилась возможность определить эффективные сечения для используемых пороговых реакций в конкретных спектрах нейтро-

нов, что позволило обеспечить достоверность определения интегральной плотности потока быстрых нейтронов на уровнях пороговой энергии в 0,1; 0,5 и 1,0 МэВ.

Облучение набора нейтронно-активационных детекторов (табл. 1.11) проводили в канале малой поворотной пробки над инструментальной ячейкой Д23 реактора БОР-60 (рис. 1.45). Для измерения активности облучённых нейтронно-активационных детекторов (индикаторов) применяли гамма-спектрометр, отградуированный по эффективности регистрации фотонов в рабочем диапазоне энергии, характерном для излучения продуктов реакций активации рекомендованной номенклатуры.

Таблица 1.11

**Характеристики
нейтронно-активационных детекторов**

Материал индикатора	Массовая доля, %	Обогащение по изотопу-мишени, %
Nb	100	100 (^{93}Nb)
Ni	100	68,08 (^{58}Ni)
Ti	100	8,0 (^{46}Ti) 7,3 (^{47}Ti) 73,8 (^{48}Ti)
Fe	100	5,8 (^{54}Fe) 0,28 (^{58}Fe)
AlCo	2,83	100 (^{59}Co)
AlLa	1,01	99,91 (^{139}La)
AlSm	11,4	26,7 (^{152}Sm)
AlLu	4,69	2,59 (^{176}Lu)
AlAu	1,01	100 (^{197}Au)

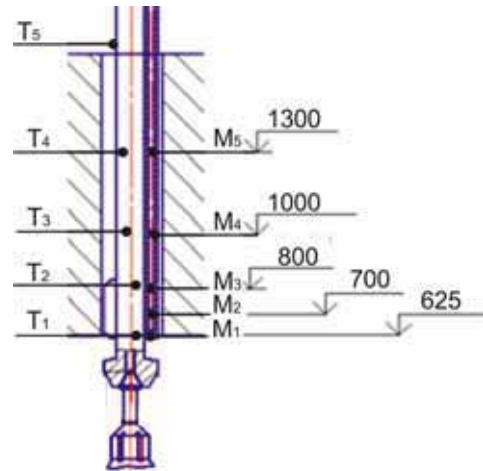


Рис. 1.45. Расположение нейтронно-активационных детекторов (M_i) и термоэлектрических преобразователей (T_i) по высоте канала малой поворотной пробки реактора БОР-60, где i — номер метки, которому соответствует определённое расстояние (H) от центральной плоскости активной зоны

Набор математических моделей и программное обеспечение для расчётных исследований конструкции малой поворотной пробки представлены на рис. 1.46. Расчётные модели реактора БОР-60 составлены в среде комплекса программ автоматизированного расчёта нейтронно-физических характеристик MCNP-4c2 [1] на основе библиотеки ядерных констант ENDF B-VI — интегрированной библиотеки оценённых ядерных данных по сечениям реакций взаимодействия нейтронов с ядрами атомов. Используемый стандарт RNMF-89 — стандарт справочных данных для нейтронно-активационных измерений на ядерных реакторах. Спектрометрическая обработка экспериментальных данных проведена с использованием информационно-вычислительного комплекса MIXER [2]. Основной энергетический спектр нейтронов формировался на основе специально подготовленной библиотеки классифицированных спектров [3, 4], в составе которой — типичные спектры, предоставленные и рекомендованные для использования такими организациями, как МАГАТЭ, АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «ВНИИФТРИ», ФГАОУ ВПО «НИЯУ «МИФИ»», и спектры энергетических реакторов БН-600, ВВЭР-440.

В эксперименте наблюдалось сильное рассеяние быстрых нейтронов в материалах малой поворотной пробки со сбросом кинетической энергии, поэтому регламентируемые значения универсальных эффективных сечений, используемые в обычной практике определения флюенса нейтронов по результатам измерения активности набора нейтрон-

но-активационных детекторов, должны отличаться от реальных эффективных сечений (табл. 1.12).



Рис. 1.46. Схема программного обеспечения для расчёта нейтронно-физических характеристик

Таблица 1.12

Эффективные сечения реакций, $\times 10^{-27}$ см²

Реакции	Год проведения эксперимента					Сечения, рекомендуемые		
	2008		2009			RNMF-89	[5] для реакторов	
	Величина H, мм						ВВЭР-440	ВВЭР-1000
	625		700	800				
	Нормировочная реакция							
	⁵⁸ Ni (n, p)		⁵⁴ Fe (n, p)	⁵⁸ Ni (n, p)				
⁹³ Nb(n, n') ^{93m} Nb	228 (7)	243 (14)	243 (14)	302 (41)	387 (81)	214	214	225
⁵⁴ Fe(n, p) ⁵⁴ Mn	420 (10)	417 (9)	418 (9)	423 (10)	423 (10)	383 (3,0)	439	440
⁵⁸ Ni(n, p) ⁵⁸ Co	386 (5)	381 (4)	378 (3)	381 (4)	384(5)	366 (2,8)	413	429
⁴⁷ Ti(n, p) ⁴⁷ Sc	55,3 (7)	55,4 (7)	56,0 (9)	57,1 (11)	57,6 (12)	51,6	–	–
⁴⁶ Ti(n, p) ⁴⁶ Sc	160 (5)	159 (5)	159 (5)	161,5 (6)	167,6 (10)	152	175	175
⁴⁸ Ti(n, p) ⁴⁸ Sc	22,6 (4)	22,7 (5)	22,7 (5)	23,9 (10)	25,9 (19)	21,7	–	–
⁹³ Nb(n, 2n) ^{92m} Nb	403 (–14)	402 (–14)	402,5 (–14)	400 (–15)	400 (–15)	470 (0,5)	–	–

Примечание. Цифры в скобках обозначают неопределённость — погрешность результата измерения, рассчитанную в процентах.

Даже если учесть различия в плотности потока нейтронов, значения эффективных сечений пороговых реакций для реактора ВВЭР выше, чем уточнённые значения для малой поворотной пробки реактора БОР-60, за исключением реакции $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$. Достоверность данных уточнённых эффективных сечений не вызывает сомнения.

Применив методику восстановления спектра быстрых нейтронов в интервале энергии от 0,1 до 10 МэВ по расчётной программе MIXER, получили значения повреждающей дозы в материале малой поворотной пробки для проверки обоснованности заявленного оставшегося ресурса (табл. 1.13).

Таблица 1.13

Параметры облучения материала малой поворотной пробки

Элемент конструкции	Н, мм	Температура эксплуатации, °С	Повреждающая доза*, сн			
			на 31.12.2008	на 31.12.2014	на 31.12.2015	на 31.12.2020
Нижняя плита малой поворотной пробки	625	200–520	20,6	24,1 (26,7)	24	27

* В скобках дано расчётно-теоретическое значение.

Список литературы

1. Севастьянов В.Д., Кошелев А.С., Маслов Г.Н. Характеристики полей нейтронов. Источники мгновенных нейтронов деления, генераторы 14 МэВ нейтронов, исследовательские и энергетические реакторы, устройства, конвертирующие нейтронное излучение: справочник / под ред. В.Д. Севастьянова. — Менделеево Московской обл.: ФГУП «ВНИИФТРИ», 2007. — 654 с.
2. J.F. Briesmeister (Editor). MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code [Электронный ресурс] Version 4C, LA-13709-M (18 December 2000). — Режим доступа: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>. Дата обращения: 04.03.2016.
3. Васильев Р.Д., Григорьев Е.И., Тарновский Г.Б. Значения эффективных пороговых энергий и сечений реакций активации и деления. — Материалы I Всесоюзной школы «Метрология нейтронных измерений на ядерно-физических установках», Рига, 22 ноября — 3 декабря 1976 г.: в 2 т. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1976. Т. 1. С. 218–220.
4. Камнев В.А., Трошин В.С. Комплексная программа MIXER для восстановления спектра нейтронов при активационных измерениях. — Тезисы докладов IV Всесоюзного совещания по метрологии нейтронного излучения на реакторах и ускорителях. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1985. С. 37.
5. РБ-018-01. Методика нейтронного контроля на внешней поверхности корпусов водородных энергетических реакторов АЭС [Электронный ресурс]. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: <http://meganorm.ru/Index2/1/4293842/4293842212.htm>. Дата обращения: 04.03.2016.

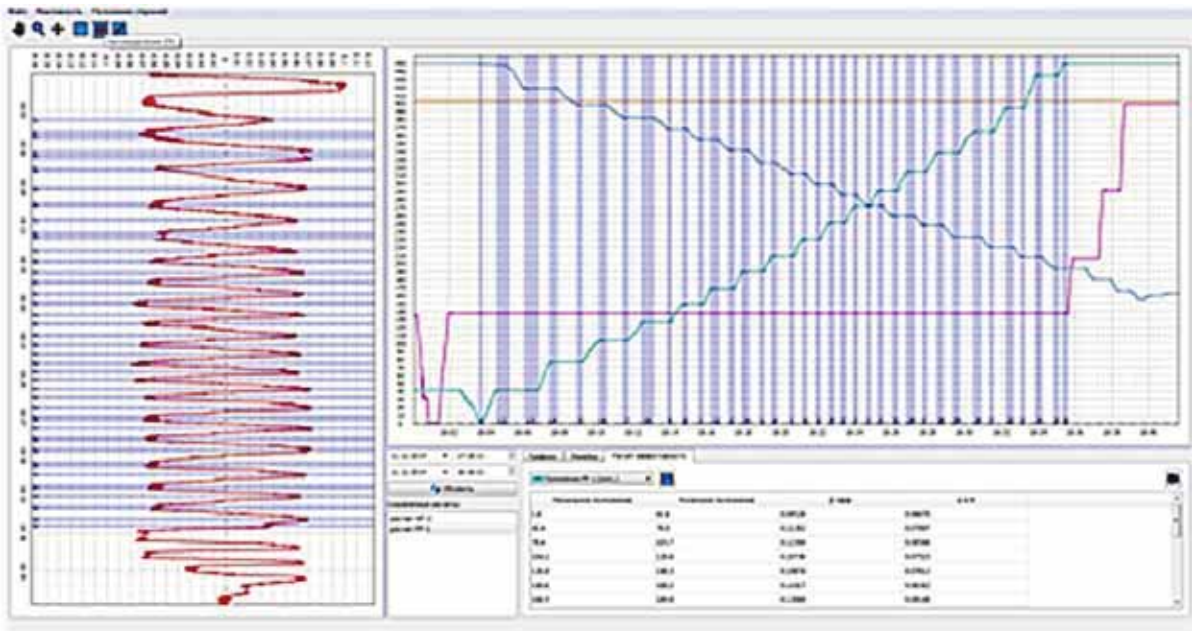
А.Р. Белозёрова, А.В. Варивцев, В.В. Личадеев,
Ю.В. Набойщиков, В.К. Шамардин

АВТОМАТИЗАЦИЯ ОБРАБОТКИ ДАННЫХ, ПОЛУЧЕННЫХ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ГРАДУИРОВКИ РАБОЧИХ ОРГАНОВ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА БОР-60

В рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» активно ведутся работы по техническому перевооружению реактора БОР-60 с натриевым теплоносителем. Подверглась модернизации и система управления и защиты реактора, обеспечивающая его безопасную эксплуатацию на протяжении многих лет. Данные градуировочных характеристик рабочих органов системы управления и защиты используются персоналом не только для обеспечения безопасной эксплуатации реактора БОР-60 в различных режимах его работы: выходе на мощность, остановке реактора с обеспечением заданного уровня подкритичности, перекомпенсации рабочих органов и других, но и при планировании перегрузок.

Градуировка проводится с использованием данных о реактивности, получаемых с помощью специальных приборов — реактиметров. До недавнего времени сигналы реактиметра фиксировали устаревшими потенциметрическими самопишущими компенсаторами КСП-4. В настоящее время в рамках проводимой модернизации эти самописцы заменены на современные цифровые приборы — технологические многоканальные регистраторы РМТ-59А производства ООО «Научно-производственное предприятие "Элемер"». Это позволило выводить сигнал, обработанный в цифровом формате, на компьютеры оперативного персонала и персонала, имеющего доступ к информационно-измерительной системе реактора БОР-60. Градуировка рабочих органов регулирования системы управления и защиты реактора БОР-60 проводится по утверждённой методике, надёжность которой подтверждена многолетней безаварийной работой реактора. Сущность методики заключается в измерении абсолютной реактивности стержня, погружённого в активную зону на глубину H , при его перемещении в активной зоне реактора на минимально контролируемом уровне мощности (50–100 кВт) и построении градуировочной интегральной зависимости реактивности ρ по формуле $\rho = f(H)$.

Для адаптации к цифровому формату данных и автоматизации действующих методик градуировки рабочих органов системы управления и защиты была разработана программа обработки данных об изменениях реактивности, поступающих из информационно-измерительной системы реактора, с учётом изменения положения рабочих органов регулирования и мощности реактора БОР-60. Графический интерфейс программы (рис. 1.47) позволяет наглядно визуализировать и сопоставлять данные двух графиков: графика изменения реактивности во времени, имеющего вид, схожий с лентой самописца КСП-4, и графика зависимости положения рабочих органов системы управления и защиты от времени. В программе реализована возможность выделения интересующих интервалов времени, необходимых для составления интегральной градуировочной характеристики того или иного рабочего органа регулирования, как вручную, так и в автоматическом режиме. Также для решения ряда технических проблем, связанных с особенностями баз данных информационно-измерительной системы реактора БОР-60, были применены методы математической обработки данных для повышения точности получаемых результатов, улучшения их достоверности и исключения появления случайных значений в массивах обрабатываемых величин. Для удобства работы с результатами расчёта и повышения оперативности подготовки данных программа оснащена функцией экспорта результатов расчёта в таблицу Excel.



а б
Рис. 1.47. Графический интерфейс программы обработки данных по изменению реактивности (а) и положения рабочих органов системы управления и защиты (б) от времени

Разработанная программа внедрена и успешно применяется для градуировки рабочих органов системы управления и защиты реактора БОР-60. Внедрение данного программного средства в совокупности с переходом на эксплуатацию новых приборов позволило значительно повысить точность расчётов и их оперативность, исключить влияние человеческого фактора. Практическая значимость проведённой работы заключается в получении надёжных данных о градуировочных характеристиках рабочих органов системы управления и защиты, необходимых персоналу для обеспечения безопасной эксплуатации реактора БОР-60 в различных режимах.

В.Ю. Анисимов, В.А. Мальков, Н.И. Широкова

ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ В ОБЛУЧЁННОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКЕ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ОПЕРАЦИЙ ПО ВЫЯВЛЕНИЮ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВЭЛОВ И ПРИ ИХ ХРАНЕНИИ В ПРОМЕЖУТОЧНОМ ХРАНИЛИЩЕ

В реакторе БОР-60 проводится большой объем экспериментальных исследований различных ядерных материалов. Данные испытания имеют большое значение для дальнейшего развития ядерной энергетики с точки зрения обоснования новых перспективных материалов, возможности повышения максимального выгорания ядерного топлива и предельных значений флюенса нейтронов. Уже начаты испытания перспективных топливных

композиций и конструкционных материалов, включающие их облучение в реакторе БОР-60 до его остановки и последующее дооблучение в реакторе МБИР. Заказчиками данных работ выступили как Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», так и некоторые зарубежные организации. Топливные материалы (ядерное топливо различного типа и обогащения, диаметра твэлов и т.д.) облучают в составе экспериментальных разборных ТВС. В специально разрабатываемых облучательных устройствах проводят массовые облучения образцов конструкционных материалов различного вида. Для обеспечения требуемых температурных условий облучения исследуемых образцов в состав облучательных устройств могут быть включены твэлы.

Одним из важнейших параметров, влияющих на безопасность обращения с ЭТВС и достоверность получаемых результатов испытаний, являются температурные условия при проведении операций по выявлению негерметичных твэлов и хранении экспериментальных разборных тепловыделяющих сборок вне реактора. Контроль герметичности оболочек твэлов на реакторе БОР-60 проводится два раза в год во время длительных планово-предупредительных ремонтов, то есть данная процедура за всё время испытаний осуществляется 10–15 раз. Выявление негерметичных твэлов в ЭТВС необходимо проводить так, чтобы температура оболочек твэлов и исследуемых материалов не превышала допустимых значений. По штатной технологии для обнаружения негерметичных ЭТВС используют специальное устройство «ПОНТ-М». Принцип работы устройства основан на регистрации газообразных продуктов ядерных реакций из негерметичных оболочек твэлов, разогретых за счёт остаточного тепловыделения. Исследуемая ЭТВС втягивается в контейнер устройства «ПОНТ-М», затем натрий на определённое время выдавливается инертным газом (аргоном) из контейнера. Время выдавливания натрия для каждой ЭТВС определяется расчётным образом и указывается в программе проверки герметичности. Если твэл не герметичен, то из него выделяются радиоактивные газообразные продукты, которые при продувке устройства аргоном регистрируются измерительной камерой стенда. Часть продуктов деления вместе с парами натрия улавливается на аэрозольном фильтре при барботаже натрия во время сброса давления аргона. Заключение о герметичности даётся после сопоставления данных по аэрозольной и газовой активности продуктов деления в ЭТВС. Для того чтобы избежать превышения допустимых значений температуры, необходимо проводить расчётные исследования зависимости времени разогрева ЭТВС от величины остаточного тепловыделения.

После завершения испытаний или для проведения промежуточных исследований экспериментальную тепловыделяющую сборку выгружают из реактора. Данная процедура за всё время испытаний осуществляется 1–5 раз. После выгрузки из реактора экспериментальную ТВС отмывают от натрия, помещают в герметичный транспортный чехол, заполненный аргоном, и устанавливают в промежуточное хранилище. По штатной технологии облучённые ТВС выгружают не раньше 15–20 сут после остановки реактора БОР-60, для того чтобы не превышать максимальную температуру (650 °С) на оболочках твэлов. Поэтому выгрузка штатных ТВС из реактора возможна только два раза в год во время длительных остановок. Следует отметить, что тепловая мощность штатных ТВС в зависимости от места облучения и достигнутого выгорания топлива составляет 300–600 кВт, а мощность ЭТВС может быть значительно ниже. Поэтому необходимы расчётные исследования для обоснования возможности существенно сократить время выдержки ЭТВС в реакторе после окончания облучения, что позволит проводить выгрузку во время любой перегрузки реактора без превышения максимально допустимого значения температуры на оболочке твэлов и без негативного воздействия на интерпретацию результатов эксперимента.

Используя программу CARE и эмпирические формулы, были проведены расчёты остаточного тепловыделения в облучательном устройстве, содержащем твэлы, для различных моментов времени после окончания облучения в активной зоне реактора БОР-60. Теплогидравлические расчёты для облучательного устройства проводили с помощью

программного комплекса ANSYS CFX. Расчётная модель облучательного устройства представлена в виде шестигранного чехла, подвески и пучка твэлов. В расчётную модель выделяемая мощность заложена интегральным значением от всей топливной части твэлов. Конструкция облучательного устройства в области расположения твэлов подогрева представлена на рис. 1.48.

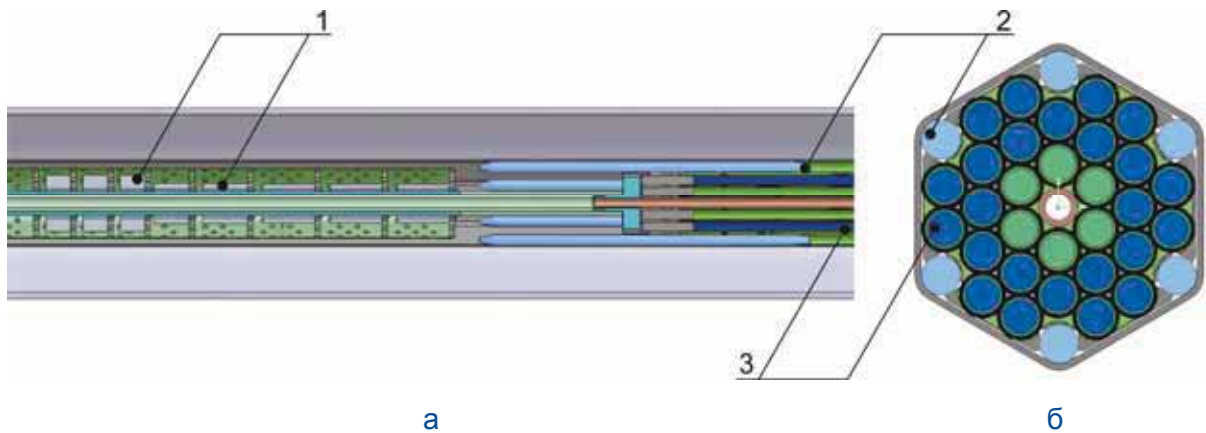


Рис. 1.48. Продольный разрез (а) облучательного устройства с твэльным подогревом и его поперечное сечение (б) в области расположения твэлов подогрева:
1 — образцы; 2 — сталь; 3 — топливо

В результате проведённых расчётов получены данные о зависимости максимального значения температуры поверхности образцов и оболочек твэлов от времени выдавливания натрия, а также от величины остаточного тепловыделения и времени, прошедшего после остановки реактора при операциях по выявлению негерметичных твэлов в устройстве «ПОНТ-М» и хранении сборки в промежуточном хранилище (рис. 1.49–1.50).

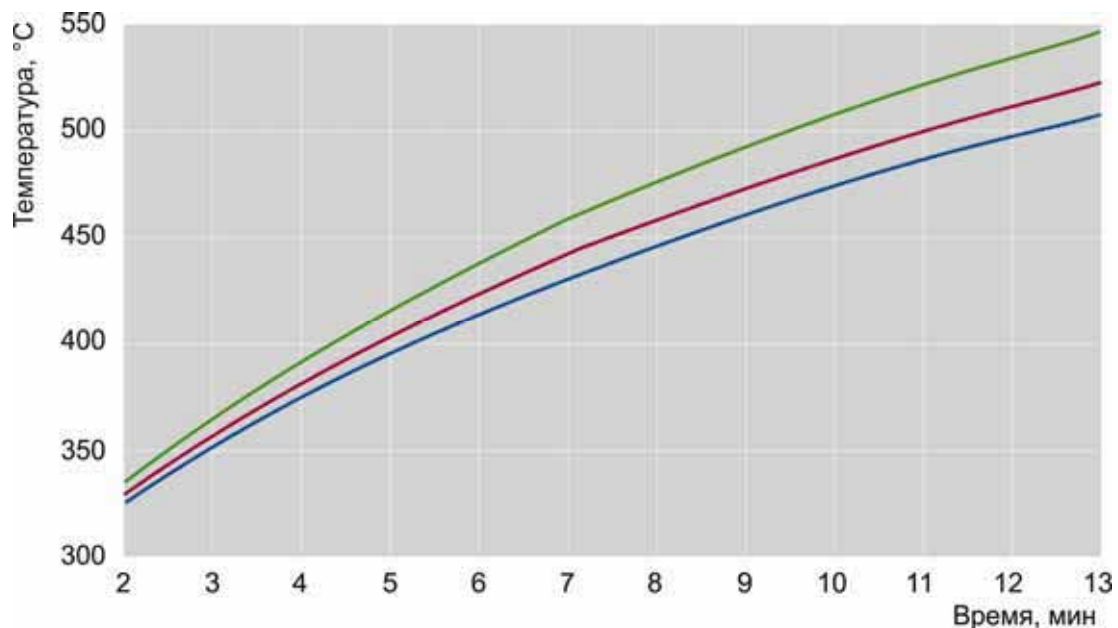


Рис. 1.49. Зависимость максимального значения температуры поверхности оболочки твэла от времени его разогрева в контейнере «ПОНТ-М» после 3 (—), 4 (—) и 5 (—) сут выдержки в реакторе при остаточном энерговыделении 377, 345, 324 Вт соответственно

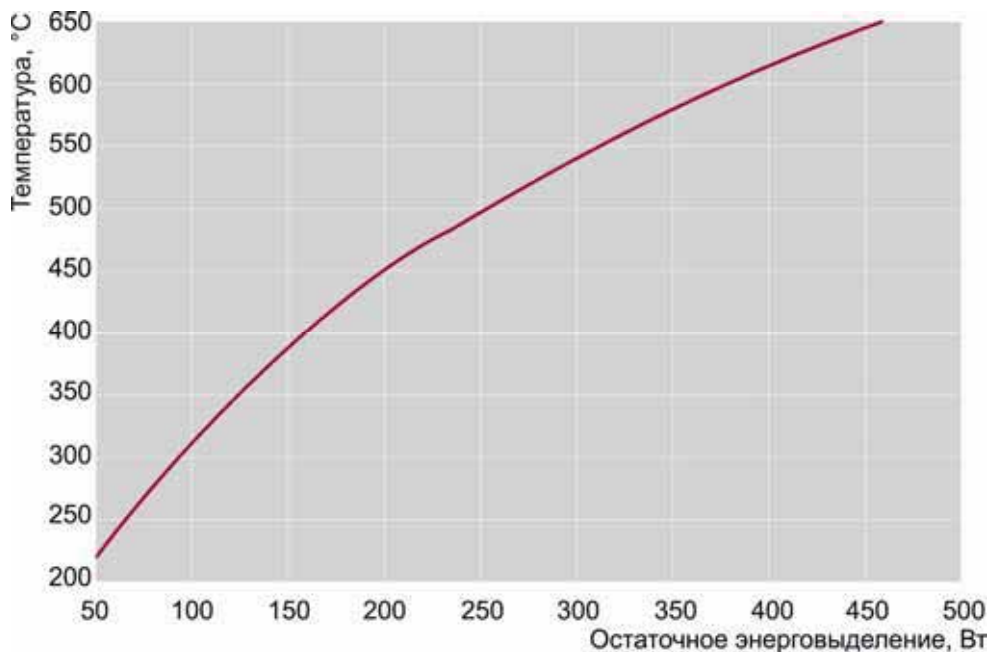


Рис. 1.50. Зависимость максимального значения температуры оболочек ТВЭЛов в облучательном устройстве от остаточного энерговыделения при размещении ТВЭЛов в промежуточном хранилище

Подобные расчёты в дальнейшем будут проводить для каждой экспериментальной тепловыделяющей сборки или облучательного устройства с ТВЭлами на стадии проектирования, а данные — использовать в течение всего периода реакторных испытаний. Выполненные расчётные исследования позволяют выполнять операции по выявлению негерметичных ТВЭЛов и хранить экспериментальные тепловыделяющие сборки вне реактора, обеспечивая при этом требуемые температурные условия.

А.В. Боев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Н.С. Погляд

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ НА КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДАХ МИР И СМ

Проведение на реакторных установках АО «ГНЦ НИИАР» исследований по изучению поведения перспективных материалов и топливных элементов в различных режимах эксплуатации, в том числе и аварийных, требует разработки всё более сложных по конструкции облучательных устройств. Каждое новое облучательное устройство, как и любой новый материал или элемент, требует дополнительного обоснования ядерной безопасности его испытаний в активной зоне реактора. Для повышения достоверности и надёжности данных, необходимых для планирования загрузки реакторов и режимов их эксплуатации при проведении испытаний, наряду с расчётными оценками целесообразно иметь и экспериментальные результаты исследований влияния облучательных устройств на нейтронно-физические характеристики реакторов.

Кроме исследовательских реакторов экспериментальная база АО «ГНЦ НИИАР» включает в себя два критических стенда, критические сборки которых являются физическими моделями наиболее мощных исследовательских реакторов России — реакторов МИР и СМ. Критические сборки в пределах своей активной зоны и отражателя имеют геометрические размеры и материальный состав, соответствующие реакторным, и позволяют экспериментально определять нейтронно-физические характеристики реакторов. Использование критических стендов в работах по обоснованию безопасности проведения исследований в реакторах МИР и СМ позволяет дополнить и повысить достоверность расчётных оценок параметров облучения, определить принципы формирования загрузки активной зоны для обеспечения условий проведения экспериментов и согласования режимов облучения всех устройств, находящихся в реакторах.

Основные результаты исследований на критическом стенде МИР

В соответствии с договором между АО «ОКБМ Африкантов» и АО «ГНЦ НИИАР» в 2015 году были запланированы испытания новых типов изделий в петлевой установке реактора МИР. С целью обоснования безопасности испытаний экспериментальных изделий, определения нейтронно-физических характеристик активной зоны с облучательным устройством и получения данных, необходимых для выбора загрузки активной зоны реактора, на критическом стенде МИР были проведены эксперименты, по результатам которых были определены:

- ◆ эффекты реактивности при установке изделий в петлевые каналы ячеек 3-13 и 2-10;
- ◆ изменение эффективности рабочих органов системы управления и защиты при установке изделий в данные петлевые каналы;
- ◆ эффекты реактивности при аварийном осушении петлевых каналов с установленными изделиями;
- ◆ распределение энерговыделения по рабочим тепловыделяющим сборкам, окружающим ячейки 3-13 и 2-10.

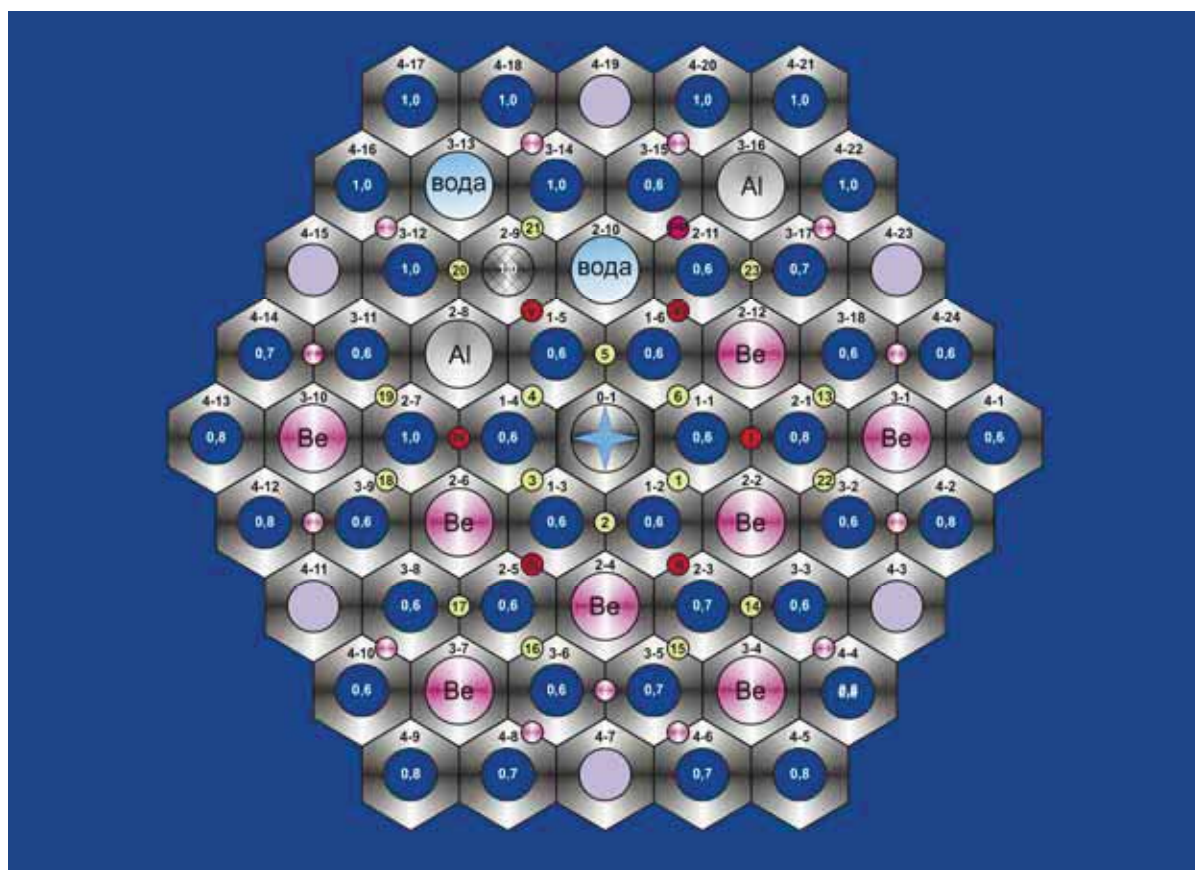
Например, были определены реализуемые в условиях критической сборки эффекты реактивности при загрузке облучательного устройства и удалении воды из петлевого канала с изделием в случае постулируемых аварийных ситуаций (табл. 1.14).

Таблица 1.14

Эффекты реактивности, $\beta_{эфф}$

Наименование операции	Место загрузки		
	Ячейка петлевого канала		Петлевая установка ПВК-1
	2-10	3-13	
Загрузка изделия	+ 1,68 ± 0,08	– 0,36 ± 0,02	–
Обезвоживание	+ 1,35 ± 0,07	+ 0,47 ± 0,02	+ 1,76 ± 0,09

Для проведения исследований была сформирована активная зона критической сборки, картограмма загрузки которой приведена на рис. 1.51.



- | | | | |
|--|---|--|---|
| | — бериллиевый блок активной зоны с указанием номера ячейки | | — компенсатор с догрузкой |
| | — бериллиевый блок петлевого канала с указанием номера ячейки | | — имитатор компенсатора с догрузкой |
| | — алюминиевая пробка | | — петлевая ячейка и её заполнение |
| | — бериллиевая пробка | | — компенсирующий орган с указанием его номера |
| | — рабочий канал с ТВС | | — рабочий орган аварийной защиты с указанием его номера |
| | — источник нейтронов | | — рабочий орган ручного регулирования реактивности |

Рис. 1.51. Картограмма загрузки активной зоны критической сборки реактора МИР при проведении эксперимента (загрузка урана-235 в ячейках указана в долях от его номинального содержания в штатных ТВС реактора МИР)

Еще один вид перспективного топлива, который планируют испытывать в реакторе МИР — смешанное нитридное уран-плутониевое топливо. Для того чтобы обосновать безопасность проведения испытаний экспериментальных твэлов в петлевой установке реактора МИР и выбрать картограмму загрузки реактора, на критическом стенде МИР проведены эксперименты, по результатам которых определены:

♦ эффект реактивности от установки в петлевом канале ячейки 3-13 облучательного устройства, содержащего экспериментальные твэлы (рис. 1.52);

♦ влияние загрузки облучательного устройства на эффективность рабочих органов системы управления и защиты реактора;

♦ эффект реактивности при аварийном осушении петлевого канала;

♦ распределение энерговыделения по рабочим тепловыделяющим сборкам, окружающим ячейку с установленным в петлевой канал облучательным устройством;

♦ профили аксиального энерговыделения на экспериментальных твэлах и рабочих тепловыделяющих сборках;

♦ влияние максимального искажения потока нейтронов в локальной области около ячейки 3-13 на распределение энерговыделения в облучательном устройстве.

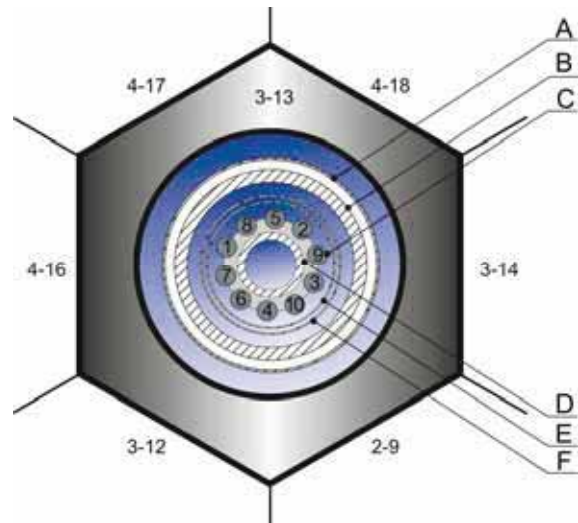


Рис. 1.52. Схема размещения твэлов в облучательном устройстве и самого устройства в ячейке 3-13: А — макет вакуумного чехла петлевого канала, В — макет корпуса петлевого канала, С — экспериментальный твэл, D — центральная несущая труба облучательного устройства, E — циркуляционный чехол облучательного устройства, F — макет разделителя потока

К примеру, в результате экспериментов, реализуемых в условиях критической сборки, получены данные по эффектам реактивности: $(+ 2,43 \pm 0,22) \beta_{\text{эфф}}$ — при загрузке облучательного устройства в ячейку 3-13 активной зоны, $(+ 1,86 \pm 0,17) \beta_{\text{эфф}}$ — при аварийном осушении петлевого канала. Профиль распределения плотности потока тепловых нейтронов на оболочке твэлов облучательного устройства, полученный с применением нейтронно-активационных детекторов, представлен на рис. 1.53.

Основные результаты исследований на критическом стенде СМ

Объёмы для накопления радионуклидов в условиях высокой плотности потока тепловых нейтронов (более $10^{19} \text{ м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$) в реакторе СМ ограничены 27 каналами для размещения мишеней в нейтронной ловушке реактора, которые в настоящее время используются со стопроцентной загрузкой. Поэтому так актуально создание в реакторе дополнительных каналов с высокой плотностью потока нейтронов. Для того чтобы повысить эффективность наработки радионуклидов, быстро реагировать на изменение

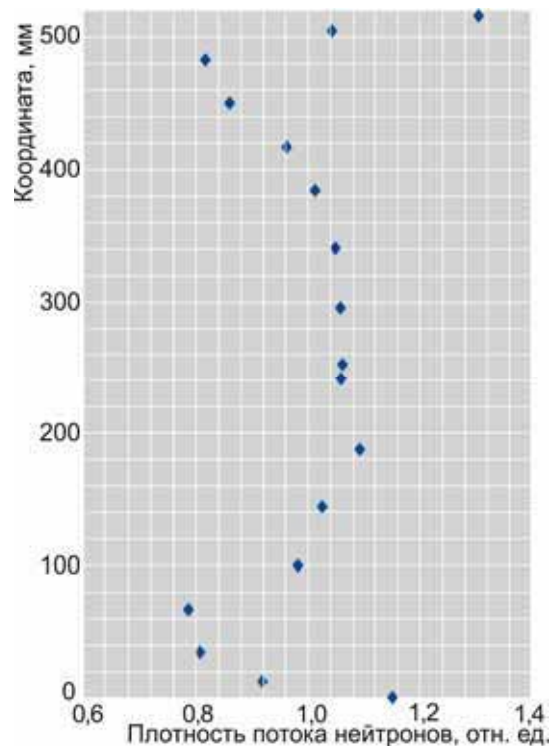


Рис. 1.53. Относительное распределение плотности потока нейтронов по высоте твэла облучательного устройства

потребительского спроса, а также отказаться от использования центрального компенсирующего органа в реакторе СМ, изучают возможные варианты компоновки нейтронной ловушки с увеличенным количеством облучательных каналов и модифицированными рабочими органами аварийной защиты для обоснования возможности их использования не только в режиме аварийной защиты, но и как компенсатора реактивности. В экспериментах на критическом стенде СМ исследованы характеристики очередного перспективного варианта конструкции нейтронной ловушки и модифицированных рабочих органов аварийной защиты. Данный вариант компоновки нейтронной ловушки предполагает удаление из центральной замедляющей полости реактора фигурных бериллиевых вкладышей, которые формируют центральную цилиндрическую полость для облучения мишеней; размещение вместо вкладышей дополнительных каналов для мишеней с увеличением их общего количества до 57; удаление из нейтронной ловушки центрального компенсирующего органа; увеличение диаметра и количества поглощающих элементов в рабочих органах аварийной защиты для улучшения их эффективности; подсоединение к ним бериллиевого вытеснителя. В результате этих экспериментов определены:

- ◆ значение эффекта уменьшения запаса реактивности активной зоны при удалении бериллиевых вкладышей и увеличении количества мишеней;
- ◆ необходимое количество топлива, которое нужно догрузить в активную зону для компенсации потери запаса реактивности и восстановления суммарной компенсирующей способности органов системы управления и защиты;
- ◆ изменение эффективности рабочих органов системы управления и защиты (аварийной защиты и угловых компенсирующих органов) при вводимых конструкционных, компоновочных изменениях и увеличении загрузки топлива в активной зоне;
- ◆ градуировочные характеристики модифицированных рабочих органов системы управления и защиты для определения возможных участков аварийной защиты и компенсирующих органов при перемещении рабочего органа;
- ◆ эффекты интерференции рабочих органов аварийной защиты.

Картограмма загрузки активной зоны критической сборки реактора СМ на финальной стадии экспериментов представлена на рис. 1.54. Результаты изменения реактивностных характеристик приведены в табл. 1.15.

Таблица 1.15

Данные об эффективности рабочих органов системы управления и защиты, запаса реактивности и подкритичности активной зоны критической сборки реактора СМ, $\beta_{эфф}$

Компоновка центральной замедляющей полости	Эффективность				Суммарная эффективность			Запас реактивности	Подкритичность	
	Центральный компенсирующий орган	Рабочие органы аварийной защиты				Компенсирующие органы	Рабочие органы аварийной защиты			
		A3-1	A3-2	A3-3	A3-4		Без учёта интерференции			С учётом интерференции
Штатная	$3,2 \pm 0,2$	1,4	1,5	1,45	1,3	$9,7 \pm 0,6$	$5,7 \pm 0,3$	$5,2 \pm 0,3$ ($2,6 \pm 0,2$)*	$11,2 \pm 1,2$	$1,7 \pm 0,2$
Новая:										
с сохранением штатной загрузки топлива в активной зоне	–	1,7	1,9	1,8	1,55	$7,8 \pm 0,5$	$7,0 \pm 0,4$	$6,0 \pm 0,4$	$4,0 \pm 0,4$	$3,8 \pm 0,4$
с увеличенной загрузкой топлива в активной зоне	–	2,2	2	2	2,1	$10,0 \pm 0,6$	$8,3 \pm 0,5$	$6,6 \pm 0,4$	$8,8 \pm 1,0$	$1,2 \pm 0,1$

* В скобках указано значение суммарной эффективности рабочих органов аварийной защиты при погружённом центральном компенсирующем органе.

МОДЕРНИЗАЦИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ

Высокопоточный российский исследовательский реактор СМ предназначен для проведения экспериментальных исследований свойств реакторных материалов в процессе облучения и для наработки изотопной продукции, а именно: получения трансурановых элементов и радиоактивных нуклидов различных элементов, в том числе с высокой удельной активностью. По плотности потока нейтронов во всем мире с реактором СМ может конкурировать только реактор HFIR в Ок-Риджской национальной лаборатории США.

Одной из основных проблем эффективной эксплуатации реактора СМ является постоянно растущая величина топливной составляющей затрат. В настоящее время она достигает около 50 % от общей стоимости затрат, поэтому для рентабельной работы установки основной задачей является повышение эффективности использования топлива. С другой стороны, рост спроса на трансплутониевые элементы и увеличение номенклатуры радионуклидной продукции с высокой удельной активностью, необходимость расширения российского присутствия на мировом рынке ядерных технологий требуют увеличения числа облучательных позиций и производительности наработки изотопной продукции.

В 2005 году в соответствии с утверждённой концепцией двухэтапной модернизации активной зоны реактора успешно завершён первый этап модернизации, целью которого было улучшить топливный цикл реактора, обеспечить возможность проведения длительных облучений материалов при скорости повреждения до 20 сна в год, накоплении гелия в образцах до 500 млн^{-1} (аррм) в год и при температуре 100–330 °С. Цель второго этапа модернизации активной зоны — провести дальнейшее улучшение топливного цикла реактора, увеличить не только плотность потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах активной зоны и каналах отражателя, но и облучательные объёмы в центральном замедляющем блоке, тем самым улучшив условия для накопления радионуклидов как в отношении суммарной, так и удельной активности, расширить номенклатуру изотопной продукции. Реализация второго этапа модернизации активной зоны запланирована на 2019 год и приурочена к проведению плановой замены центральной зоны.

В рамках данного проекта будет проведена модернизация центрального замедляющего блока и активной зоны с целью расширения экспериментальных возможностей реактора, а именно: увеличение числа облучательных ячеек в центральном замедляющем блоке с 27 до 57, исключение из конструкции центрального компенсирующего органа и бериллиевых вкладышей. Замена центрального компенсирующего органа на рабочие органы, совмещающие функции аварийной защиты и компенсации реактивности (рис. 1.55), повысит эксплуатационную надёжность реактора, обеспечит ритмичность и гарантированность поставок продукции заказчику, создаст условия для продления срока эксплуатации реактора СМ до 2030 года. Такая замена даст возможность увеличить число облучательных позиций в основном экспериментальном устройстве реактора — центральном замедляющем блоке в два раза, увеличить наработку трансурановых элементов и радионуклидов с высокой удельной активностью, таких как селен-75, вольфрам-188, кадмий-109, железо-55 и других, в 1,7 раза, что позволит сохранить лидирующие позиции России в сфере технологий высокопоточных исследовательских реакторов и расширить российское присутствие на мировом рынке ядерных услуг.

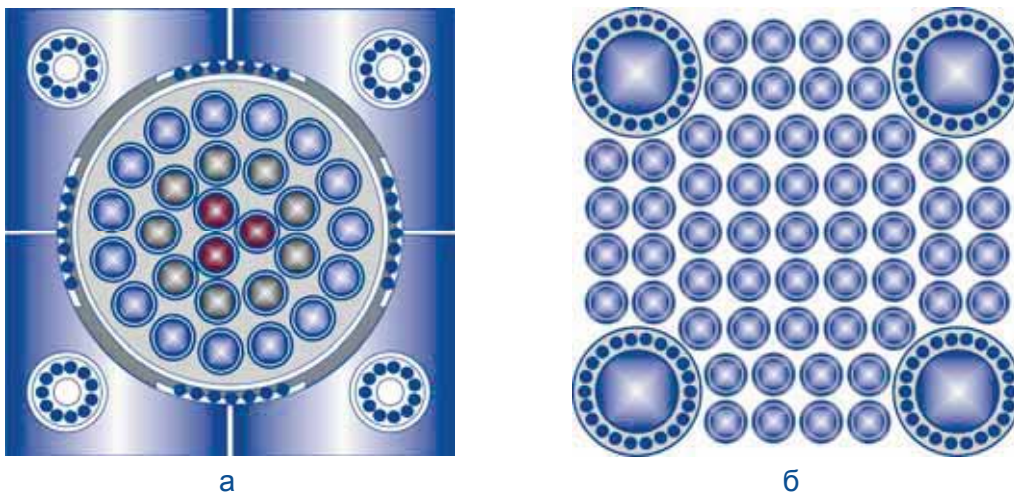


Рис. 1.55. Схема центрального замедляющего блока до (а) и после (б) модернизации

В последние годы специалисты АО «ГНЦ НИИАР» совместно с коллегами из АО «ВНИИНМ» разработали новые инновационные конструкции твэлов с малым вредным поглощением нейтронов (рис. 1.56). В петлевой установке ВП-1 реактора СМ проведены испытания трёх типов твэлов с использованием алюминиевой матрицы вместо медной. Достигнутое выгорание топлива — до 60 % при поверхностной плотности теплового потока до 8 МВт/м². Все твэлы сохранили герметичность.

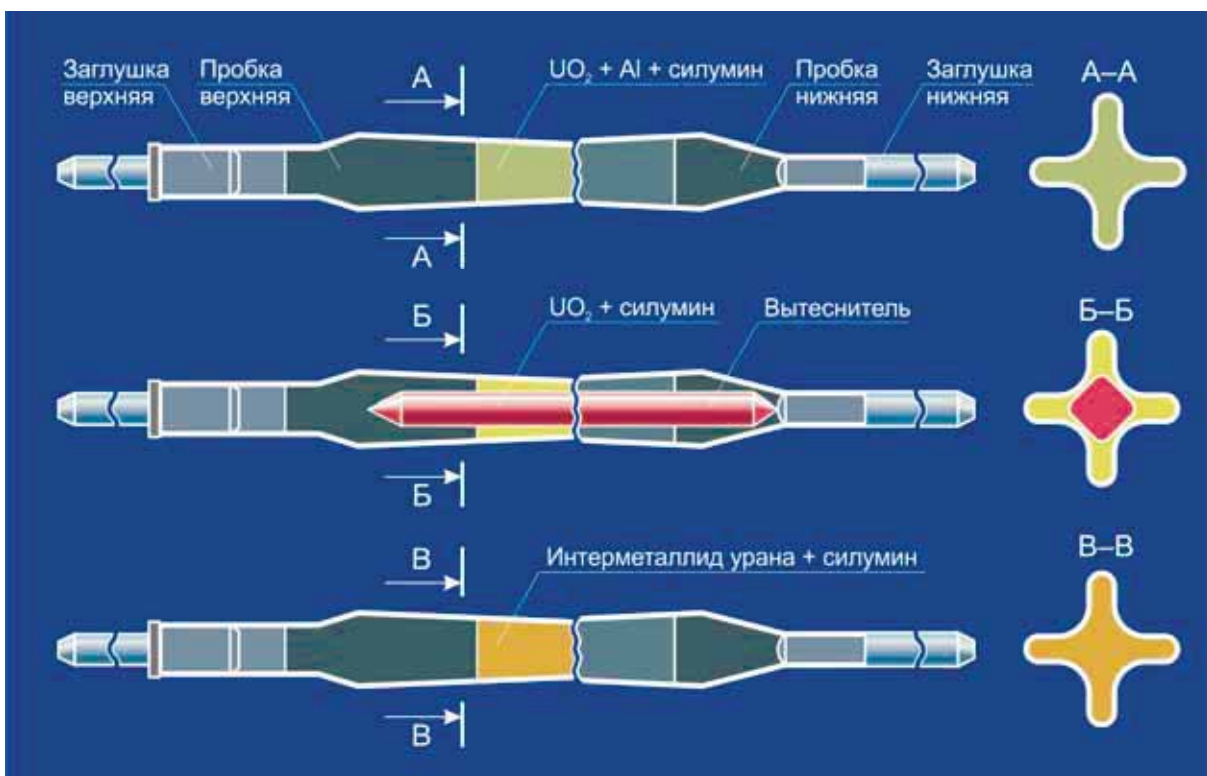


Рис. 1.56. Внешний вид и поперечные сечения трёх вариантов конструктивного исполнения экспериментальных твэлов

На основе этих разработок в рамках модернизации активной зоны будет создано инновационное топливо для высокотемпературного исследовательского реактора, применение которого позволит:

♦ уменьшить загрузку урана в ТВЭЛ в 1,5 раза, годовое потребление высокообогащённого урана на 22 %, снизить топливную составляющую затрат на производство продукции на 16 %;

♦ увеличить плотность потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах активной зоны в 1,8 раза;

♦ увеличить плотность потока тепловых нейтронов в каналах отражателя, объём которых составляет около 90 % от экспериментального объёма реактора, и общую наработку радионуклидов в экспериментальных каналах отражателя, таких как иридий-192, кобальт-60 и других, на 15 %;

♦ в целом по реактору объём наработки изотопной продукции возрастет на 40 %. Все это позволит достичь показателей рентабельной работы реактора.

В конечном итоге реализация проекта позволит удовлетворить растущий спрос на рынке радиоизотопной продукции практически по полной шкале потребностей и расширить российское присутствие на мировом рынке ядерных технологий. Дальнейшая эксплуатация реактора СМ и производство радионуклидов медицинского назначения является основой для создания и развития ядерной медицины России.

В.А. Старков, А.Л. Ижutow, В.В. Пименов

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ ВТОРОГО КОНСТРУКТИВНОГО ИСПОЛНЕНИЯ

В 2015 году были продолжены работы по исследованию опытных дисперсионных твэлов с малым вредным поглощением нейтронов, предназначенных для реактора СМ, в рамках подготовки второго этапа модернизации активной зоны реактора. Были испытаны твэлы трёх вариантов конструктивного исполнения топливных сердечников:

- 1) дисперсионного на основе частиц диоксида урана в матрице из силумина без вытеснителя;
- 2) с аналогичным топливом, но с центральным алюминиевым вытеснителем квадратного поперечного сечения;
- 3) дисперсионного на основе частиц интерметаллида урана в силумине.

Ниже приведены результаты реакторных испытаний и материаловедческих исследований опытных твэлов второго из указанных вариантов исполнения — с сердечником на основе диоксида урана в матрице из силумина и с центральным вытеснителем (рис. 1.57).



Рис. 1.57. Эскиз и поперечное сечение твэла второго конструктивного исполнения для модернизированной активной зоны реактора СМ

Для реакторных испытаний опытных твэлов разработали и изготовили инструментальное облучательное устройство, горизонтальное сечение которого представлено на рис. 1.58. Экспериментальную тепловыделяющую сборку, содержащую восемь твэлов, поместили в облучательное устройство петлевой установки ВП-1 реактора СМ. Твэлы в ЭТВС были размещены с шагом 5,23 мм по треугольной решётке. Теплоноситель поступал через верхний патрубок канала, опускался вниз, охлаждая твэлы ЭТВС, затем поднимался вверх, отдавая часть тепла теплоносителю первого контура реактора. Облучательное устройство оснастили четырьмя хромель-алюмелевыми термоэлектрическими преобразователями, измеряющими температуру теплоносителя на входе в экспериментальную тепловыделяющую сборку и на выходе из неё. Теплофизические параметры реакторных испытаний экспериментальной тепловыделяющей сборки:

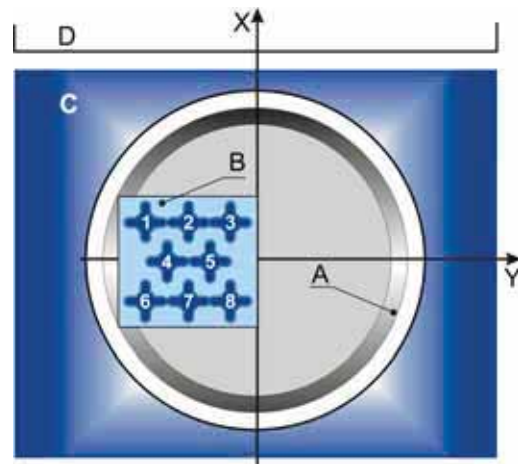


Рис. 1.58. Схема горизонтального сечения канала с облучательным устройством: А — корпус канала; В — ЭТВС с твэлами с указанием номера последних; С — отражатель; D — активная зона

Максимальная температура:

поверхности 215 °С
сердечника 330 °С

Максимальная поверхностная плотность теплового потока 8,0 МВт/м²

Средняя мощность ЭТВС 225 кВт

Среднее выгорание топлива по урану-235 40,7 %

Время работы на мощности 46 эфф. сут

Нейтронно-физические параметры испытаний твэлов: набранный за время испытаний флюенс быстрых нейтронов с энергией более 0,1 МэВ, усреднённое за время испытаний значение плотности потока тепловых нейтронов с энергией менее 0,5 эВ, достигнутое значение выгорания топлива по урану-235 — представлены в табл. 1.16, в которой номера твэлов в составе экспериментальной тепловыделяющей сборки приведены согласно рис. 1.58.

Таблица 1.16

Нейтронно-физические параметры реакторных испытаний твэлов

Номер твэла в ЭТВС	Флюенс быстрых нейтронов ($E > 0,1$ МэВ), $\times 10^{21}$ см ⁻²	Средняя плотность потока тепловых нейтронов ($E < 0,5$ эВ), $\times 10^{14}$ см ⁻² с ⁻¹	Выгорание топлива по урану-235, %
1	2,9	2,9	42,2
2	3,0	2,7	39,8
3	2,9	3,1	45,0
4	2,8	2,5	36,4
5	2,8	2,5	37,5
6	2,6	2,8	41,7
7	2,7	2,7	39,2
8	2,6	3,0	43,9

После облучения экспериментальной тепловыделяющей сборки были проведены материаловедческие исследования твэлов, как-то: визуальный осмотр и фотографирование, гамма-сканирование, измерение объёма и геометрических размеров, металлографические исследования, сканирующая электронная микроскопия, рентгено-структурный анализ.

В ходе визуального осмотра твэлов не выявлено нарушений их целостности, изменений формы, искривлений, вмятин, изгибов и других повреждений поверхности. Поверхность твэлов матовая, преимущественно тёмно-серого цвета, не меняющаяся по высоте. На ребрах наблюдались царапины с металлическим блеском, полученные при разборке ЭТВС и работе с твэлами. В верхней и нижних частях твэлов их крестообразный профиль был без заметных изменений формы. По мере продвижения по длине твэла к координате, соответствующей центральной плоскости активной зоны, глубина впадин твэлов уменьшалась.

Для гамма-сканирования твэлов использовали коллиматор с шириной щели 1 мм и шагом дискретного перемещения в 3 мм. Экспозиция в каждой точке сканирования составляла 30 с. Начало координат соответствовало верхней части твэла. При выполнении измерений регистрировалась интенсивность гамма-излучения продуктов деления изотопов рутения-106 (511,9 кэВ), цезия-134 (604,7 кэВ), цезия-137 (661,7 кэВ), циркония-95 (724,2 кэВ). Результаты гамма-сканирования для твэла под номером четыре представлены на рис. 1.59. Распределение изотопов продуктов деления, полученное при гамма-сканировании для других твэлов, имеет такой же характер, как и у твэла под номером четыре, и не содержит каких-либо аномалий.

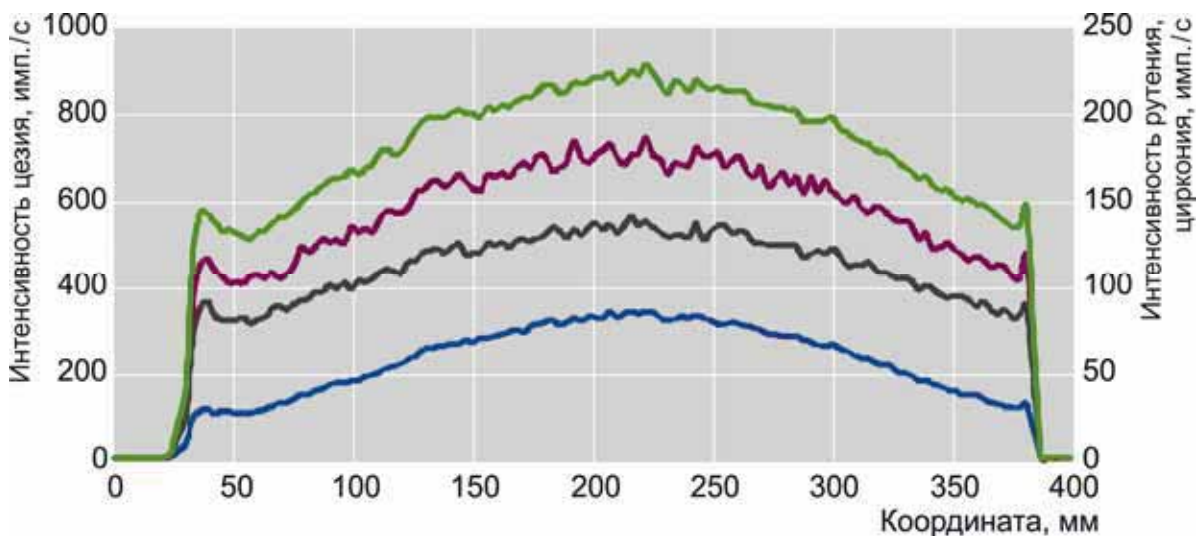


Рис. 1.59. Распределение по длине твэла продуктов деления: цезия-134 (—), цезия-137 (—), рутения-106 (—), циркония-95 (—)

Измерение объёма твэлов проводилось в радиационно-защитной камере на специальной установке (табл. 1.17). Погрешность измерения не превышала $\pm 0,2\%$. Как видно из таблицы, максимальное увеличение объёма произошло в третьем твэле, минимальное — в четвёртом, шестом и восьмом твэлах.

Для металлографических исследований было отобрано три твэла: с максимальным (третий), средним (шестой) и минимальным (четвёртый) выгоранием топлива. Из каждого твэла по длине было вырезано по три образца: из средней (как самого энергонапряжённого места), верхней и нижней части каждого твэла. Сравнение макроструктуры образцов

необлучённого и облучённых твэлов показало, что у образцов, вырезанных из середины облучённых твэлов, заметно изменился профиль сечения, произошло распрямление впадин крестообразной оболочки, но сохранение дисперсионного строения топлива отмечалось во всех твэлах, испытанных при данных режимах. Наибольшее взаимодействие топливных частиц с матрицей произошло в третьем твэле в среднем и нижнем сечениях.

Таблица 1.17

Результаты измерения объёма твэлов

Номер твэла	Объём, мм ³		Увеличение объёма, %
	исходный*	измеренный	
1	3874	4118	11,0
2	3916	4194	11,8
3	3848	4152	12,6
4	3896	4117	10,4
5	3900	4147	11,0
6	3920	4141	10,3
7	3863	4142	11,9
8	3890	4109	10,3

* Значения взяты из паспортных данных.

Анализ микроструктуры образцов показал некоторые отличия состояния материала топливного сердечника в третьем твэле, с одной стороны, и твэлов под номерами четыре и шесть, с другой. Во всех твэлах сохранилась структура силуминовой матрицы. Однако матричного материала осталось заметно меньше в сердечнике третьего твэла из-за более интенсивного взаимодействия диоксида урана с силумином. До облучения в топливных частицах присутствовала технологическая мелкая пористость, расчётное значение которой составляло около 10 %. После облучения в топливных частицах наблюдались поры большего размера, что характерно для глубокого выгорания топлива и накопления продуктов деления. В третьем твэле отмечена более развитая пористость в гранулах диоксида урана (до 40 %) по сравнению с двумя другими исследуемыми твэлами (до 30 %). На топливных гранулах образовался неоднородный светло-серый ободок — продукт взаимодействия диоксида с силумином. Толщина этого слоя взаимодействия составляла до 40 мкм в третьем твэле. Все описанные эффекты облучения в сердечнике в центральном сечении третьего твэла хорошо видны на фотоснимке, представленном на рис. 1.60. Состояние оболочек исследованных образцов твэлов удовлетворительное. В них отсутствуют трещины и язвы на поверхности. Другие повреждения также не обнаружены.

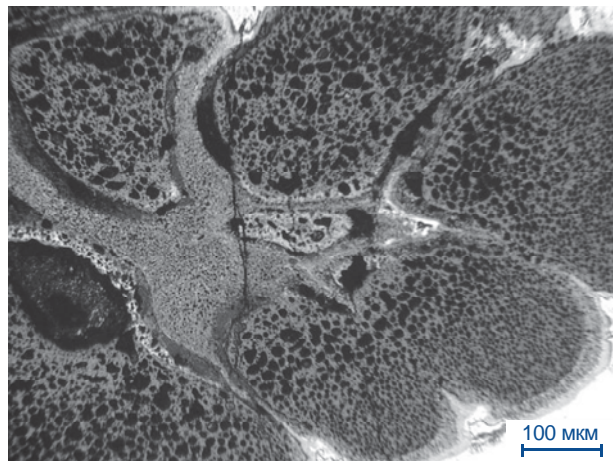


Рис. 1.60. Микроструктура топливной композиции в центре третьего твэла

По макрофотографиям исследованных образцов были проведены планиметрические расчёты изменения площади и линейных размеров по ребрам и впадинам поперечных сечений твэлов. Результаты расчётов представлены в табл. 1.18. Данные таблицы свидетельствуют, что наибольшее распухание сердечника произошло в поперечном сечении третьего твэла, соответствующем центральной плоскости активной зоны. В шестом твэле распухание практически равномерно по всей высоте твэла.

Таблица 1.18

Изменение геометрических параметров поперечных сечений твэлов

Параметр изменения	Номер твэла и место вырезки образца относительно центральной плоскости активной зоны								
	3			4			6		
	Низ	Центр	Верх	Низ	Центр	Верх	Низ	Центр	Верх
Площадь поперечного сечения, %:									
твэла	0,7	10,4	3,9	1,4	8,6	0,8	3,0	5,7	6,4
сердечника с вытеснителем	3,6	14,3	9,6	0,0	9,9	0,8	7,2	9,6	4,7
Линейные размеры, %:									
по ребрам	0,5	2,2	0,8	0,7	0,7	0,1	1,1	1,2	3,1
по впадинам	6,1	16,6	8,1	6,7	12,8	5,6	7,4	9,7	8,8

Исследование методом сканирующей электронной микроскопии было проведено для выяснения элементного состава материала и характера структурных изменений, обнаруженных в ходе металлографического анализа образцов твэлов. Особенный интерес представляла граница между топливной частицей и матрицей, образовавшаяся при облучении. Испытание проводили на растровом электронном микроскопе Philips XL-30 ESEM-TMP, позволяющем исследовать поверхность материала на металлографическом шлифе и на изломе образца. Для выяснения элементного состава материалов использовали систему волновой дисперсии рентгеновского микроанализа INCA Wave 700 Microanalysis System. Исследования показали, что слой взаимодействия на границе топливной частицы и матрицы представляет собой интерметаллид урана UAl_3 и оксид алюминия Al_2O_3 в виде мелких фаз, однако структура слоя достаточно негетогенная, что представляет трудности для его исследования.

Полученные результаты реакторных испытаний и материаловедческих исследований показывают, что твэлы с малым вредным поглощением нейтронов во втором конструктивном исполнении (с центральным вытеснителем) работоспособны в эксплуатационных условиях модернизированной активной зоны реактора СМ. Применение центрального вытеснителя обеспечивает необходимую температуру топливной композиции при запланированном значении поверхностной плотности теплового потока твэлов (до 8 МВт/м^2) и высоком среднем значении выгорания топлива (до 45 %).

*Илгиз Ф. Гильмутдинов, А.Л. Ижutow,
С.В. Кузьмин, В.В. Пименов, В.А. Старков,
В.Е. Федосеев, В.Ю. Шишин*

ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК РАБОЧИХ ОРГАНОВ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ И КОМПЕНСАЦИИ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА РБТ-6

Система исполнительных органов системы управления и защиты исследовательского реактора РБТ-6 включает в себя семь рабочих органов, шесть из которых выполняют функцию аварийной защиты и компенсации реактивности. Эти рабочие органы вводят с двух боковых граней активной зоны в зазоры между ТВС. Часть их хода используют для аварийной защиты, остальную часть хода — для компенсации запаса реактивности и обеспечения начальной подкритичности реактора. Поглощающая часть рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности представляет собой плоскую пластину из листового кадмия толщиной 1 мм, облицованную с двух сторон листами из нержавеющей стали толщиной 0,5 мм (рис. 1.61). После исчерпания своего ресурса эти рабочие органы подлежат замене. Поскольку их изготовление технологически сложно, было предложено заменить поглощающую часть из кадмия на лист бористой стали, не требующей защитного покрытия, толщиной 4 мм.

Для исследования возможности такой замены были выполнены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты характеристик рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности обеих конструкций: с кадмием и бористой сталью. Для нейтронно-физических расчётов использовалась прецизионная программа MCU-RR, в которой реализовано решение уравнений нейтронной кинетики методом Монте-Карло и которая позволяет рассчитать изменение изотопного состава поглощающего материала рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности в процессе их длительной эксплуатации в реакторе РБТ-6.

На рис. 1.62 представлены результаты расчётных исследований зависимости эффективности рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности, расположенного в объёме активной зоны с наибольшей плотностью потока нейтронов, с пластиной из бористой стали и пластиной из кадмия от времени эксплуатации. Эффективность рабочего органа с поглотителем из бористой стали в начале эксплуатации равна 1,63 %, что больше значения эффективности штатного рабочего органа с поглотителем из кадмия, равного 1,53 %. За десять лет эксплуатации в реакторе эффективность пластины из бористой стали снижается до 1,32 %, а из кадмия — до 1,19 %.

Оценка теплогидравлических характеристик условий охлаждения рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности проводили с использованием расчётного модуля FLOW SIMULATION программного пакета SOLID WORKS. Расчёт проводился

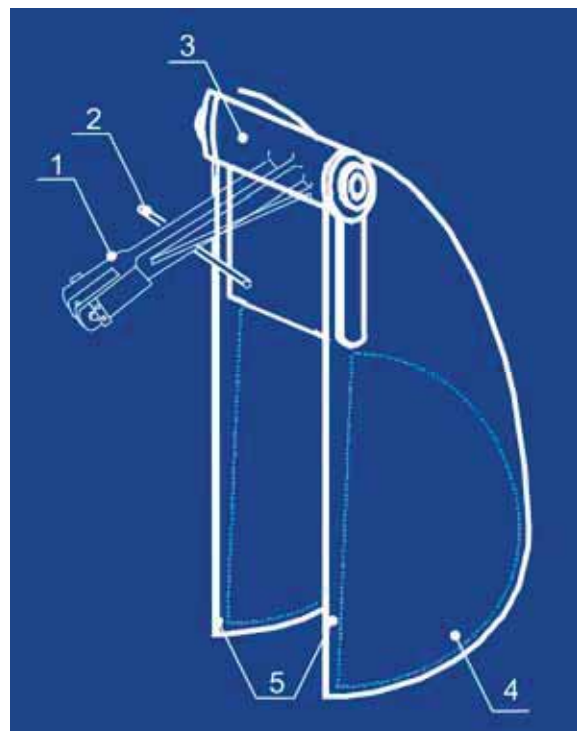


Рис. 1.61. Рабочий орган аварийной защиты и компенсации реактивности: 1 — водило; 2 — ограничитель хода; 3 — ось в сборе; 4 — поглотитель; 5 — пластина-компенсатор

для одной пластины рабочего органа в окружении шести тепловыделяющих сборок. Общий вид расчётной модели представлен на рис. 1.63.

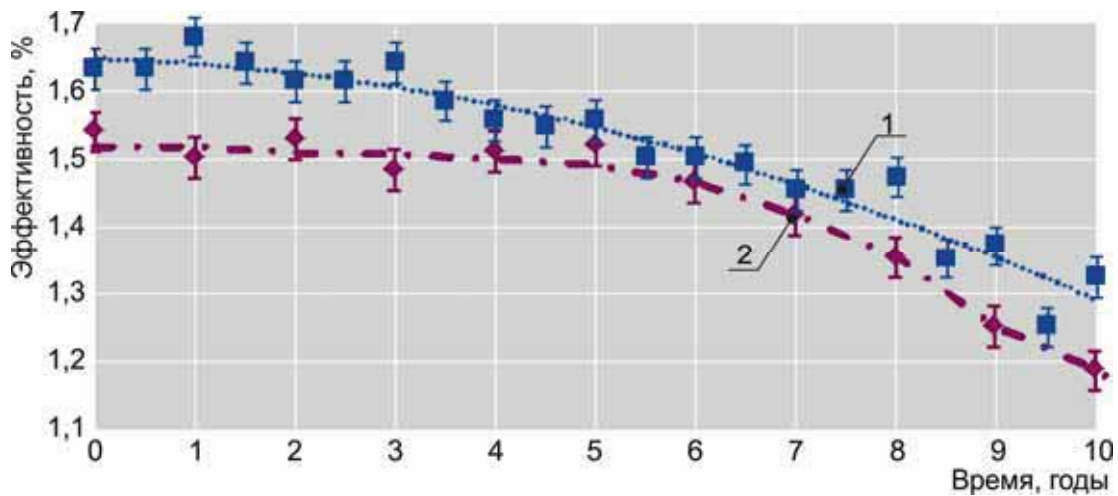


Рис. 1.62. Изменение эффективности рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности с пластиной из бористой стали (1) и из кадмия (2) в процессе его эксплуатации в реакторе РБТ-6

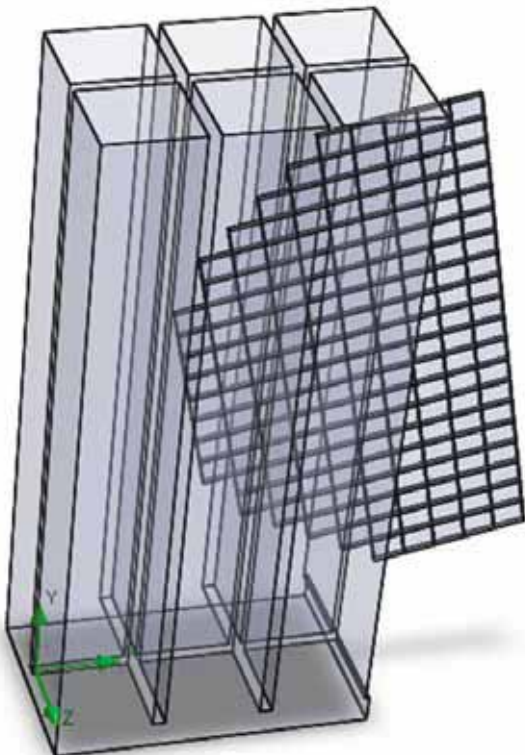


Рис. 1.63. Общий вид модели для теплогидравлического расчёта

В результате расчётов получили, что температура на поверхности пластины рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности при использовании в качестве поглотителя бористой стали не превышает $105\text{ }^{\circ}\text{C}$, а при использовании листового кадмия — $95\text{ }^{\circ}\text{C}$. В обоих случаях эта температура меньше температуры насыщения воды в активной зоне, а значит, кипения теплоносителя на поверхности рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности не будет. Изменение температуры по толщине пластины очень незначительное (менее $1\text{ }^{\circ}\text{C}$), поэтому его влияние на деформацию пластины в результате термических напряжений можно не учитывать. Проведённые исследования позволяют сделать вывод о возможности использования бористой стали в качестве материала поглотителя рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности.

*М.Ф. Валишин, Н.Ю. Марихин,
Т.А. Осипова, В.В. Пименов, В.А. Узиков*

РАЗРАБОТКА И АТТЕСТАЦИЯ ГОСУДАРСТВЕННЫХ СТАНДАРТНЫХ ОБРАЗЦОВ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА УРАНА

Стандартные образцы ядерных материалов широко применяются в атомной энергетике, промышленности и других отраслях народного хозяйства для контроля ядерных материалов в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений при осуществлении деятельности в области использования атомной энергии [1, 2]. Стандартные образцы необходимы для поверки, калибровки, градуировки средств измерений изотопного состава ядерных материалов, контроля метрологических характеристик средств измерений при проведении их испытаний, в том числе с целью утверждения типа, аттестации методик измерений изотопного состава урана и массы урана по регистрируемому гамма- или нейтронному излучению. Стандартные образцы обеспечивают достоверность выполняемых измерений в процессе количественного неразрушающего анализа образцов ядерных материалов. Неразрушающие гамма-спектрометрические измерения обогащения по урану-235 в изделиях применяются в технологии изготовления ядерного топлива и при его контроле с целью учёта. Корректное использование измерительной аппаратуры возможно лишь при наличии комплекта стандартных образцов с обогащением по урану-235 вплоть до 90 %.

Лаборатория средств учёта и контроля ядерных материалов АО «ГНЦ НИИАР» обладает большим практическим опытом разработки и изготовления стандартных образцов ядерных материалов, в том числе и по заказам Международного агентства по атомной энергии [3]. Признанное на международном уровне высокое качество стандартных образцов производства АО «ГНЦ НИИАР» и удобство работы с ними послужило основой для размещения в институте заказа на разработку и изготовление в рамках международной технической помощи двадцати двух комплектов стандартных образцов изотопного состава урана для двенадцати организаций Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». В 2015 году работа по изготовлению и аттестации двадцати двух комплектов стандартных образцов изотопного состава урана в диоксиде урана была завершена.

Состав комплекта стандартных образцов и этапы работы по их изготовлению

Разработанный комплект стандартных образцов обогащения урана состоит из пяти образцов, различающихся между собой значением массовой доли изотопа урана-235 (обогащением по урану-235 в уране): начиная от 0,4 и заканчивая 90 %.

В качестве рабочего тела стандартного образца использован гранулированный диоксид урана, однородный по массовой доле урана в диоксиде и массовой доле изотопа урана-235. Гранулированный диоксид урана пяти обогащений по урану-235 готовили по технологии, принятой для изготовления топлива реакторов на быстрых нейтронах. Использовали процесс электрохимического растворения в солевом расплаве и осаждения диоксида урана на графитовом катоде. Эта технология позволяет получить диоксид урана (смеси) с максимальной насыпной плотностью и однородным заданным изотопным составом урана. Для подготовленных смесей в аналитической лаборатории масс-спектрометрическим методом были проведены аттестационные исследования их основных характеристик с определением массовых долей: изотопов урана и неоднородности их распределения в объёме контейнера с гранулированным диоксидом урана; урана в гранулированном диоксиде урана; других элементов-примесей.

Сердечники из гранулированного диоксида урана размещены в изготовленных капсулах источников в геометрии слоя квазибесконечной толщины для гамма-излучения с энергией, равной 185,7 кэВ. Для того чтобы обеспечить механическую прочность

стандартного образца, в качестве материала корпуса капсулы, окна для выхода гамма-излучения и верхней крышки выбрана нержавеющая сталь марки 12Х18Н10Т. Конструкция стандартных образцов обогащения урана из комплекта показана на рис. 1.64, а общий вид комплекта стандартных образцов с контейнером для транспортирования и хранения — на рис. 1.65. Геометрические размеры герметичной капсулы стандартного образца обусловлены конструкцией измерительных узлов используемой гамма-спектрометрической аппаратуры.

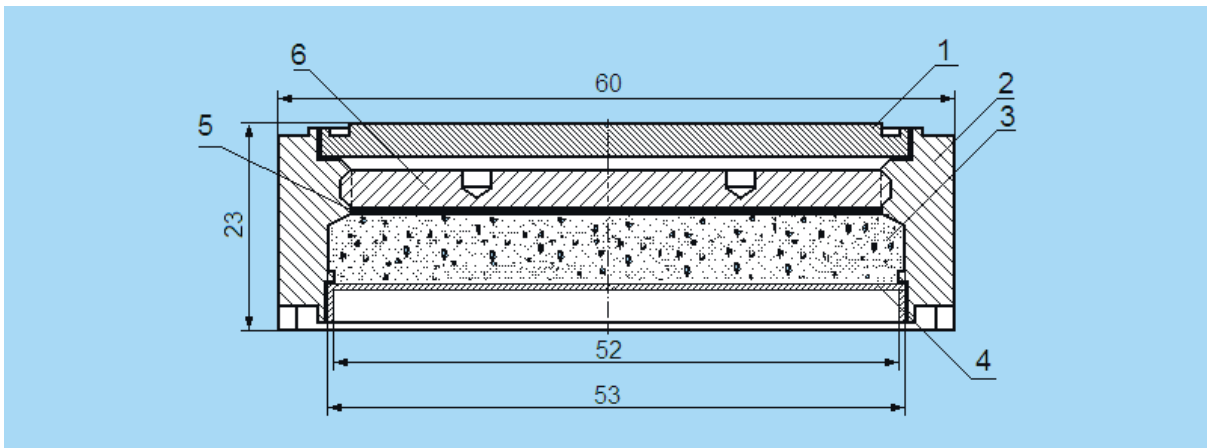


Рис. 1.64. Сечение стандартного образца обогащения урана с указанием его диаметра и высоты: 1 — крышка; 2 — корпус; 3 — диоксид урана; 4 — окно (с указанием наружного и внутреннего диаметра); 5 — шайба; 6 — прижим



Рис. 1.65. Общий вид комплекта стандартных образцов обогащения урана

В рамках работы выполнено следующее:

- ◆ разработана принципиальная конструкция стандартных образцов, позволяющая наиболее эффективно и точно калибровать аппаратуру неразрушающего анализа, используемую на предприятиях Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» в целях контроля ураносодержащих ядерных материалов;

- ◆ выбрана и обоснована технология изготовления гранулированного диоксида урана требуемого диапазона обогащения по урану-235;

- ◆ определены и адаптированы методики, необходимые для проведения аттестационных измерений;

- ◆ подобрано и приобретено необходимое измерительное и технологическое оборудование, проведена специальная аттестация и поверка измерительного оборудования;

- ◆ выполнены расчёты массы ядерного материала, необходимого (с учётом выбранных технологий) для изготовления требуемого количества стандартных образцов и сопутствующих контрольных образцов. Подготовлено и направлено в Госкорпорацию «Росатом» обоснование, на основании которого специальным постановлением Правительства Российской Федерации требуемый материал был выделен из государственного резерва;

- ◆ изготовлены и аттестованы партии гранулированного диоксида урана пяти обогащений по урану-235;
- ◆ изготовлены капсулы для стандартных образцов;
- ◆ проведено заполнение капсул, выравнивание, сушка, герметизация гранулированного диоксида урана в капсулах стандартных образцов;
- ◆ проведены аттестационные измерения ядерных материалов в капсулах стандартных образцов методами неразрушающего анализа;
- ◆ подготовлены материалы аттестационного отчёта о научно-исследовательской работе по результатам измерений;
- ◆ проведена паспортизация стандартных образцов;
- ◆ направлены материалы измерений во ФГУП «Уральский научно-исследовательский институт метрологии» для их обработки, аттестации стандартных образцов, подготовки нормативных документов с целью утверждения типа стандартных образцов для представления в Федеральное агентство по техническому регулированию и метрологии.

Определение характеристик стандартных образцов

Аттестованными характеристиками образцов из комплекта стандартных образцов обогащения урана являются массовая доля изотопа урана-235 и массовая доля урана в диоксиде урана. Значения аттестованных характеристик определены для заданного (установленного) значения массы диоксида урана, которое составляет не менее 130 г. Относительная погрешность аттестованных значений стандартных образцов по массовой доле изотопа урана-235 в уране составила от 0,1 до 3,8 % (в зависимости от значения массовой доли изотопа). Относительная погрешность аттестованного значения стандартных образцов по массовой доле урана в диоксиде урана — не более 0,4 % (табл. 1.19).

Таблица 1.19

Массовая доля изотопов урана в гранулированном диоксиде урана стандартного образца и погрешность её измерения, %

Индекс образца в составе комплекта	Массовая доля изотопа урана				Границы относительной погрешности аттестованного значения*			
	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U
СО ОУ 8864	0,9562	88,5260	0,3970	10,1208	0,4	0,1	0,4	0,5
СО ОУ 6455	0,6956	64,2661	0,3641	34,6742	0,4	0,1	0,4	0,3
СО ОУ 1950	0,2125	19,2985	0,3034	80,1855	0,5	0,3	0,4	0,05
СО ОУ 0407	0,0483	4,0181	0,2829	95,6507	6,7	0,4	0,4	0,04
СО ОУ 0075	0,0131	0,7394	0,2785	98,9690	6,7	3,8	0,4	0,05

* При доверительной вероятности, равной 0,95.

Дополнительными характеристиками образцов комплекта стандартных образцов обогащения урана являются массовая доля основных изотопов урана-234, 235, 236, 238; массовая доля изотопа тория-228 (отношение $^{228}\text{Th}/^{235}\text{U}$); масса диоксида урана в стандартном образце; массовая доля примесей в диоксиде урана; поверхностная плотность диоксида урана в стандартном образце; масса урана и масса изотопа урана-235 в стандартном образце; основные геометрические размеры деталей капсулы образца; толщина окна капсулы; относительный выход гамма-излучения с энергией, равной 185,7 кэВ, который характеризует степень квазибесконечности толщины слоя гранулированного диоксида урана в процентах.

Для установления аттестованных значений основной аттестуемой характеристики в стандартном образце комплекта (массовой доли урана-235 в уране), а также дополнительных характеристик (массовых долей основных изотопов урана) использовали масс-спектрометрический метод, реализованный с помощью изотопного масс-спектрометра Finnigan Triton. Для установления аттестованного значения массовой доли урана в диоксиде урана использовали метод потенциометрического титрования, реализованный с помощью установки Девиса-Грея — автоматического титратора DL-50. Установление значений массовой доли примесей в диоксиде урана проводили на поверенных средствах измерений, внесённых в Государственный реестр средств измерений, — хроматографе лабораторном универсальном ЛХМ-80 и спектрофотометре СФ-2000. Массу диоксида урана в стандартном образце определяли гравиметрическим методом с помощью лабораторных электронных весов.

В процессе изготовления образцов контроль отсутствия скрытых дефектов в сердечнике стандартного образца и измерение неоднородности поверхностной плотности гранулированного диоксида урана в образце проводили путём автоматизированной просветки образца гамма-излучением бария-133 в тринадцати точках поверхности окна образца. Для этого использовали сканирующий спектрометрический измеритель поверхностной плотности — гамма-спектрометр со сцинтилляционным детектором на основе бромида лантана. Если образец удовлетворял требованию к допускаемому значению неоднородности поверхностной плотности диоксида урана по площади окна образца, тогда проводили контрольные измерения спектров гамма-излучения на гамма-спектрометрической установке с полупроводниковым германиевым детектором высокого разрешения и определяли изотопный состав урана, отсутствие посторонних излучателей, и выход гамма-излучения с энергией, равной 185,7 кэВ. Результаты просвечивания образцов показали, что неоднородность поверхностной плотности гранулированного диоксида урана по площади окна стандартного образца не превышает 5 % для всех образцов и что среднее значение поверхностной плотности диоксида урана в образце составляет $(5,91 \pm 0,02)$ г/см², значительно превышая теоретическое значение поверхностной плотности слоя диоксида урана, равное не менее 5,3 г/см², для образца, который считается квазибесконечно толстым для энергии гамма-излучения в 185,7 кэВ. Проведённое исследование показывает, что сердечники стандартных образцов не содержат скрытые полости или другие существенные неоднородности локальной поверхностной плотности, которые могут повлиять на выход гамма-излучения из образца.

Характерной особенностью образцов комплекта стандартных образцов обогащения урана, предназначенных для неразрушающего анализа, является тот факт, что значение единицы измерения величины основной аттестованной характеристики — массовой доли урана-235 в уране — передаётся в процессе градуировки гамма-спектрометру посредством гамма-излучения с энергией 185,7 кэВ. Регистрируемая гамма-спектрометром скорость счёта (регистрации) гамма-излучения с энергией, равной 185,7 кэВ, должна быть прямо пропорциональна массовой (атомной) доле урана-235 в уране образца, но зависит и от характеристик окна капсулы образца: его материала и толщины. Для установления значения толщины окна капсулы стандартного образца были отобраны 60 заготовок в виде дисков из нержавеющей стали диаметром 60 мм и толщиной 0,5 мм. Каждая заготовка измерялась в пяти позициях на поверхности. Результаты измерения 60 заготовок показали, что среднее значение толщины окна, полученное по 300 наблюдениям, составляет 0,5060 мм (среднее квадратическое отклонение равно 0,0017 мм). Среднее значение толщины окна капсулы указано в паспорте стандартного образца в качестве дополнительной характеристики.

При изготовлении деталей капсул и после сборки образца были измерены геометрические размеры деталей капсул образцов, которые относятся к дополнительным характеристикам стандартного образца и указаны в его паспорте.

Для оценки неоднородности выхода гамма-излучения с энергией, равной 185,7 кэВ, от изотопа урана-235 в группе из двадцати двух стандартных образцов обогащения урана с одинаковым значением обогащения по урану-235 и её влияния на единицу обогащения по урану-235 проведены гамма-спектрометрические исследования. Они позволяют определить для каждого образца комплекта комплексную характеристику — удельную скорость счёта (регистрации) — и оценить её неоднородность для совокупности из 110 образцов в каждой группе из двадцати двух стандартных образцов обогащения урана с одинаковым значением обогащения по урану-235. Результаты измерений показали, что значения характеристики неоднородности выхода гамма-излучения с энергией, равной 185,7 кэВ, от изотопа урана-235 в относительной форме не превышают 1 % для образцов с обогащением 3,0–90,0 % и 4 % для образцов с обогащением 0,4–0,8 %.

Для проведения выходного контроля комплектов стандартных образцов, в также определения дополнительной характеристики стандартных образцов — массовой доли изотопа тория-228 (отношение $^{228}\text{Th}/^{235}\text{U}$) — проводили гамма-спектрометрические измерения стандартных образцов и обработку полученных спектров программой PC/FRAM [4]. Данная программа является, пожалуй, единственной доступной программой, которая анализирует и выдаёт результат по отношению $^{228}\text{Th}/^{235}\text{U}$.

Фасовка, маркировка, тара, упаковка

Стандартные образцы изотопного состава урана в диоксиде урана поставляются комплектами из пяти образцов различного обогащения по урану-235 (комплект стандартных образцов обогащения урана). В комплект стандартного образца обогащения урана входят (см. рис. 1.65): пять образцов различного обогащения по урану-235; образец материала окна (имитатор окна); носимый контейнер на пять образцов; паспорт на комплект стандартных образцов, включающий инструкцию по применению; этикетка стандартного образца. Маркировка стандартного образца нанесена на толстую крышку его капсулы по ГОСТу 26.008-85 [5] и содержит: сокращённое условное наименование образца — стандартный образец обогащения урана (СО ОУ); значение обогащения урана по изотопу урану-235 в атомных долях; порядковый номер комплекта: с 01 по 22; значение массы диоксида урана в граммах. На боковой поверхности цилиндрического корпуса капсулы стандартного образца нанесена информация о месте и годе изготовления: НИИАР–2015. На носимый контейнер комплекта из пяти стандартных образцов наклеена этикетка, оформленная в соответствии с требованиями ГОСТа Р 8.691-2010 [6], с указанием номера комплекта и таблицы, в которой перечислены условные обозначения образцов данного комплекта, представленных в маркировках на образцах. Также на контейнер нанесён знак «Радиационная опасность».

Решением Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии, оформленного в виде приказа от 14.07.2015 г. № 811 «Об утверждении типов стандартных образцов», утверждены и внесены в Государственный реестр утверждённых стандартных образцов под наименованием «ГСО 10592-2015 СО изотопного состава урана в диоксиде урана (комплект СО ОУ)» комплекты стандартных образцов обогащения урана, изготовленные в АО «ГНЦ НИИАР». В соответствии с заявкой от АО «ГНЦ НИИАР» выдано свидетельство об утверждении типа стандартных образцов № 4428. Сведения об утверждении типа стандартных образцов направлены в Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений, раздел «Сведения об утверждённых типах стандартных образцов» [7]. Разработанные стандартные образцы соответствуют требованиям, предъявляемым к радиоактивному материалу особого вида (сертификат-разрешение на радиоактивный материал особого вида RUS/6031/S-96 (Rev. 2) от 29.06.2015 г.).

Стандартные образцы изотопного состава урана в диоксиде урана (комплект стандартных образцов обогащения урана) будут применяться в организациях Госкорпорации «Росатом» для поверки, калибровки, градуировки средств измерений изотопного состава

ядерных материалов неразрушающими методами анализа; контроля метрологических характеристик средств измерений при проведении их испытаний, в том числе в целях утверждения типа; аттестации методик измерений массовой доли изотопов урана в уране, методик измерений массы урана по регистрируемому гамма- или нейтронному излучениям; контроля точности результатов измерений указанных выше методик в процессе их применения, а также для работ по неразрушающему контролю и учёту урана на предприятиях Госкорпорации «Росатом».

Выполненная работа подтверждает компетенции сотрудников АО «ГНЦ НИИАР» в области изготовления высокотехнологических стандартных образцов для задач неразрушающего контроля ядерных материалов. В АО «ГНЦ НИИАР» создана научно-производственная база для изготовления стандартных образцов обогащения урана, применение которых в неразрушающем анализе ядерных материалов повышает надёжность результатов измерений и которые используются в государственной системе учёта и контроля ядерных материалов.

Список литературы

1. ГОСТ Р 8.609-2004. Национальный стандарт Российской Федерации. Государственная система обеспечения единства измерений. Стандартные образцы системы государственного учёта и контроля ядерных материалов. Основные положения. — М.: ФГУП «Стандартинформ», 2005. — 11 с.
2. ГОСТ 8.315-97. Межгосударственный стандарт. Государственная система обеспечения единства измерений. Стандартные образцы состава и свойств веществ и материалов. Основные положения. — Минск: Межгосударственный совет по стандартизации, метрологии и сертификации, 2008. — 28 с.
3. Кремер А.В., Лещенко Ю.И., Теллин А.И и др. Высокотехнологичные источники ионизирующего излучения производства ОАО «ГНЦ НИИАР» и особенности их применения для целей контроля ядерных материалов неразрушающими методами. — Физика сцинтилляторов: материалы, методы, аппаратура. Материалы четвертой конференции «Инженерия сцинтилляционных материалов и радиационные технологии (ИСМАРТ-2014)», Минск, 12–16 октября 2014 г.— Харьков: Издательство «ИСМА», 2015. С. 229–244.
4. Программа изотопного анализа PC/FRAM. Редакция 4.4 CPR-000203. Руководство пользователя. — Meriden: Canberra Industries Inc., 2004. — 129 с.
5. ГОСТ 26.008-85. Межгосударственный стандарт. Шрифты для надписей, наносимых методом гравирования. Исполнительные размеры. — М.: ФГУП «Стандартинформ», 2008. — 28 с.
6. ГОСТ Р 8.691-2010. Национальный стандарт Российской Федерации. Государственная система обеспечения единства измерений. Стандартные образцы материалов (веществ). Содержание паспортов и этикеток. — М.: ФГУП «Стандартинформ», 2011. — 20 с.
7. ГСО 10592-2015. СО изотопного состава урана в диоксиде урана (комплект СО ОУ) производства АО «ГНЦ НИИАР» [Электронный ресурс], свидетельство № 4428. — Рубрика «Сведения об утверждённых типах стандартных образцов / Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений» раздела «Метрология» официального сайта Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии (Росстандарт). — Режим доступа: http://www.fundmetrology.ru/09_st_obr/2list.aspx?z=нииап. Дата обращения: 09.03.2016.

*А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, А.В. Кремер,
А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко, А.П. Малков,
В.С. Романовский, С.И. Феоктистова, А.Н. Жданов*

АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ В ПОДРАЗДЕЛЕНИЯХ ИНСТИТУТА

Все научно-производственные подразделения АО «ГНЦ НИИАР» используют в процессе своей деятельности ядерные делящиеся материалы: при изготовлении и использовании твэлов и ТВС, исследовании изделий с ядерными делящимися материалами после облучения в реакторах, переработке ядерных материалов (необлучённых и облучённых) из одних физических и химических форм в другие; хранении и транспортировании необлучённых и облучённых ядерных делящихся материалов. На реакторных, исследовательских и технологических установках используются ядерные делящиеся материалы различного состава: как в виде изделий (ТВС, твэлов, экспериментальных образцов), так и в балк-форме. Одно из обязательных условий использования ядерных делящихся материалов — обеспечение ядерной безопасности. Все процессы, оборудование, технологии перед их внедрением должны быть проанализированы на соответствие требованиям обеспечения ядерной безопасности. По результатам анализа должна быть доказана и обоснована безопасность проведения работ. Специфика работ научно-исследовательского института предполагает постоянное изменение и внедрение различных технологий обращения с ядерными делящимися материалами, ввод нового оборудования, технологических цепочек и участков. Для проектируемых и вводимых объектов требуется детальный анализ и обоснование ядерной безопасности в нормальных режимах эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях. Кроме того, уточняющий анализ ядерной безопасности необходимо проводить при ужесточении требований нормативных документов по безопасности и по предписаниям надзорных органов.

В отчётном году расчётный анализ и обоснования ядерной безопасности обращения с ядерными делящимися материалами были выполнены для следующих направлений деятельности:

- ◆ обращение с отходами от переработки облучённых мишеней при производстве молибдена-99;
- ◆ радиохимическая переработка облучённого высокоплотного (нитридного) топлива;
- ◆ хранение и транспортирование необлучённого и облучённого топлива исследовательских ядерных установок;
- ◆ проектирование оборудования для проведения исследовательских работ с облучённым топливом реактора МБИР;
- ◆ сборка и неразрушающий контроль тепловыделяющий сборок для реакторов БН-800, БН-600, БОР-60.

К одной из наиболее значимых работ отчётного периода следует отнести расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности планируемых гидрометаллургических экспериментов по переработке облучённого перспективного нитридного топлива в радиационно-защитной камере. Эта работа, выполненная в рамках государственного контракта, по объёму и специфике моделирования нового оборудования и технологий была наиболее сложной. Анализ приходилось вести в итерационном режиме, поскольку оборудование в процессе проектирования видоизменялось. Задачей планируемых экспериментов являлась отработка технологий гидрометаллургического выделения ядерных делящихся материалов и высокоактивных радиоактивных отходов из катодного осадка пирохимической переработки отработавшего нитридного топлива (смесь нитридов урана и плутония (UN + PuN)). По исходным данным технического задания

массовая доля урана-235 в уране составляла не более 0,72 %. Значение массовой доли плутония в смеси его с ураном не регламентировалось, поэтому при расчётном анализе ядерной безопасности необходимо было установить обоснованные ограничения по этому параметру. В радиационно-защитной камере должна была быть размещена многоцелевая экстракционная установка, предназначенная для исследования, отработки и испытаний режимов экстракционной очистки (U-Pu-Np)-продукта пирозлектрохимической переработки нитридного топлива и разделения на фракции редкоземельных и трансплутониевых элементов и включающая в себя: аппарат-растворитель с дефлегматором; фильтр для осветления исходного раствора; локальную систему газоочистки (один фильтр и три адсорбера); пять блоков двенадцатиступенчатых центробежных экстракторов; три сепаратора с верхней отстойной зоной для тонкой очистки органических растворов и реализации (в отдельных случаях) функции массообменного аппарата; две колонки жидкостной хроматографии; колонку каталитического окисления смешанных уран-плутониевых растворов; узел смешивания реэкстрактов; четырнадцать дозаторов органических и водных растворов. В подкамерном помещении предусматривалось размещение семи щелевых ёмкостей, объёмом около 20 л каждая, для сбора растворов переработки отработавшего ядерного топлива. При моделировании необходимо было учесть и наличие в камере контейнеров с отработавшим ядерным топливом, из которого удаляются продукты переработки.

Для анализа ядерной безопасности процесса переработки нитридного отработавшего ядерного топлива были использованы результаты расчётов значений эффективного коэффициента размножения нейтронов, полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A. Анализ был выполнен в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла при нормальной эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях. По результатам нейтронно-физических расчётов установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности при реализации гидрометаллургических экспериментов по переработке нитридного отработавшего ядерного топлива в радиационно-защитной камере, как-то:

- ◆ максимально допустимая массовая доля плутония в смеси его с ураном в составе исходного отработавшего ядерного топлива;
- ◆ максимальная масса смеси плутония и урана в составе исходного отработавшего ядерного топлива, подаваемого на переработку в контейнере;
- ◆ допустимое количество контейнеров в радиационно-защитной камере;
- ◆ допустимая масса смеси плутония и урана в составе отработавшего ядерного топлива, загружаемого в оборудование экстракционной установки;
- ◆ максимальная концентрация смеси плутония и урана в растворах во всех аппаратах и ёмкостях экстракционной установки;
- ◆ допустимый объём растворов в щелевых ёмкостях;
- ◆ допустимая геометрия размещения оборудования в радиационно-защитной камере;
- ◆ нормы накопления ядерных делящихся материалов в оборудовании.

В качестве примера на рис. 1.66 приведены результаты расчёта эффективного коэффициента размножения нейтронов для одной из щелевых ёмкостей подкамерного помещения, предназначенных для сборов исходного, конечного и промежуточных растворов $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ и $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$, в зависимости от массовой доли $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ в смеси. По результатам этих расчётов были установлены ограничения по предельному значению массовой доли плутония в смеси плутония и урана, при котором эффективный

коэффициент размножения в нормальных и аварийных режимах эксплуатации не превысит нормированное значение, равное 0,98.

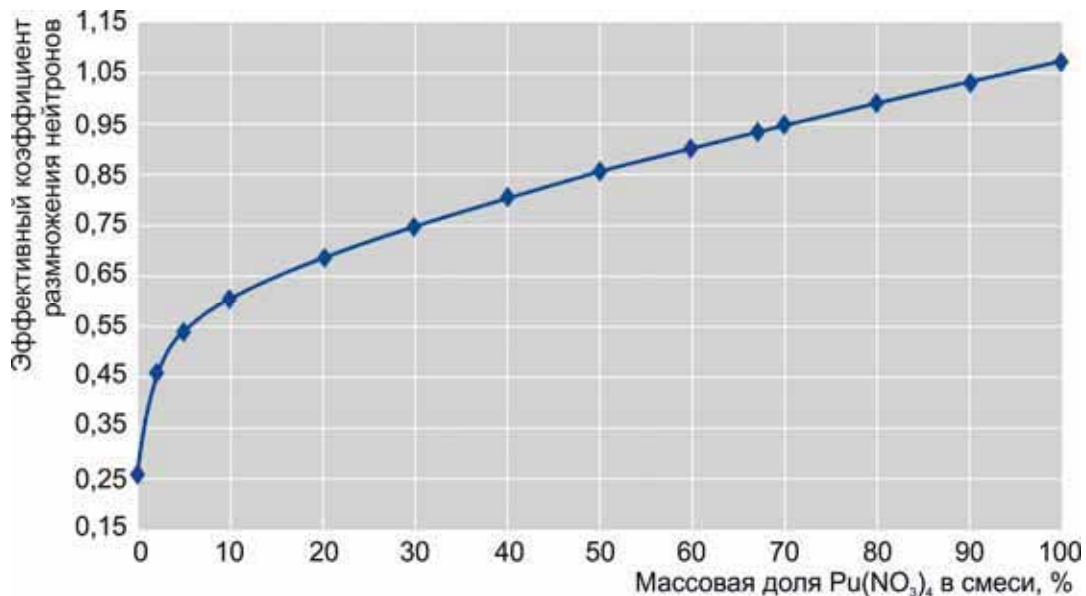


Рис. 1.66. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов щелевой ёмкости, заполненной раствором $Pu(NO_3)_4 + UO_2(NO_3)_2$, от массовой доли $Pu(NO_3)_4$ в смеси в случае аварийного заполнения подкамерного помещения водой

Кроме работ по обоснованию экспериментальных процессов гидрометаллургической переработки облучённого нитридного топлива были выполнены и другие работы по анализу ядерной безопасности участков института и технологических процессов. Например, в связи с увеличением объёма работ, расширением номенклатуры как используемых ядерных материалов и технологических операций с ними, так и изготавливаемой продукции потребовалось выполнить уточняющий анализ ядерной безопасности участка неразрушающего контроля твэлов и сборки ТВС (включая ТВС реакторов БОР-60, БН-600 и БН-800) в химико-технологическом отделении института. Были выполнены расчёты параметров ядерной безопасности для всего оборудования радиационно-защитной камеры РФ-2 (рис. 1.67) и всех технологических операций при неразрушающем контроле твэлов, сборке ТВС, их временном хранении в камере и промежуточных транспортных операциях как в режиме нормальной эксплуатации, так и при постулируемых исходных событиях аварийных ситуаций.

На рис. 1.68 показаны результаты расчёта эффективного коэффициента размножения нейтронов для одного из элементов оборудования камеры РФ-2 — стенда группового контроля герметичности твэлов — при аварийном заполнении водой реторты с твэлами реакторов на быстрых нейтронах и в зависимости от количества контролируемых твэлов и шага их размещения. По результатам этих расчётов было установлено ограничение по допустимому количеству твэлов в реторте стенда — не более 77 шт. Подобные ограничения по количеству и геометрии размещаемых изделий с ядерными делящимися материалами при технологических операциях в радиационно-защитной камере, перемещении изделий и их временном хранении на участке изготовления ТВС установлены на основе итерационных расчётов с учётом возможных ошибок персонала, смещения изделий при внешних воздействиях и заполнения помещения и отдельных единиц оборудования водой различной плотности.

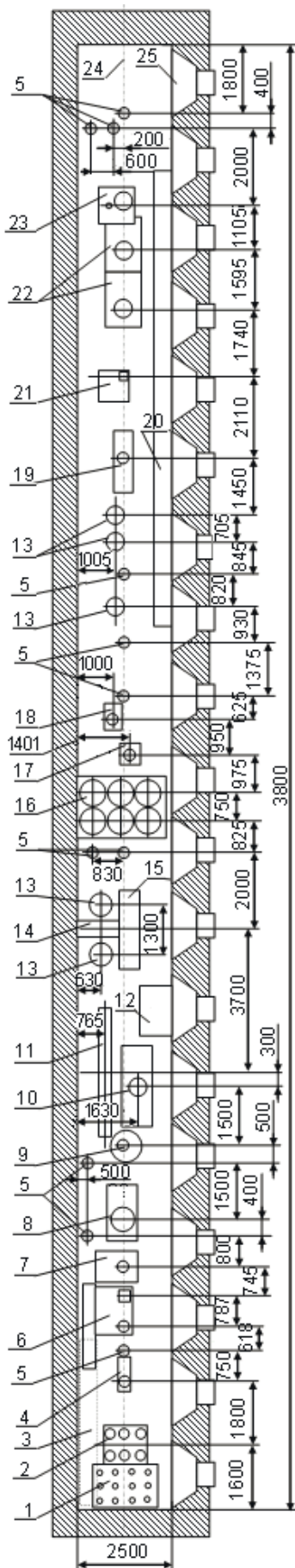


Рис. 1.67. Вид сверху на радиационно-защитную камеру РФ-2: 1 — временное хранилище ТВС; 2 — хранилище ТВС; 3 — установка сварки пробки ТВС; 4 — установка автоматизированного рентгенотелевизионного контроля качества сварного шва ТВС; 5 — подставка (стакан для магазина с твэлами или контейнера); 6 — установка визуального контроля ТВС; 7 — установка контроля геометрических размеров ТВС; 8 — установка контроля герметичности ТВС; 9 — установка термообработки сварного шва ТВС; 10 — установка сварки головки ТВС; 11 — кантователь ТВС; 12 — рабочий стол; 13 — магазин с твэлами; 14 — доработка полуавтоматической сборочной машины для сборки пучков твэлов ТВС реакторов БН-600 и БН-800; 15 — автоматический сборочный манипулятор; 16 — хранилище магазинов; 17 — установка термообработки сварных швов; 18 — стенд группового контроля герметичности твэлов; 19 — установка контроля внешнего вида твэла; 20 — транспортная машина; 21 — установка контроля распределения плотности с блоком коллимации; 22 — установка контроля герметичности твэла; 23 — входной накопитель твэлов; 24 — ось камеры; 25 — смотровая система

Одно из приоритетных направлений в программе производства радионуклидов на реакторной базе института — наработка молибдена-99. Данное производство организовано по «осколочной» технологии: молибден-99 выделяется как продукт деления урана-235 из мишеней с ядерными делящимися материалами после облучения этих мишеней в исследовательских реакторах АО «ГНЦ НИИАР». Одной из ключевых проблем данной технологии является обеспечение безопасности при обращении с отходами после растворения мишеней. При производстве молибдена-99 мишени со стартовым материалом — высокообогащённым (по изотопу урана-235) ураном — облучаются в исследовательском реакторе непродолжительное время и значительная часть делящегося нуклида не выгорает. Поэтому накопление продуктов переработки мишеней с ядерными делящимися материалами представляет собой проблему с точки зрения обеспечения ядерной безопасности и требует анализа на предмет соответствия требованиям безопасности процессов размещения в пеналы, хранения и транспортирования отходов. Радиационно-защитные камеры радиохимического комплекса, в котором проводится выделение целевого нуклида, не предназначены для длительного хранения продуктов переработки и не рассчитаны на постоянное увеличение мощности дозы ионизирующих излучений при их накоплении.

Поэтому необходимо было решать задачи по временному размещению контейнеров с продуктами переработки (фильтров-кейков с осадком диураната натрия) в здании, загрузке их в упаковки, допускающие длительное хранение в бассейнах выдержки комплекса по обращению с радиоактивными отходами, и транспортированию этих упаковок по территории института. В здании радиохимического комплекса отсутствуют оборудование и технологии размещения фильтров-кейков с отходами от производства молибдена-99 в упаковки, принимаемые комплексом по обращению с радиоактивными отходами. Поэтому решение задачи по передаче отходов на длительное хранение происходило в несколько этапов: извлечение фильтров-кейков из радиационно-защитных камер, где проводилась переработка мишеней; временное хранение фильтров-кейков на территории здания радиохимического комплекса; загрузка фильтров-кейков в защитный контейнер и транспортирование в отделение реакторного материаловедения; размещение их там в герметичные защитные упаковки, допускающие длительное хранение; транспортирование упаковок с фильтрами-кейками в хранилище комплекса по обращению с радиоактивными отходами. Из-за значительного суммарного количества ядерных делящихся материалов в фильтрах-кейках каждая из перечисленных операций требовала анализа и обоснования ядерной безопасности. И эта работа была выполнена.

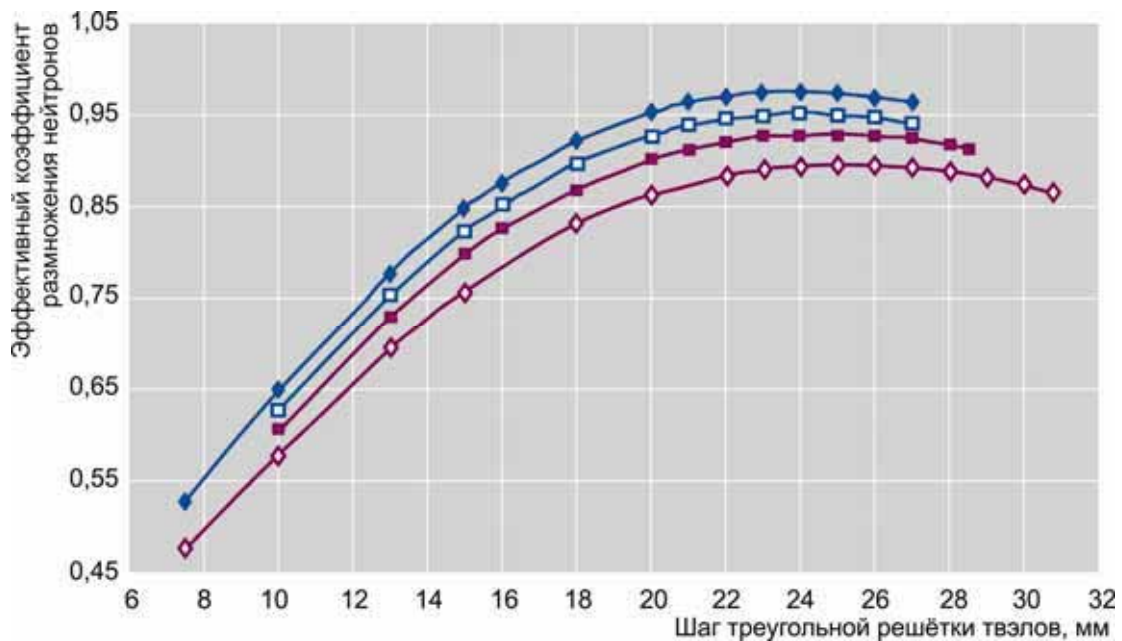


Рис. 1.68. Изменение значения эффективного коэффициента размножения нейтронов для пучка ТВЭЛов, размещённых в воде в узлах треугольной решётки, в зависимости от шага решётки при разном количестве ТВЭЛов: 85 (◆), 77 (□), 70 (■), 61 (◇) шт.

В отчётном году начата ещё одна важная работа по переводу реакторов РБТ-6 и РБТ-10 на новое, более ураноёмкое топливо. Реакторы РБТ-6, РБТ-10 работают на отработавшем топливе реактора СМ. В 2005 году реактор СМ переведён на новый вид топлива. Тепловыделяющие сборки нового типа имеют те же габаритные размеры и концевые детали, но чехол ТВС выполнен из циркониевого сплава, а не из нержавеющей стали. Кроме того, в новых типах ТВС используется ТВЭЛ с прежними формой и габаритами, но с увеличенной на 20 % загрузкой по урану. Имеющийся запас отработавших ТВС реактора СМ старого типа близится к исчерпанию. Перевод реакторов РБТ-6, РБТ-10 на ОТВС реактора СМ нового типа позволит обеспечить топливом реакторы на перспективу. Одной из задач обоснования безопасности перевода реакторов РБТ на новое

топливо являлось обоснование ядерной безопасности транспортно-технологических операций с этим топливом при его перемещении и временном хранении в зданиях института, а также его перемещении по территории промплощадки института. По результатам расчётного анализа всех транспортно-технологических операций были установлены условия и ограничения, обеспечивающие выполнение нормативных требований по ядерной безопасности.

Современные государственные нормы и правила в области использования атомной энергии содержат обычно более жёсткие требования по условиям обоснования и обеспечения безопасности объектов использования атомной энергии, чем нормативные документы, используемые при проектировании этих объектов. Например, в п. 3.2. «Правил безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии»* содержится требование: «Шаг размещения ТВС в чехлах, стеллажах, упаковках, а также взаимное расположение чехлов, стеллажей, упаковок, пеналов должны быть выбраны такими, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов при хранении и транспортировании ядерного топлива не превышал 0,95 при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии. При этом надо рассматривать такие количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды), которые в результате исходных событий проектных аварий при хранении и транспортировании приводят к максимальному эффективному коэффициенту размножения нейтронов». Проектные обоснования ядерной безопасности всех хранилищ исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР» выполнены до ввода в действие НП-061-05, в которых содержится требование о необходимости анализа ядерной безопасности с учётом возможной различной плотности замедлителя нейтронов в местах размещения изделий с ядерными делящимися материалами при авариях. Поэтому результатов анализа при изменении плотности воды в хранилищах ядерных делящихся материалов реакторов и критических стенов института проектные обоснования безопасности не содержат. В 2015 году была продолжена работа по уточняющему анализу ядерной безопасности хранилищ ядерных делящихся материалов исследовательских ядерных установок института для выполнения требований обозначенного пункта НП-061-05. По результатам этого анализа подтверждены проектные нормы загрузки хранилищ. При этом надо отметить, что максимальные значения эффективного коэффициента размножения нейтронов часто достигаются при промежуточных значениях концентрации замедлителя нейтронов (рис. 1.69).

Согласно проекту реакторная установка МБИР будет оснащена комплексом исследовательских радиационно-защитных камер. В состав комплекса входят:

- ◆ приреакторная исследовательская радиационно-защитная камера для нейтронной радиографии;
- ◆ внутренняя исследовательская (разделочная) радиационно-защитная камера;
- ◆ наружные исследовательские радиационно-защитные камеры для работы с материаловедческими сборками и экспериментальными ТВС.

Для всех радиационно-защитных камер на основании расчётных исследований установлены ограничения по количеству и геометрии расположения изделий с ядерными делящимися материалами.

* НП-061-05. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. [Электронный ресурс]. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2005. — 12 с. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: <http://meganorm.ru/Index2/1/4293850/4293850800.htm>. Дата обращения: 09.03.2016.

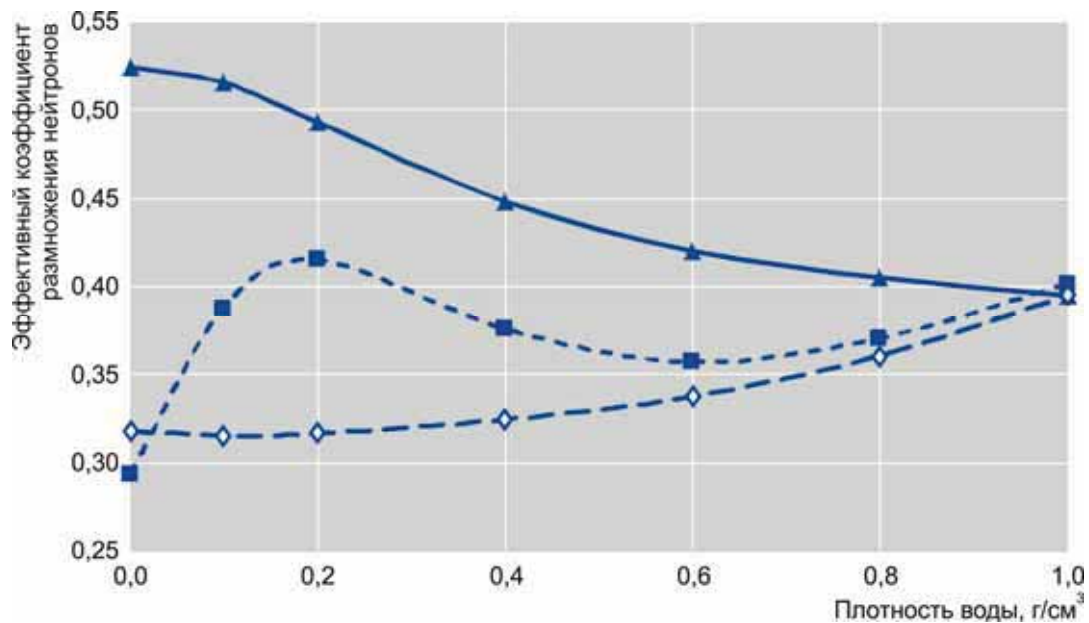


Рис. 1.69. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов стеллажа хранилища реактора МИР от плотности воды внутри и вне его ячеек при заданных параметрах: над ячейками находится воздух, внутри — вода плотностью 1,0 г/см³, меняется плотность воды между (▲) или внутри ячеек (◊); над, внутри и между ячейками плотность воды меняется одновременно (■)

В 2015 году проектно-конструкторские работы по оптимизации размещения оборудования исследовательских радиационно-защитных камер реактора МБИР были продолжены. Например, необходимо было обосновать ядерную безопасность ёмкостей для сбора дезактивирующих растворов, содержащих ядерные делящиеся материалы, от исследуемых рабочих и экспериментальных ТВС реактора МБИР. Успешное выполнение этой работы позволило подготовить материалы для проведения экспертиз по проектам исследовательских радиационно-защитных камер реакторной установки МБИР.

Л.В. Булычева, А.П. Малков, Е.С. Фраз

РАСЧЁТЫ НА ПРОЧНОСТЬ ДЕЙСТВУЮЩЕГО И ПРОЕКТИРУЕМОГО ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРОВ

Расчёты на прочность оборудования являются одной из важных процедур его лицензирования, продления срока эксплуатации, модернизации, вывода из эксплуатации, регистрации в надзорных органах, проведения экспериментальных исследований на действующих и строящихся реакторных установках и критических стендах. В АО «ГНЦ НИИАР» для расчётов прочности и надёжности оборудования путём моделирования на ЭВМ используют лицензированный многоцелевой программный комплекс ANSYS (версия 13.0), который успешно применяется в институте для решения задач с различными конструкционным исполнением и условиями нагружения. Применение этого комплекса программ эффективно для оценки прочности в соответствии с требованиями действующих норм расчёта на прочность оборудования [1].

В отчётном году были выполнены расчёты на прочность действующего (рис. 1.70) и проектируемого (рис. 1.71) оборудования исследовательских реакторов АО «ГНЦ НИИАР», а именно: оборудования первого контура, корпуса с крышкой и модернизированного сепаратора с 57 ячейками реакторной установки СМ; ёмкостного оборудования реактора МБИР (дренажных баков первого и второго контуров и контура системы автоматического охлаждения теплоносителя).



Рис. 1.70. Внешний вид оборудования первого контура реактора СМ: а — дегазатор; б — теплообменник расхолаживания; в — основной теплообменник; г — улитка насоса; д — контактный аппарат с регенератором; е — модернизированный сепаратор; ж — корпус реактора

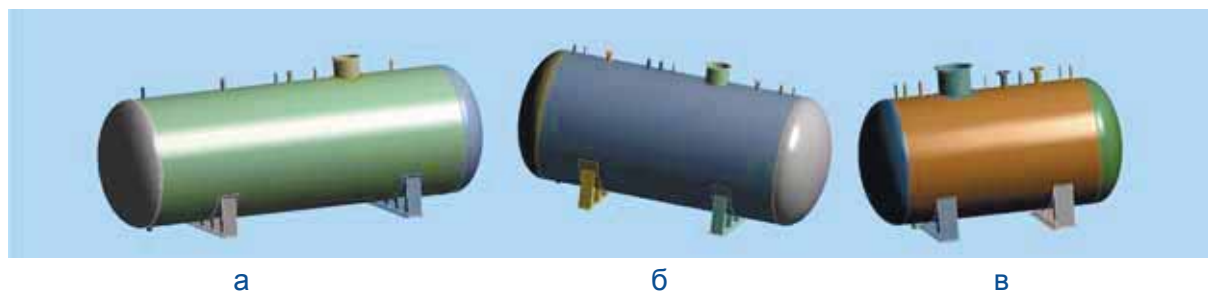


Рис. 1.71. Внешний вид проектируемых дренажных баков первого (а) и второго (б) контуров и контура системы автоматического охлаждения теплоносителя (в) реактора МБИР

В проведённых расчётах на прочность применены новые подходы к моделированию в системе ANSYS. Учитывая сложность геометрии оборудования и ограниченность ресурсов вычислительной техники, для проведения более подробного анализа в локальных областях таких ответственных зон конструкции, как фланцевые соединения или зоны присоединения патрубков к обечайке, использовали процедуру субмоделирования (опция программы ANSYS). Основной принцип субмоделирования заключается в переносе (интерполяции) перемещений, полученных из расчёта полной модели, на узлы границ субмодели и приложении их в качестве кинематической нагрузки, что позволяет при расчёте субмодели использовать более подробную конечно-элементную сетку (рис. 1.72).

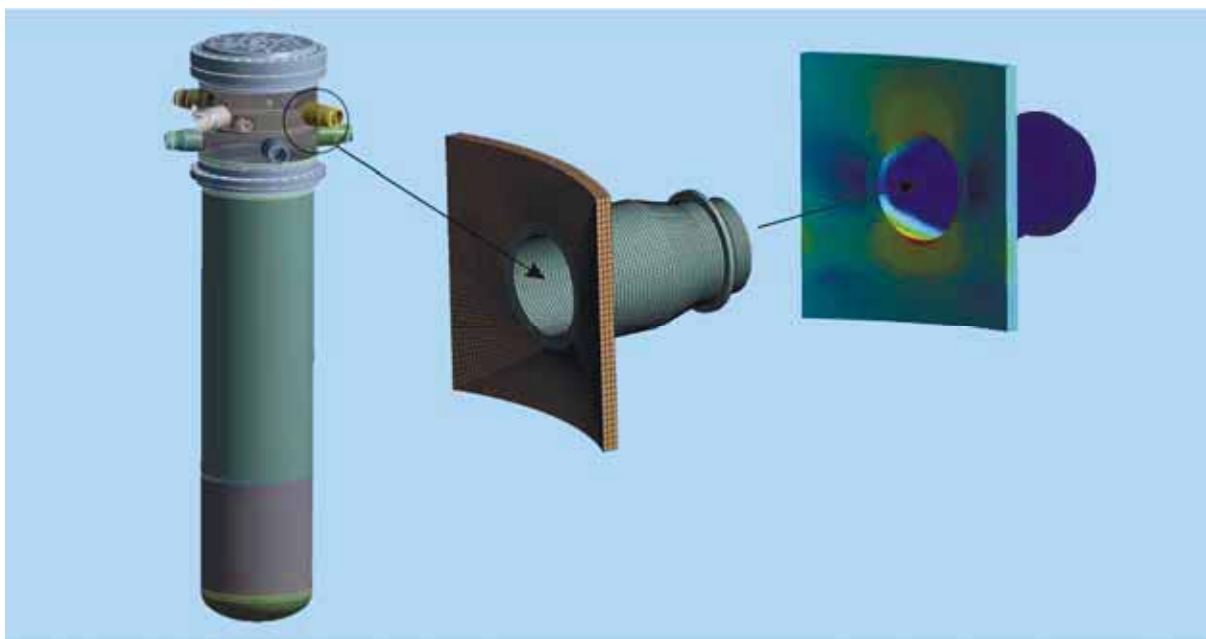


Рис. 1.72. Пример применения субмоделирования для модели патрубка подвода воды корпуса реактора СМ

Повышение требований надзорных органов к прочностным расчётам в части учёта нагрузок, связанных с последствиями возникновения аварийных режимов, сейсмической и вибрационной нагрузок, дало определённый толчок в развитии методов динамических нелинейных задач с использованием численных технологий программы ANSYS. В расчёте конструкций реактора РБТ-10/2 на ударные нагрузки от обрушающихся элементов здания при возникновении экстремальных внешних воздействий был применён программный продукт (ANSYS Explicit STR), встроенный в пакет программ ANSYS и позволяющий рассчитывать задачи нестационарной нелинейной динамики явными методами в интерфейсе ANSYS Mechanical с помощью решателя ANSYS AUTODYN. Эпюра распределения модуля вектора перемещений и зоны разрушения на поверхности площадки обслуживания в результате падения груза представлены на рис. 1.73, 1.74.

В результате расчётов определены зоны (зона опоры площадки обслуживания, зона приводов системы управления и защиты, центральная зона падения груза), в которых уровень напряжения превышает предел текучести материала, то есть возникает значительная остаточная деформация. В материале площадки выявлены зоны с перегрузками, при которых уровень текущего напряжённого состояния превышает предел прочности. Вследствие частичного повреждения материала и возникновения остаточной деформации конструкция площадки будет непригодной для последующей нормальной эксплуатации,

но она предотвратит дальнейшее падение обрушающихся элементов и деформацию центральной зоны реактора, а значит, и аварии с выходом значительного количества радиоактивных продуктов за пределы защитных барьеров.

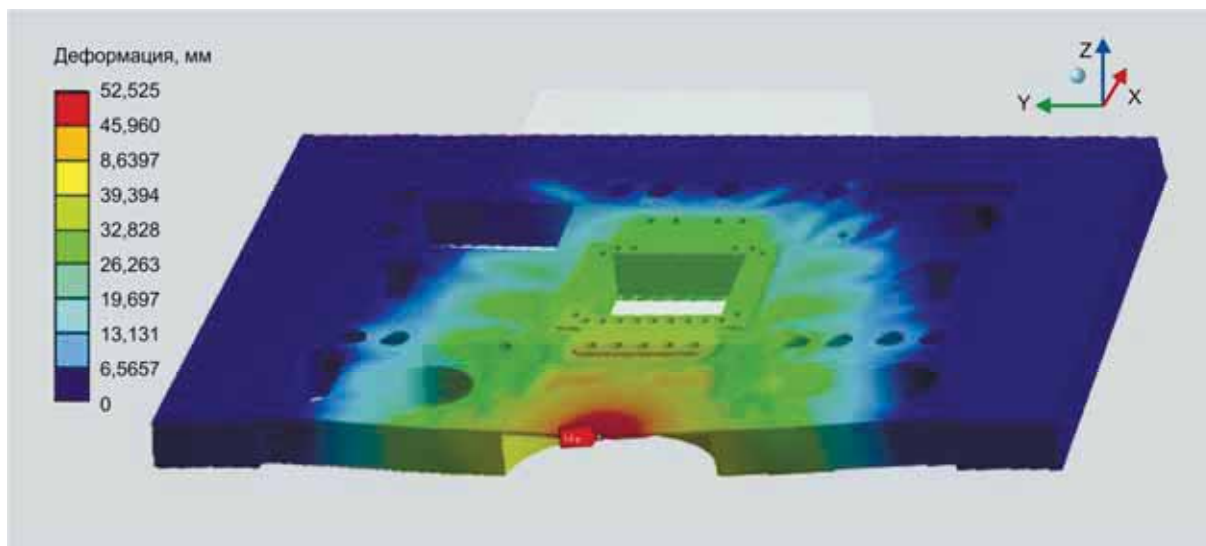


Рис. 1.73. Модель эпюры перемещений

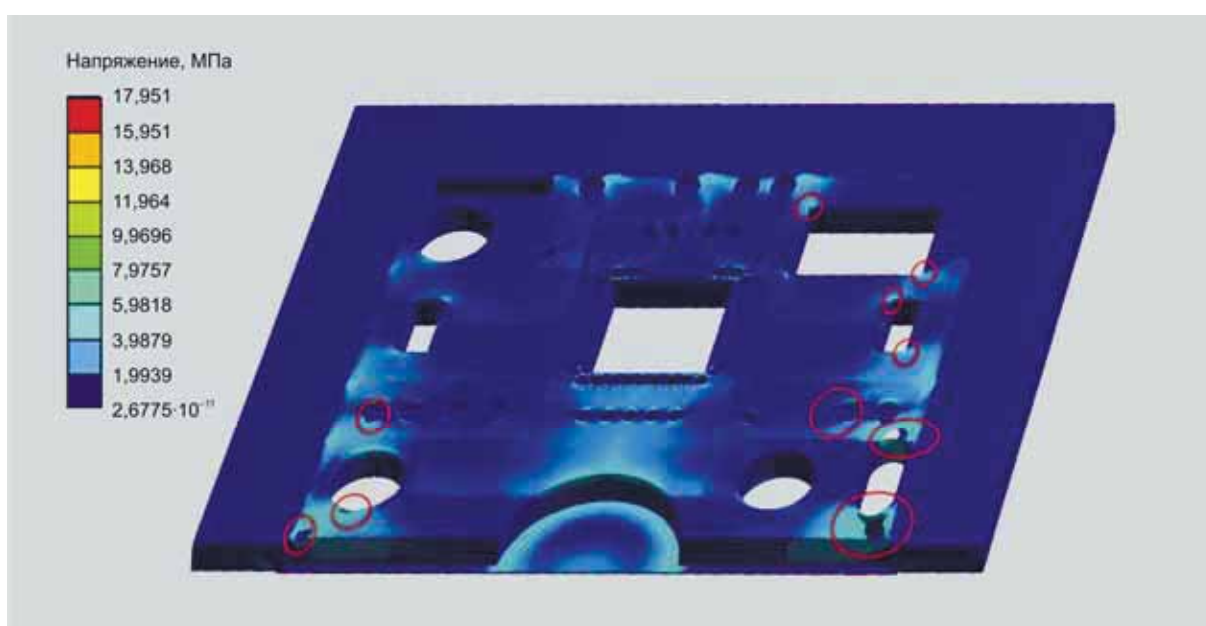


Рис. 1.74. Модель зоны разрушения на поверхности площадки

Для оценки устойчивости конструкций проектируемого ёмкостного оборудования реактора МБИР к сейсмическим воздействиям интенсивностью в 7 баллов по шкале MSK-64 на основании НП-031-01 [2] применяли линейно-спектральный анализ, проводимый с использованием модуля Response Spectrum программного пакета ANSYS. Линейно-спектральный анализ — это поиск вклада каждой формы собственных колебаний в результирующее возмущение от входного спектра отклика, поэтому для такого типа анализа был предварительно проведён модальный анализ преднапряжённой конструкции

баков в нелинейной постановке. В линейно-спектральной теории сейсмостойкости исходными данными для анализа являются результаты модального анализа (собственные формы и частоты колебаний) и исходное сейсмическое воздействие, заданное в виде спектров ответа (зависимость ускорения от частоты). В расчёте учитываются собственные частоты конструкции, не превышающие частоты сейсмического воздействия. В результате расчётов с использованием модуля Design Assessment в том же пакете ANSYS определены значения суммарного напряжения от совместного действия статических нагрузок при нормальных условиях эксплуатации (вес заполненного бака, давление и температура) и сейсмического воздействия (по принципу суперпозиции).

В рамках работ по обоснованию остаточного ресурса оборудования были выполнены расчёты, в которых учтены такие обязательные факторы, как фактические режимы эксплуатации и их количество, состояние материалов, результаты технического обследования. В результате эксплуатационного воздействия (температуры, флюенса нейтронов, длительности нагружения) основной металл и сварные швы становятся хрупкими и при отдельных режимах (например, аварийной ситуации) возникает опасность хрупкого разрушения металла. Значит, не будут соблюдаться условия безопасности, что не допустимо. Поэтому оценка целостности конструкций реакторов проводится также на основе критериев сопротивления хрупкому разрушению. Оценка сопротивления стали хрупкому разрушению предусматривает использование результатов исследований применённых материалов, в том числе на образцах малых размеров (микрообразцы Шарпи), вырезанных из образцов-свидетелей после длительного периода эксплуатации. Результаты проведённого анализа состояния конструкционного материала корпуса и крышки реактора СМ в 2001 и 2009 годах показали динамику снижения свойств прочности и пластичности материалов крышки и корпуса без учёта упрочнения материалов под воздействием облучения. В связи с этим предпосылки и допущения, принятые в расчётах, и результаты расчётов должны постоянно подтверждаться результатами мониторинга технического состояния металла оборудования реакторов. Результаты расчётов, в которых использовали номинальные значения допускаемого напряжения и гарантированные значения предела прочности и предела текучести, показали, что при данных условиях эксплуатации и приложенных нагрузках рассматриваемые конструкции удовлетворяют требованиям действующей нормативной документации с точки зрения прочности.

Полученные результаты ещё раз подтверждают, что программный комплекс ANSYS — одна из наиболее востребованных вычислительных технологий, которая успешно применяется для оценки прочности оборудования действующих и проектируемых реакторных установок АО «ГНЦ НИИАР».

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.: Энергоиздат, 1989. — 525 с.
2. НП-031-01. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности. — М.: ФГУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2001. — 49 с.

Л.П. Захарова, Н.В. Куреев

ПОВЫШЕНИЕ НАДЁЖНОСТИ И УСТОЙЧИВОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

После трагических событий на японской АЭС «Фукусима» в АО «ГНЦ НИИАР» была организована оценка инженерно-технических комплексов исследовательских ядерных установок на предмет обеспечения безопасности в случае возникновения чрезвычайных ситуаций природного и техногенного происхождения и был выполнен анализ запроектных аварий по перечню из трёх сценариев, предложенных руководством Госкорпорации «Росатом». Для повышения надёжности и устойчивости реакторных установок были разработаны мероприятия по уменьшению последствий запроектных аварий на исследовательских реакторах, которые предусматривали приведение реактора в подкритическое состояние до воздействия максимально расчётного землетрясения или смерча и возможность длительного (более 24 ч) обеспечения электроэнергией важных для безопасности систем. Для реализации этих мероприятий было необходимо внедрить систему антисейсмической защиты, позволяющую непрерывно контролировать амплитуду колебаний здания реакторной установки и выдавать сигналы в систему аварийной защиты при превышении установленного порога, модернизировать систему аварийного электрообеспечения для обеспечения электроэнергией от дизельных генераторов.

Для внедрения системы антисейсмической защиты в АО «ГНЦ НИИАР» были разработаны проекты по установке и подключению аппаратуры системы промышленной антисейсмической защиты для исследовательских ядерных установок института, в соответствии с чем в 2015 году приобретена аппаратура системы промышленной антисейсмической защиты и проведён её монтаж в зданиях реакторных установок (рис. 1.75). Аппаратура системы промышленной антисейсмической защиты реакторных установок введена в опытную эксплуатацию для обкатки оборудования, корректировки программного обеспечения и накопления необходимой статистики работы аппаратуры.



Рис. 1.75. Внешний вид аппаратуры системы промышленной антисейсмической защиты: а — сейсмодатчик в защитном кожухе; б — акселерометр CMG-5TD-M; в — рабочее место оператора

Система промышленной антисейсмической защиты обеспечивает:

- ♦ формирование сигналов аварийной защиты по логике «два из трёх» для автоматической остановки реактора при землетрясении, превышающем уровень аварийной уставки (ускорение сейсмических колебаний грунта — $0,25 \text{ м/с}^2$, что соответствует 5 баллам по шкале MSK-64) сейсмического воздействия;

- ♦ формирование и выдачу дискретных сигналов в систему управления и защиты реактора о состоянии аппаратуры системы промышленной антисейсмической защиты и превышении аварийной и предупредительной уставок (ускорение сейсмических колебаний грунта — $0,0625 \text{ м/с}^2$, что соответствует 3 баллам по шкале MSK-64) сейсмического воздействия;

◆ автоматическую непрерывную регистрацию ускорения в местах установки акселерометров.

Для модернизации системы аварийного электроснабжения исследовательских ядерных установок были приобретены стационарные дизельные электростанции (рис. 1.76) для реакторов МИР, РБТ-10/2 (2 шт.) и передвижные дизельные электростанции для реакторов БОР-60 (2 шт.) и ВК-50 (2 шт.), разработаны проекты по обеспечению резервного аварийного электроснабжения реакторных установок, в соответствии с проектами в отчётном году выполнены электромонтажные работы и введены в эксплуатацию резервные дизельные электростанции (рис. 1.77).



а б
Рис. 1.76. Внешний вид стационарной (а) и передвижной (б) дизельной электростанции



а б
Рис. 1.77. Внешний вид местного (а) и дистанционного (б) поста управления дизельной электростанции

Подключение резервных дизельных электростанций к системе аварийного электроснабжения исследовательских ядерных установок даёт возможность длительного (более 24 ч) обеспечения электроэнергией систем, важных для безопасности и надёжного расхолаживания реакторных установок. Выполненные работы позволяют обеспечить безопасную эксплуатацию реакторных установок АО «ГНЦ НИИАР» в случае чрезвычайных ситуаций природного и / или техногенного происхождения.

*А.Л. Петелин, С.В. Романовский, М.Ф. Чернов, В.А. Свистунов,
Ю.М. Крашенинников, С.А. Сазонтов, В.И. Широков*

СОЗДАНИЕ ХРАНИЛИЩА ВЫСОКОАКТИВНЫХ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ШАХТЕ РЕАКТОРА АСТ-1

В рамках государственного контракта в АО «ГНЦ НИИАР» выполнялись работы по созданию хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов в здании исследовательской ядерной установки АСТ-1. Устройство хранилища в шахте реактора является частью работ по выводу из эксплуатации реакторной установки АСТ-1. Проектируемое хранилище предназначено для разовой загрузки и долговременного хранения высокоактивных отходов, образовавшихся в процессе эксплуатации и проведении работ по выводу из эксплуатации реактора АСТ-1. Все отходы являются твёрдыми металлическими изделиями.

Долговременное хранилище высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов будет размещаться в здании реакторной установки ниже нулевой отметки в шахте реактора АСТ-1. Период заполнения хранилища составит один год, а период содержания — пятьдесят лет. За период хранения отходы перейдут в категорию низко- и среднеактивных, что позволит отказаться от защитного перегрузочного оборудования и дистанционно проводимых работ при демонтаже.

Хранилище высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов представляет собой комплексное инженерное сооружение, в состав которого входят: собственно хранилище; периодически обслуживаемые и постоянно обслуживаемые помещения; все необходимые технологические и вспомогательные системы инженерного обеспечения (рис. 1.78).



а



б



в



г

Рис. 1.78. Внешний вид здания (а, б) и центрального зала (в, г) реакторной установки АСТ-1 до (а, в) и после (б, г) технического перевооружения

Хранилище состоит из шахты реактора, корпуса реактора, биологической защиты, других недемонтируемых конструкций и загружаемых высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов. Общее количество таких подлежащих хранению отходов составляет 70 т, включая массу корпуса и шахты реактора.

Для реализации поставленной цели в соответствии с проектной и рабочей документацией были выполнены следующие работы: демонтированы металлоконструкции реакторного зала, отнесённые к твёрдым радиоактивным отходам, и существующие железобетонные подкрановые балки; установлены оконные блоки из поливинилхлорида; изготовлен и смонтирован мостовой электрический двухбалочный опорный кран грузоподъёмностью 12,5 т; приобретены и смонтированы вытяжная и приточная вентиляция, контрольно-измерительное оборудование, система радиационного контроля, оборудование автоматизированной системы контроля радиационной обстановки; проведены работы по устройству кровли, отопления, водопровода и канализации, системы физической защиты и пожарной сигнализации, сети электроосвещения и силового электрооборудования, наблюдательных скважин вокруг здания хранилища; выполнены пусконаладочные работы.

Результатом вышеперечисленных работ стало подписание приёмочной комиссией Госкорпорации «Росатом» соответствующего акта.

А.Л. Ижutow, А.Л. Петелин, С.В. Романовский, А.В. Почечура

РАЗРАБОТКА И АТТЕСТАЦИЯ МЕТОДИК ИЗМЕРЕНИЯ МАССЫ УРАНА СЧЁТЧИКАМИ НЕЙТРОННЫХ СОВПАДЕНИЙ

Одной из задач неразрушающих измерений, предусмотренных в процедурах физической инвентаризации и передачи ядерных материалов, является определение содержания урана в упаковочных контейнерах с целью подтверждения данных, зарегистрированных в учётных документах. Для проведения подтверждающих измерений применяют счётчики нейтронных совпадений, состоящие из детектора нейтронов колодезного типа, анализатора совпадений и персонального компьютера с программным обеспечением для выполнения анализа счёта совпадений. Обычно счётчики используют для измерения массы урана-235 активным методом, основанным на регистрации нейтронов вынужденного деления урана при облучении измеряемого ядерного материала нейтронами америциелитиевых источников (α, n)-типа. Определение массы урана-235 по скорости счёта нейтронных совпадений требует градуировки счётчика с использованием образцов, которые должны иметь характеристики, близкие к таким параметрам измеряемых единиц ядерных материалов, как размеры и конструктивные материалы упаковки, состав и плотность ядерных материалов. Пассивный метод измерения массы урана по его собственному нейтронному излучению с использованием счётчика множественности нейтронных совпадений привлекателен тем, что не требует обеспечения стандартными образцами для градуировки [1]. Но в связи с низким удельным выходом нейтронов спонтанного деления изотопов урана, основным источником которых является уран-238, применение пассивного метода ограничено измерениями урана в диапазоне значений массы урана-238 около и более 1 кг.

Разработка методик измерения массы урана счётчиками нейтронных совпадений в контейнерах, использующихся на опытной технологической установке по изготовлению топлива для ТВС реакторов на быстрых нейтронах, была проведена в рамках контракта по программе российско-американского сотрудничества в области совершенствования системы учёта и контроля ядерных материалов. Особенностью номенклатуры ядерных материалов, используемых на установке, является их разнообразие по химическому и изотопному составу. На начальном этапе были проведены исследования, для того чтобы экспериментально оценить возможность измерения урана методами активного и пассивного анализа нейтронных совпадений в применении к контейнерам, содержащим ядерные материалы различного состава. Для проведения измерений использовали имеющиеся счётчики совпадений двух типов: активный счетчик совпадений AWCC [2] производства фирмы «Канберра» (США), в котором вынужденное деление урана инициируется с помощью двух америциелитиевых источников интенсивностью около $5 \cdot 10^4 \text{ с}^{-1}$, и пассивный счётчик множественности совпадений, в состав которого входят высокоэффективный детектор нейтронов, изготовленный в АО «ГНЦ НИИАР» [3], и экспериментальная модель анализатора множественности совпадений EMSR [4], разработанная в Лос-Аламосской лаборатории США. Набор экспериментальных данных был получен в результате измерений более тридцати единиц ядерных материалов типичных составов. В их число входили контейнеры, содержащие используемый для изготовления ТВС реактора БОР-60 гранулированный диоксид урана с обогащением 71–73 % по изотопу урана-235, порошок закиси-оксида урана с обогащением 16–19 %, являющийся продуктом переработки обогащённого урана по программе конверсии ядерных материалов, оксиды урана с обогащением 86–89 и 2–4 %, а также порошок металлического урана естественного обогащения. Программа выполненных исследований включала многократные повторные измерения в режиме многоциклового набора счёта, для того чтобы оценить прецизионность и воспроизводимость результатов в зависимости от массы и обогащения урана.

Из анализа результатов измерений, выполненных с использованием активного счётчика AWCC, следует, что относительная погрешность определения скорости счёта нейтронных совпадений резко возрастает с уменьшением содержания урана до неприемлемо больших значений в диапазоне значений массы урана-235 менее 100 г. При времени набора счёта, равном 30 мин, относительное среднеквадратичное отклонение от среднего значения для определяемой скорости счёта совпадений составляет менее 1 % в диапазоне значений массы урана-235 выше 1 кг и достигает более 8 % при массе урана-235 около 100 г. Проведённый анализ функциональной зависимости отклика нейтронных совпадений от массы урана-235 показал, что её нелинейность вследствие эффектов экранирования и умножения нейтронов в ядерных материалах возрастает с увеличением обогащения урана. Влияние умножения нейтронов на градуировочную функцию счётчика может быть снижено введением поправки, которая определяется как отношение скорости счёта детектора к опорному значению скорости счёта при отсутствии ядерных материалов в измерительной полости. В этом случае адекватное описание зависимости результатов измерения от массы урана-235 обеспечивает функция степенного вида, показатель которой слабо зависит от обогащения урана и плотности ядерных материалов. В методике, разработанной для измерений массы урана-235 активным счётчиком AWCC на основании результатов проведённых исследований, используется градуировочная модель степенного вида, в которую введены поправки, учитывающие влияние обогащения урана и размножения нейтронов на скорость счёта совпадений:

$$D = AK(E)K_N M_{235}^B, \quad (1.3)$$

где A и B — константы градуировки, отражающие отношение массы урана-235 к скорости счёта в абсолютных ($\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$) и относительных единицах соответственно;

D — скорость счёта совпадений, с^{-1} ;

M_{235} — масса урана-235, г;

K_N — поправочный коэффициент, учитывающий влияние размножения нейтронов и равный отношению N/N_0 , отн. ед.;

N — общая скорость счёта детектора, c^{-1} ;

N_0 — скорость счёта детектора при отсутствии ядерных материалов в контейнере, c^{-1} ;

$K(E)$ — нормировочный коэффициент, отражающий зависимость скорости счёта совпадений от обогащения урана, отн. ед.

Зависимость нормировочного коэффициента от обогащения урана установлена по результатам измерения содержания урана в контейнерах с оксидами урана различного обогащения при фиксированном значении градуировочного параметра B . В диапазоне значений обогащения от 16 до 89 % эта зависимость хорошо описывается регрессией вида

$$K(E) = 1 + C(1 - E^2)^3, \quad (1.4)$$

где E — значение массовой доли изотопа урана-235 в уране, отн. ед.;

C — константа, значение которой для указанного выше диапазона значений обогащения составляет $0,253 \pm 0,008$.

Реализованный в методике алгоритм определения массы урана-235 позволяет свести к минимуму число градуировочных образцов, необходимых для обеспечения количественных измерений урана различного обогащения.

В методике измерений массы урана пассивным счётчиком нейтронных совпадений входными параметрами для определения массы являются эффективность детектирования нейтронов и данные о скорости спонтанного деления и множественности нейтронов в актах спонтанного и вынужденного деления изотопов урана. В качестве входных данных о множественности используются значения первых трёх факториальных моментов распределения множественности. Эффективность регистрации детектором нейтронов деления урана была определена в измерениях калифорниевых источников с учётом расчётной поправки на различие энергетического спектра нейтронов спонтанного деления изотопов калифорния-252 и урана-238 [1]. Известные данные о скорости спонтанного деления изотопов урана и множественности нейтронов вынужденного деления для средней энергии спектра нейтронов, равной 2 МэВ, были взяты из публикаций [5, 6]. Основная трудность с обеспечением входными данными была связана с недостатком информации о множественности нейтронов в актах спонтанного деления изотопов урана, так как в доступной литературе приведены сведения только о средних значениях числа нейтронов спонтанного деления для изотопов урана. В связи с этим была проведена работа по оценке требуемых констант распределения множественности.

Значения второго и третьего факториальных моментов распределения множественности нейтронов спонтанного деления урана-238 определили экспериментально по результатам счёта множественности совпадений в измерениях аттестованных стандартных образцов обеднённого урана. В измерениях использовали набор из слоевых образцов металлического урана с толщиной слоя около 2 мм и массой приблизительно 100 г. Каждое измерение выполняли в режиме многоциклового набора данных счёта (600 циклов по 100 с), чтобы обеспечить достаточную статистику счёта и проведение анализа данных на выбросы. Значения моментов определили по результатам регистрации совпадений с использованием известного значения эффективности детектора, предположив, что размножение нейтронов в образцах пренебрежимо мало, а значения моментов распределения множественности для изотопов урана-234, 235, 236 — расчётным путём с использованием корреляционных зависимостей, описывающих связь второго и третьего моментов со средним числом нейтронов в актах деления. Для определения зависимости использовали известные данные для спонтанно делящихся изотопов плутония и кюрия, приведённые в работе [7], а также экспериментально полученные значения моментов для урана-238. Полученные значения констант множественности для изотопов урана приведены в табл. 1.20 с указанием оценок погрешности их определения.

Таблица 1.20

**Значения факториальных моментов распределения
множественности нейтронов в актах спонтанного деления изотопов**

Изотоп	Факториальный момент распределения множественности		
	Первый	Второй	Третий
^{238}U	2,01	$3,36 \pm 0,09$	$4,21 \pm 0,24$
^{234}U	1,81	$2,73 \pm 0,15$	$2,98 \pm 0,51$
^{235}U	1,86	$2,87 \pm 0,12$	$3,29 \pm 0,42$
^{236}U	1,91	$3,02 \pm 0,10$	$3,61 \pm 0,34$

Анализ результатов выполненных измерений массы урана в контейнерах с ядерными материалами различного состава пассивным счётчиком множественности нейтронных совпадений показал, что прецизионность измерений не только зависит от массы урана в контейнере, но и значительно ухудшается с увеличением его обогащения. Возрастание случайной погрешности измерений с увеличением обогащения приближенно описывается зависимостью вида $F(E) \approx (1 + E) / (1 - E)$. По этой причине практическое применение пассивного метода для количественных измерений урана ограничено диапазоном значений его обогащения приблизительно до 40 %. В диапазоне значений массы урана выше 600 г для достижения приемлемого уровня погрешности измерений требуется время набора счёта около 1 ч.

Метрологическая аттестация разработанных методик измерения счётчиками нейтронных совпадений была проведена по результатам измерений массы урана в реальных контейнерах, обеспеченных паспортными данными о массе и изотопном составе урана. Методика измерений активным счётчиком AWCC аттестована для измерений массы урана-235 в типовых контейнерах (диаметром 150 мм и высотой 235 мм), содержащих оксиды урана с обогащением от 16 до 90 % в диапазоне значений массы урана-235 от 100 до 5300 г. Аттестованные характеристики погрешности измерений при времени набора счёта, равном 30 мин (30 циклов по 60 с), установленные в зависимости от массы урана-235, приведены в табл. 1.21.

Таблица 1.21

**Характеристики погрешности измерений массы урана-235
активным счётчиком нейтронных совпадений**

Масса урана-235, г	Границы относительной погрешности измерений*, %		
	Случайная составляющая	Систематическая составляющая	Полная погрешность
100–300	$3,5 + \frac{1800}{M_{235}}$	$2,1 + \frac{360}{M_{235}}$	$3,9 + \frac{1820}{M_{235}}$
300–2000	$1,2 + \frac{2460}{M_{235}}$	$1,9 + \frac{380}{M_{235}}$	$1,9 + \frac{2400}{M_{235}}$
2000–5300	$0,7 + \frac{3450}{M_{235}}$	$1,8 + \frac{400}{M_{235}}$	$1,8 + \frac{2600}{M_{235}}$

* Здесь и далее в таблицах данной статьи границы относительной погрешности измерений даны для доверительной вероятности, равной 0,95. — Прим. ред.

Методика измерений пассивным счётчиком множественности нейтронных совпадений аттестована для измерения массы урана в контейнерах, содержащих оксиды урана с обогащением до 20 % в диапазоне значений массы урана-235 выше 600 г. Аттестованные характеристики погрешности измерений при времени набора счёта, равном 60 мин (60 циклов по 60 с), установленные в зависимости от массы урана M , приведены в табл. 1.22.

Таблица 1.22

**Характеристики погрешности измерений массы урана
пассивным счётчиком множественности нейтронных совпадений**

Обогащение урана-235, %	Масса урана, г	Границы относительной погрешности измерений, %		
		Случайная составляющая	Систематическая составляющая	Полная погрешность
Не более 4	600–3000	$2,1 + \frac{3300}{M}$	$2,2 + \frac{400}{M}$	$2,9 + \frac{3200}{M}$
	3000–10000	$1,9 + \frac{4000}{M}$		
4–20	600–3000	$2,4 + \frac{5100}{M}$	$2,1 + \frac{900}{M}$	$3 + \frac{5100}{M}$
	3000–10000	$2,1 + \frac{6200}{M}$		

Область применения разработанных методик охватывает основные типы учётных единиц ядерных материалов, которые вносят наибольший вклад в материальный баланс урана на установке. Эти методики могут служить в качестве базовых в работах, которые будут выполняться в дальнейшем с целью распространить сферу применения счётчиков нейтронных совпадений для измерения содержания урана в контейнерах с ядерными материалами других составов.

Список литературы

1. Горобец А.К., Федотов А.А., Наскальнюк А.Н., Назаренко В.И. Применение пассивного счётчика множественных нейтронных совпадений для неразрушающих измерений массы урана. — Труды III Международной конференции по учёту, контролю и физической защите ядерных материалов, Обнинск, 16–20 мая 2005 г.: в 3 т. — Обнинск: ФГУП «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт», 2006. Т. 3.— 279 с.
2. Голубец В.В. AWCC: активный колодезный счетчик нейтронных совпадений. Руководство по работе на установке. — Обнинск: Учебно-методический центр по учёту и контролю ядерных материалов, 2000. — 26 с.
3. Горобец А.К., Федотов А.А., Наскальнюк А.Н. и др. Оценка характеристик и испытания счётчика множественных нейтронных совпадений для неразрушающих измерений ядерных материалов на опытной установке по производству МОКС-топлива. — Труды III Международной конференции по учёту, контролю и физической защите ядерных материалов, Обнинск, 16–20 мая 2005 г.: в 3 т. — Обнинск: ФГУП «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт», 2006. Т. 3.— 279 с.
4. M. Krick. Experimental Multiplicity Shift Register (EMSR) User Guide. LANL report LA-UR-00-3089. — Los Alamos: NM USA, 2000. — 11 p.

5. Райлли Д., Энсслин Н., Смит Х. мл. и Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: справочник: пер. с англ. / под ред. Н.В. Мошкиной, И.Н. Сазонова. — М.: ЗАО «Издательство "Бином"», 2000. — 703 с.
6. Boldeman J., Hines M. Prompt Neutron Emission Probabilities Following Spontaneous and Thermal Neutron Fission // Nucl. Sci. and Eng., 1985. Vol. 91. P. 114–116.
7. Holden N., Zucker M. Neutron Multiplicities for the Transplutonium Nuclides. — Proc. 7th ESARDA Symp. on Safeguards and Nuclear Material Management, Liege, Belgium, 21–23 May 1985. — Belgium: Liege, 1985. — P. 229–230.

А.К. Горобец, А.И. Теллин, А.В. Ермакова

РАЗРАБОТКА УСТРОЙСТВ ДЛЯ КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАРТОВЫХ МАТЕРИАЛОВ В МИШЕНЯХ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОНУКЛИДОВ

Неразрушающие методы анализа ядерных материалов широко применяются при изготовлении различных стандартных образцов, реакторных мишеней, тепловыделяющих элементов и прочего. Часто требуется контролировать характеристики распределения ядерных материалов в каждом изделии. Например, для реакторного получения целевых радионуклидов используются мишени с сердечником, изготовленным из смеси оксида тяжёлого элемента (урана, плутония, америция, кюрия) и легкого элемента матрицы (алюминия). Необходимой мерой обеспечения безопасности при эксплуатации мишени является контроль качества изготовления сердечников, а также самой мишени до установки её на облучение в реактор. Главное требование — равномерность распределения тяжёлого элемента в сердечнике с определённым заданным значением массовой доли этого элемента. Для измерения плотности (или массы) должен использоваться неразрушающий анализ, то есть не нарушающий целостности самой мишени или сердечника. При производстве стандартных образцов изотопного состава и массы урана проводится полный цикл подтверждающих неразрушающих измерений, в том числе с целью определения неоднородности локальной поверхностной плотности и среднего значения поверхностной плотности для подтверждения квазибесконечной толщины оксида урана.

АО «ГНЦ НИИАР» обладает большим практическим опытом разработки установок, позволяющих измерять характеристики распределения тяжёлых элементов в сердечниках реакторных мишеней. Под тяжёлыми элементами понимаются элементы с порядковым номером больше 82. Принцип, положенный в основу таких установок, заключается в измерении коэффициента пропускания $T(E)$ рентгеновского или гамма-излучения, проходящего через измеряемый объект. В зависимости от значения поверхностной плотности (толщины) мишени выбирается источник излучения и соответствующая гамма-спектрометрическая система. Установки отличаются не только аппаратным исполнением, но и применяемым методом измерения. В разработанных в АО «ГНЦ НИИАР» установках используется два метода, которые выбирают исходя из характеристик объекта измерения: метод многоэнергетической плотнометрии и метод моноэнергетической плотнометрии.

Метод многоэнергетической плотнометрии. Для объектов измерения (мишеней) с поверхностной плотностью в диапазоне от 0,2 до 0,8 г/см² источником излучения служит изотоп железа-55. Диапазон испускаемого непрерывного рентгеновского излучения —

от 30 до 200 кэВ. Масса тяжёлого элемента определяется с использованием данных массовых коэффициентов ослабления гамма-излучения в тяжёлом элементе, элементах матрицы (алюминий и кислород) и оболочке (нержавеющая сталь). Энергетическую зависимость массовых коэффициентов ослабления измеряют с помощью контрольных образцов этих элементов [1, 2].

Суть метода заключается в измерении коэффициента пропускания $T(E)$ сердечника из двухэлементного сплава, например UAl_3 , для которого при определённой энергии E_i справедливо выражение

$$\ln T(E) = -(m_U \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_U(E) + m_{Al} \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{Al}(E)), \quad (1.5)$$

где m_U и m_{Al} — поверхностная плотность урана и алюминия на просвечиваемой пучком площади сердечника соответственно, г/см²;

$\left(\frac{\mu}{\rho}\right)$ — массовый коэффициент ослабления, см²/г.

При известной геометрии пучка поверхностная плотность урана вычисляется из данного выражения. При этом параметры $\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_U(E)$ и $\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{Al}(E)$ определяются экспериментально с использованием контрольных образцов урана и алюминия. Для каждого канала анализатора в широком диапазоне значений энергии рентгеновского излучения источника на основе железа-55 рассчитывается значение поверхностной плотности урана (m_U). Впоследствии вычисляется среднее значение m_U для выбранного диапазона значений энергий.

Данный метод применяется для измерения образцов с малым содержанием ядерных материалов и высоким содержанием элемента матрицы, так как просвечивание методом моноэнергетической плотнометрии не позволяет учитывать вклад ослабления излучения элементом матрицы. При этом использование широкого диапазона энергий непрерывного излучения источника на основе железа-55 повышает статистику измерений, что дает преимущество перед просвечиванием моноэнергетическим излучением.

Метод моноэнергетической плотнометрии. Для объектов измерения (мишеней) с поверхностной плотностью более 0,8 г/см² источником излучения служит изотоп бария-133. Для измерения поверхностной плотности образцов используют метод радиационной плотнометрии, в котором образец просвечивается пучком гамма-излучения от источника с изотопом бария-133, из спектра которого используются гамма-кванты излучения с энергией E , равной 356 кэВ. Прошедшее через материал образца гамма-излучение регистрируется детектором и используется для вычисления коэффициента пропускания:

$$T(E) = I/I_0, \quad (1.6)$$

где I — интенсивность гамма-излучения, прошедшего через исследуемый образец, имп./с;
 I_0 — интенсивность гамма-излучения, прошедшего через оболочку мишени, в которой отсутствует тяжёлый элемент, имп./с.

Первоначально измеряется спектр гамма-излучения, прошедший через оболочку мишени. Это позволяет определить опорный спектр и рассчитать интенсивность гамма-излучения с энергией 356 кэВ при отсутствии поглощающего слоя тяжёлого элемента. Таким образом исключается вклад деталей корпуса при определении коэффициента пропускания. После этого этапа в измерительный узел устанавливают мишень с тяжёлым элементом. Проводят измерение спектра гамма-излучения, прошедшего через образец, вычисляют интенсивность гамма-излучения с энергией 356 кэВ, прошедшего поглощающий слой тяжёлого элемента. Для определения поверхностной плотности ($\rho_{\text{пн}}$) используется выражение

$$\rho_{пп} = - \frac{\ln T(E)_{UO_2}}{\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{UO_2}}. \quad (1.7)$$

Интенсивность I_0 и I гамма-излучения с энергией, равной 356 кэВ, для опорного спектра и спектра просвечивания образца определяют путём прямых измерений. Для определения абсолютного значения поверхностной плотности тяжёлого элемента необходимо знать значение сечения ослабления гамма-излучения с энергией, равной 356 кэВ, для данного материала. Массовый эффективный коэффициент ослабления зависит от параметров просвечиваемого материала, а также устройства и размеров деталей измерительного узла: толщины и плотности слоя тяжёлого элемента; состава и толщины дополнительных конструкционных материалов; конструкции коллиматора, формирующего пучок; типа источника гамма-излучения; расстояния между источником и детектором, между источником и образцом; размеров входного детекторного коллиматора. В методике массовый эффективный коэффициент ослабления определяется экспериментально с помощью стандартных образцов с известными значениями поверхностной плотности.

Реализованные проекты установок

Установка просветки государственных стандартных образцов обогащения урана (рис. 1.79) состоит из следующих комплектующих: анализатора; детектора $LaBr_3(Ce)$; автоматического сканирующего устройства; компьютера с установленным спектрометрическим программным обеспечением; источника гамма-излучения с изотопом бария-133, размещённого в защитном свинцовом контейнере (диаметром 65 мм и высотой 50 мм) с вольфрамовым коллиматором с отверстием диаметром 4,9 мм.

Для измерения поверхностной плотности гранулированного диоксида урана образцов используют метод радиационной плотнометрии, в котором образец просвечивается пучком гамма-излучения. Схема формирования пучка представлена на рис. 1.80.

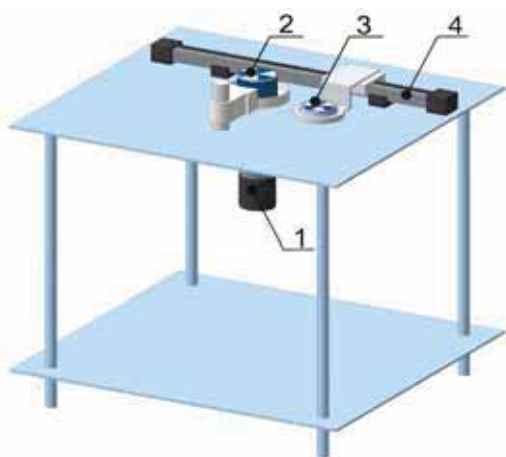


Рис. 1.79. Модель установки просветки государственных стандартных образцов обогащения урана: 1 — детектор $LaBr_3(Ce)$ с анализатором; 2 — защитный контейнер с помещённым внутри источником гамма-излучения; 3 — образец; 4 — система перемещения измеряемого образца

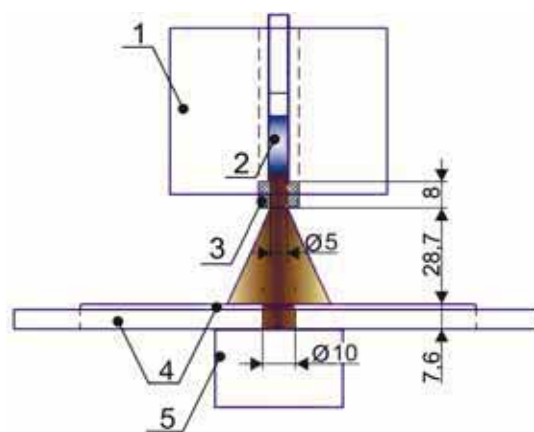


Рис. 1.80. Геометрия просвечивания образца источником на основе бария-133: 1 — защитный контейнер из вольфрама или свинца; 2 — источник гамма-излучения; 3 — коллиматор из вольфрама; 4 — защита детектора с коллиматором; 5 — детектор, регистрирующий гамма-излучение

Пучок формируется от источника с изотопом бария-133, из спектра которого используются гамма-кванты излучения с энергией, равной 356 кэВ. Просвечиваемый стандартный образец с гранулированным диоксидом урана (см. рис. 1.64 настоящего отчёта) состоит из деталей, которые составляют на пути пучка несколько слоёв различных разнородных материалов: крышки капсулы из нержавеющей стали толщиной 3 мм; прижимного устройства из металлического алюминия толщиной 6 мм; шайбы из нержавеющей стали толщиной 0,5 мм; гранулированного диоксида урана толщиной 8–10 мм (насыпная плотность); окна образца из нержавеющей стали толщиной 0,5 мм. Сложность структуры просвечиваемых материалов создаёт определённые трудности в интерпретации результатов просвечивания. Первоначально измеряется спектр гамма-излучения, прошедший через основные детали капсулы: крышку, прижимное устройство, шайбу и окно. Это позволяет определить опорный спектр и рассчитать интенсивность гамма-излучения с энергией, равной 356 кэВ, при отсутствии поглощающего слоя гранулированного диоксида урана (I_0). Таким образом исключается вклад деталей корпуса при определении коэффициента пропускания. После этого этапа в измерительный узел устанавливают капсулу с гранулированным диоксидом урана, проводят измерение спектра гамма-излучения, прошедшего через образец, вычисляют интенсивность гамма-излучения с энергией 356 кэВ, прошедшего поглощающий слой гранулированного диоксида урана (I).

Массовый эффективный коэффициент ослабления определяется экспериментально с помощью стандартных образцов с известными значениями поверхностной плотности или в специальных экспериментах с изготовленным на основе капсулы государственного стандартного образца обогащения урана образцом с контрольным значением поверхностной плотности оксида урана. Данное значение сечения ослабления может использоваться для измерения поверхностной плотности диоксида урана в ограниченном диапазоне. Границы полной относительной погрешности измеренных по методике значений поверхностной плотности гранулированного диоксида урана составляют $\pm 1,8\%$ при доверительной вероятности, равной 0,95.

Установка определения равномерности распределения стартового материала в мишени-накопителе трансплутониевых элементов (рис. 1.81) предназначена для определения неравномерности распределения стартового материала в мишени путём её сканирования и просвечивания пучком рентгеновского излучения. Установка позволяет сканировать мишени-накопители трансплутониевых элементов длиной до 500 мм и диаметром 10,0 мм. Мишень-накопитель трансплутониевых элементов состоит из оболочки, сердечника и головки. Установка является стационарной и предназначена для работы в дистанционных условиях подкамерного помещения горячей материаловедческой лаборатории [3].

Установка определения равномерности распределения стартового материала в мишени-накопителе трансплутониевых элементов конструктивно (рис. 1.82) состоит из функциональных узлов, выполненных в виде отдельных сборочных единиц, таких как:

- ◆ полупроводниковый детектор высокого разрешения;
- ◆ многоканальный анализатор;
- ◆ система автоматизированного перемещения образцов;
- ◆ защита детектора от внешнего гамма-излучения, выполненная из свинца толщиной 50 мм;
- ◆ набор коллиматоров детектора и источника из вольфрама с отверстием диаметром 5 мм, предназначенных для формирования геометрии узкого пучка излучения;
- ◆ источник рентгеновского излучения на основе радионуклида железа-55 с непрерывным спектром излучения в диапазоне энергии от 30 до 220 кэВ;
- ◆ защитный контейнер под источник излучения, изготовленный из свинца;
- ◆ измерительный канал с окнами для просветки;

- ◆ толкатель с головкой-держателем мишени;
- ◆ система дистанционной заливки жидкого азота, включающая в себя сосуд Дьюара, шланг для перелива, пробку-вентиль;
- ◆ ноутбук, блок питания, мышь лазерная;
- ◆ специализированное спектрометрическое программное обеспечение.

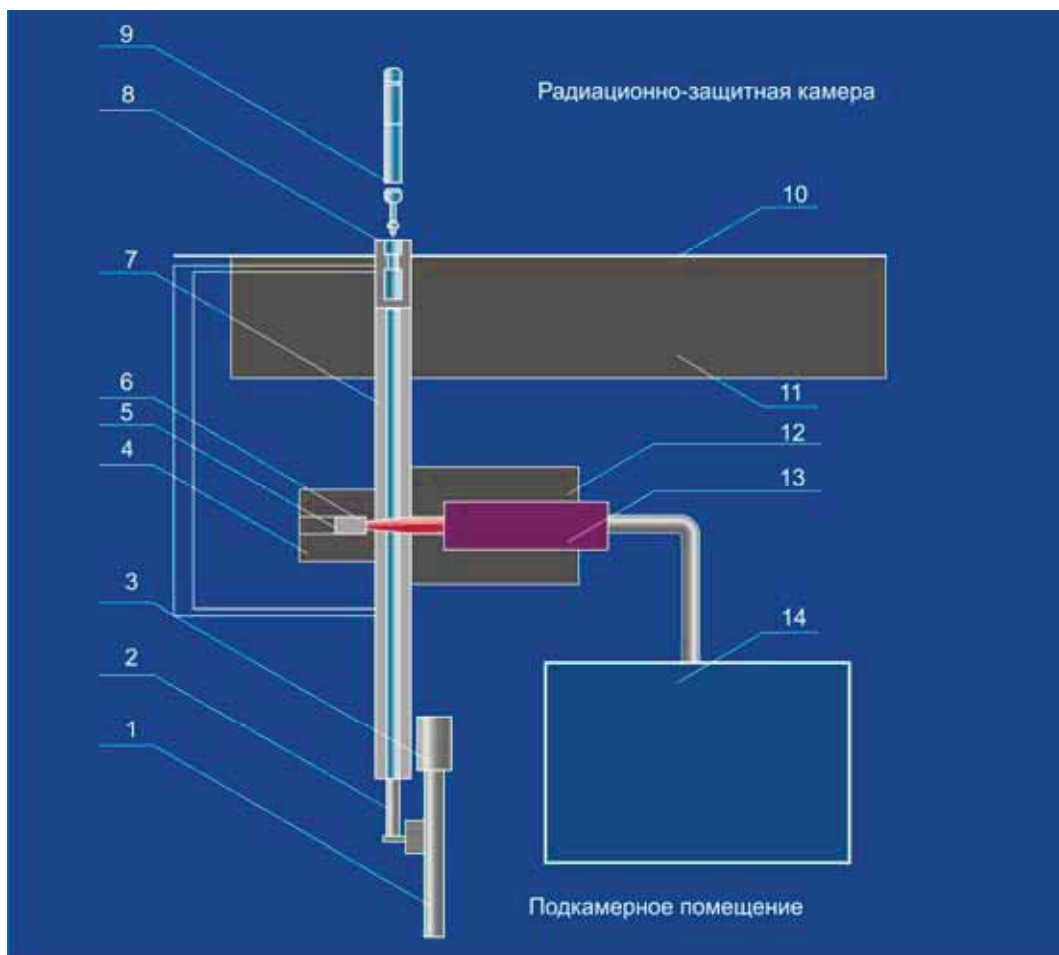


Рис. 1.81. Схема измерения распределения стартового материала в мишени:
 1 — линейный привод; 2 — толкатель; 3 — шаговый двигатель; 4 — коллиматор;
 5 — источник рентгеновского излучения; 6 — защитный контейнер; 7 — канал;
 8 — держатель мишени; 9 — мишень; 10 — пол радиационно-защитной камеры;
 11 — защита от нейтронного излучения; 12 — защита детектора; 13 — детектор;
 14 — система охлаждения

Технические характеристики установки определения равномерности распределения стартового материала в мишени-накопителе трансплутониевых элементов:

Диаметр измеряемых мишеней.....	10,0 мм
Длина хода толкателя мишени.....	700 мм
Максимальная измеряемая длина активной зоны мишени	500 мм
Время измерения в точке сканирования при погрешности менее 5 %	300 с
Время измерения мишени.....	7 ч
Цикл сканирования.....	Автоматический

Границы погрешности измерения значения
при доверительной вероятности 0,95:

локальной массы трансплутониевого элемента
на участке сканирования при однократном измерении..... $\pm 4,3\%$
суммарной массы трансплутониевого элемента
в сердечнике мишени при однократном сканировании $\pm 3,9\%$

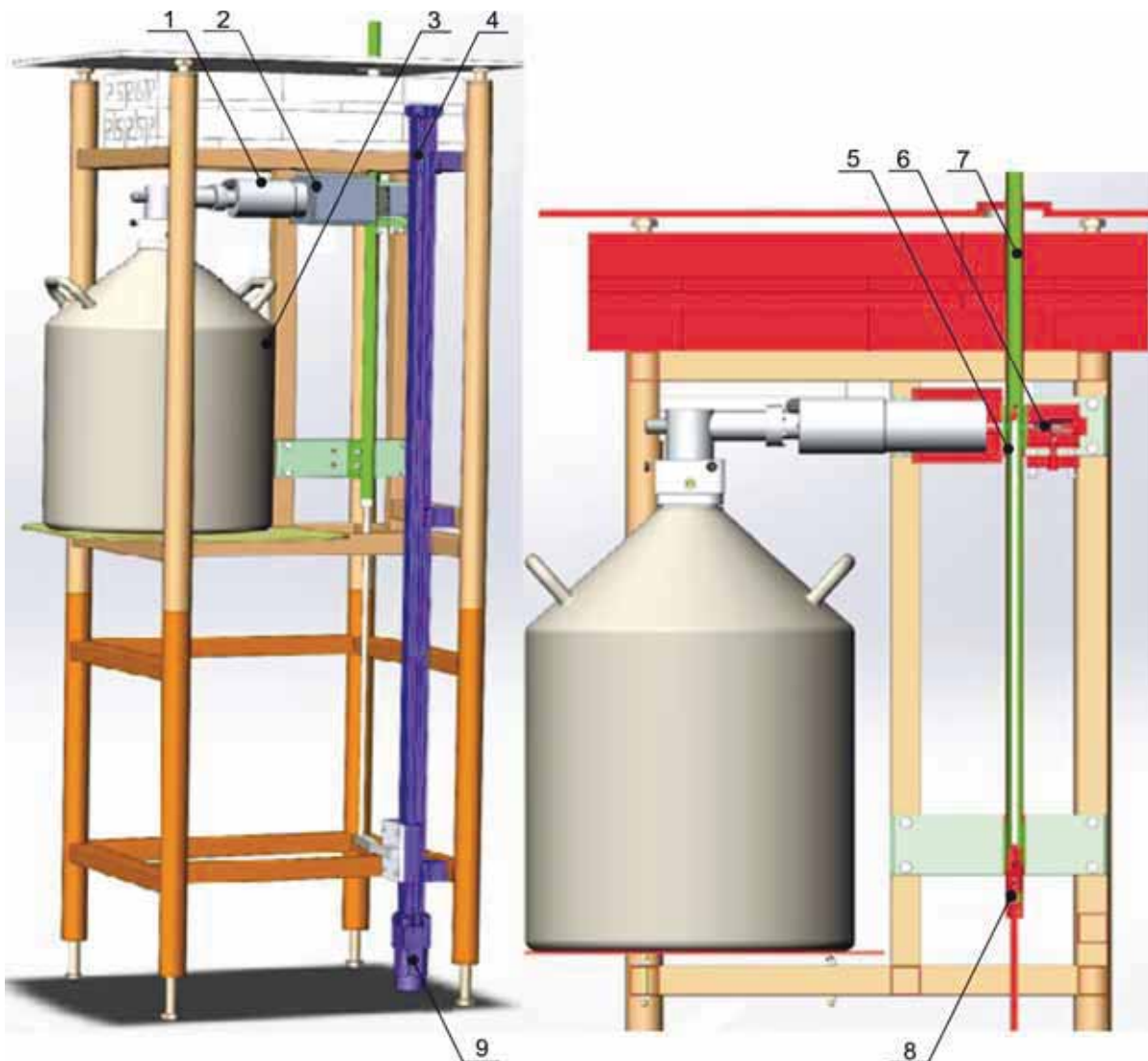


Рис. 1.82. Общий вид установки определения равномерности:

1 — детектор; 2 — свинцовая защита детектора; 3 — сосуд Дьюара под детектор;
4 — система линейного перемещения; 5 — мишень; 6 — источник в защитном
контейнере; 7 — канал под мишень; 8 — толкатель мишени; 9 — шаговый двигатель

Установка измерения распределения урана в стержневых мишенях предназначена для измерения распределения локальной массы урана в сердечниках, представляющих собой цилиндр диаметром 4,8 мм и длиной около 170 мм. В сердечнике содержится примерно 2 г урана с обогащением по урану-235 около 90 %. Основной целью установки является измерение и анализ характеристик распределения локальной массы

урана по длине сердечника с последующей отбраковкой сердечников с критическими значениями неоднородности [2, 4]. Основными узлами установки являются источник рентгеновского излучения на основе изотопа железа-55 в защитном контейнере, сцинтилляционный детектор с анализатором спектра гамма-излучений и устройство перемещения сердечника. На рис. 1.83 (а) показано расположение привода измерительного узла установки измерения распределения урана в стержневых мишенях, а на рис. 1.83 (б) — относительное размещение блоков измерительного узла.

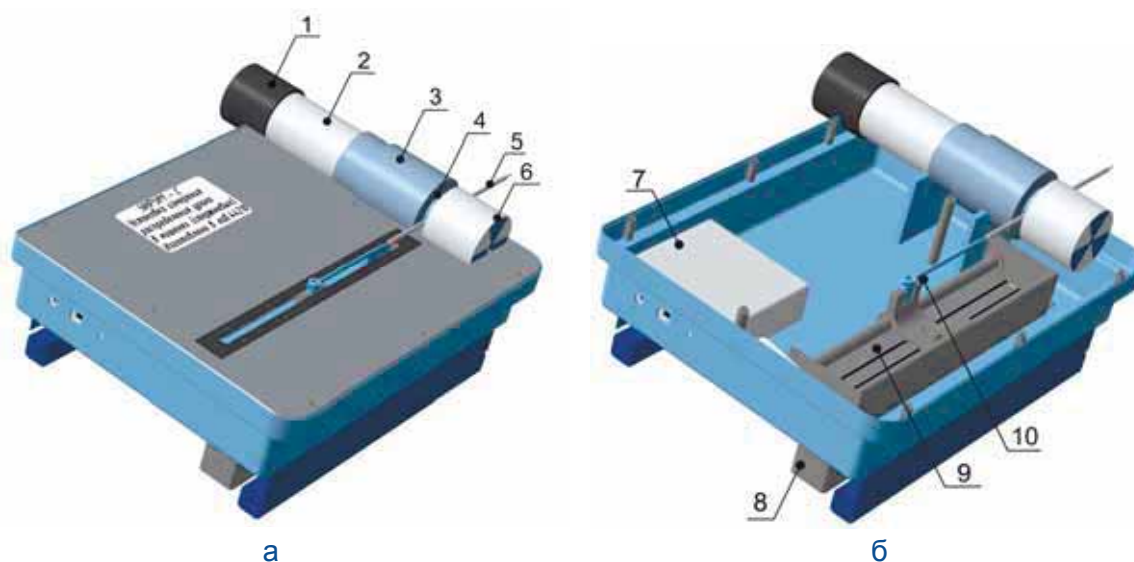
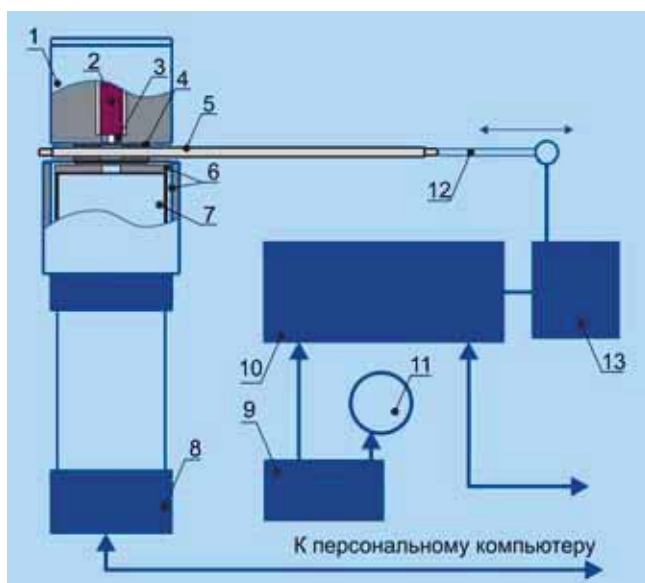


Рис. 1.83. Внешний вид измерительного блока в сборе (а) и схема размещения блоков измерительного узла (б): 1 — анализатор; 2 — детектор; 3 — защита детектора; 4 — направляющее устройство; 5 — стержневая мишень; 6 — защитный контейнер; 7 — контроллер шагового двигателя; 8 — шаговый двигатель; 9 — механизм передвижения; 10 — толкатель



Блок-схема управления шаговыми двигателями и анализатором излучений источника приведена на рис. 1.84.

Рис. 1.84. Блок-схема установки измерения распределения урана в стержневых мишенях: 1 — защитный контейнер; 2 — источник рентгеновского излучения; 3 — вольфрамовый коллиматор; 4 — направляющая втулка; 5 — сердечник UAl_x; 6 — защита детектора; 7 — сцинтиллятор NaI(Tl); 8 — анализатор; 9 — блок питания контроллера шагового двигателя; 10 — контроллер шагового двигателя; 11 — вентилятор; 12 — толкатель; 13 — привод толкателя с шаговым двигателем

Границы погрешности измерения значения локальной массы урана на участке сканирования при однократном измерении и суммарной массы урана при однократном сканировании приведены в табл. 1.23.

Таблица 1.23

Результаты метрологической аттестации

Экспозиция, с	Погрешность измерения массы урана, %	
	локальной	суммарной
20	$\pm 4,5$	$\pm 1,0$
40	$\pm 3,2$	$\pm 0,8$
90	$\pm 2,0$	$\pm 0,7$

Примечание. Доверительная вероятность равна 0,95.

Установка измерения распределения урана в кольцевых мишенях используется для измерения распределения стартового материала в мишенях. Кольцевая мишень состоит из внешней и внутренней оболочки, двух заглушек и сердечника (рис. 1.85). Заглушки и цилиндрические оболочки из труб (диаметром 54 мм и с толщиной стенки 1 мм; диаметром 42 мм и с толщиной стенки 1 мм) изготовлены из алюминия. Сердечник в виде порошка интерметаллида UAl_x располагается в кольцевом пространстве между оболочками, расстояние между которыми задаётся размерами заглушек и составляет 5 мм. Длина сердечника равна 100 мм. Поверхностная плотность урана составляет $1,06 \text{ г/см}^2$.

Установка состоит из следующих составных частей, которые располагаются на монтажном стенде: компонентов спектрометра гамма-излучения (детектора, анализатора); защитного контейнера с источником гамма-излучения на основе бария-133; механического привода для перемещения мишени; сервопривода с блоком питания. Механический узел привода обеспечивает перемещение мишени, установленной в держателе, по вертикали вдоль оси мишени и одновременно поворачивает мишень вокруг оси на определённый угол. Это комплексное перемещение производится с помощью сервопривода с винтом и гайкой, связанной с держателем мишени. Сканирование поверхности сердечника осуществляется по винтовой линии с постоянными параметрами. Ведущая гайка держателя мишени приводится в движение одним сервоприводом. Комплект автоматизированной системы привода состоит из сервопривода, узла связи с компьютером и стандартного программного обеспечения. Сервопривод обеспечивает управляемое (контролируемое) перемещение гайки-держателя мишени по винту, который неподвижен и является опорой для контейнера с источником излучения. Выбор в пользу источника на основе бария-133 сделан из-за высокой поверхностной плотности урана в мишени. Источник располагается в вольфрамовом защитном блоке, который закреплён на верхнем торце микрометрического винта так, что ось источника совпадает с осью входного коллиматора детектора. Спектрометр гамма-излучения состоит из сцинтилляционного детектора $LaBr(Ce)$ и анализатора со спектрометрическим программным обеспечением. Спектрометр обеспечивает регистрацию спектра гамма-излучения урана в диапазоне энергии до 1400 кэВ. Детектор установлен в защитном узле с коллиматором. Источник просветки размещён внутри мишени для сканирования

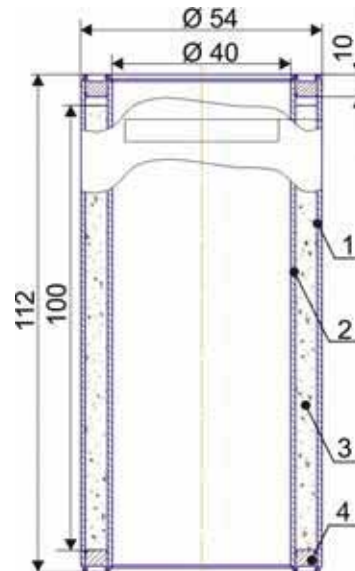


Рис. 1.85. Эскиз кольцевой мишени: 1 — наружная обечайка; 2 — внутренняя обечайка; 3 — порошок интерметаллида урана; 4 — крышка

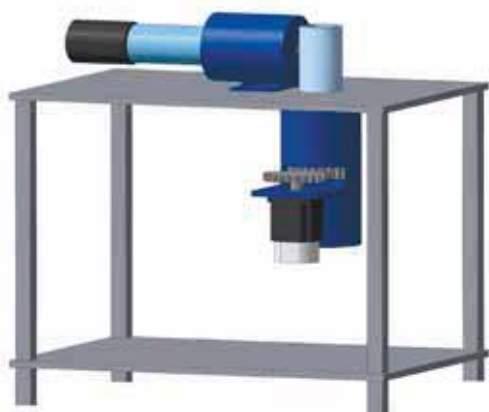


Рис. 1.86. Внешний вид установки измерения распределения урана в кольцевых мишенях

и измерения распределения поверхностной плотности урана всей поверхности кольцевого сердечника. Общий вид установки представлен на рис. 1.86, а блок-схема измерительного узла и приводного устройства установки — на рис. 1.87. После окончания измерения распределения урана в мишени гайка возвращается на начальную позицию, и на неё оператор устанавливает следующую мишень и запускает новое измерение.

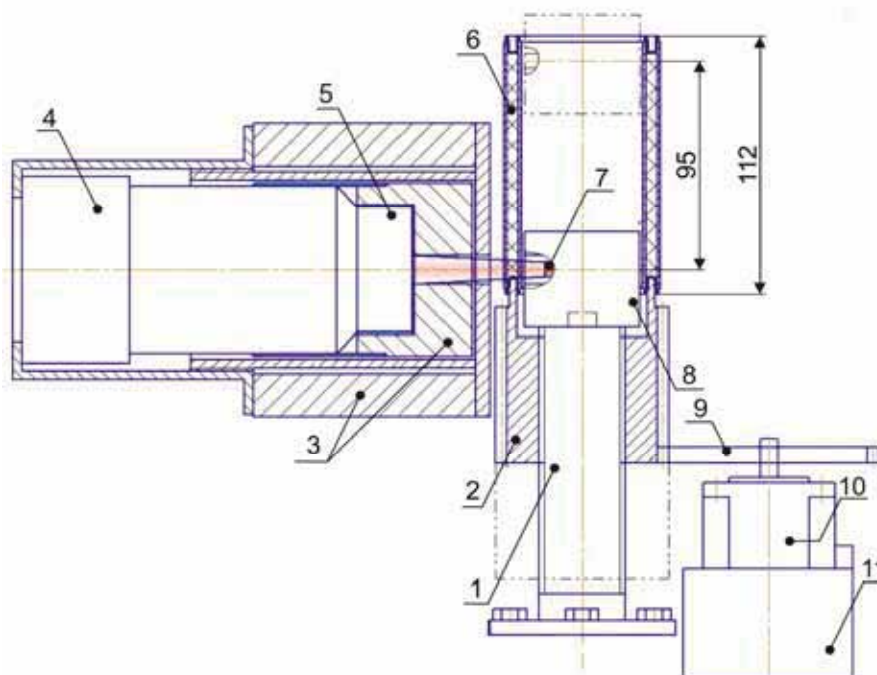


Рис. 1.87. Блок-схема измерительного узла и приводного устройства установки измерения распределения урана в кольцевой мишени: 1 — опора-винт для контейнера с источником; 2 — гайка-опора для мишени; 3 — защита и коллиматор для детектора гамма-излучения; 4 — анализатор гамма-излучения; 5 — детектора гамма-излучения; 6 — мишень; 7 — источник; 8 — контейнер; 9 — ведущая шестерёнка шагового двигателя, управляемого контроллером; 10 — шаговый двигатель; 11 — контроллер шагового двигателя

Изготовленные установки контроля распределения ядерного материала предназначены для безопасного использования изделий, загружаемых на облучение в реактор. Такой контроль позволяет отбраковывать изделия, не соответствующие техническим требованиям. Подобные установки необходимы и при изготовлении различных стандартных образцов, в которых требуется контролировать равномерность распределения ядерного материала (например, стандартных образцов обогащения урана).

Метод многоэнергетической плотнометрии показал высокую перспективность в случае, когда контролю подлежат изделия с малым содержанием ядерных материалов и высоким содержанием элемента матрицы. Более простой и менее функциональный метод моноэнергетической плотнометрии достаточен для работы с изделиями с высоким содержанием ядерных материалов. Специально разработанное программное обеспечение, применяемое на всех представленных установках, позволяет работать, применяя оба метода, на разной спектрометрической аппаратуре. Такая универсальность, допустимость изменения параметров измерения или алгоритмов расчёта массы ядерных материалов открывают широкие возможности перед экспериментатором, например, при разработке новых конструкций мишеней.

Список литературы

1. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х. мл. и Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: пер. с англ. / под ред. Н.В. Мошкиной, И.Н. Сазонова. — М.: ЗАО «Издательство „Бином”». — 703 с.
2. Кушнир Ю.А., Лещенко Ю.И., Романовский В.С. и др. Измерение массы урана в сердечниках из сплава UAl_x неразрушающим методом многоэнергетической плотнометрии // Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2013. Т. 15. № 4(5). С. 1095–1101.
3. Лещенко Ю.И., Кушнир Ю.А., Романовский В.С. Методика измерения распределения массы трансплутониевых элементов в мишени // Там же. — С. 1116–1121.
4. Кремер А.В., Лещенко Ю.И., Романовский В.С. и др. Методика измерения распределения урана в мишенях для наработки молибдена-99 неразрушающим методом гамма-плотнометрии. — Физика сцинтилляторов: материалы, методы, аппаратура. Материалы четвёртой конференции «Инженерия сцинтилляционных материалов и радиационные технологии (ИСМАРТ-2014)», Минск, 12–16 октября 2014 г.— Харьков: Издательство «ИСМА», 2015. — С. 170–183.

*А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, В.С. Романовский,
А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко*

ОБНОВЛЕНИЕ КОНСТАНТНОГО И ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДЛЯ ОБРАБОТКИ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ*

Радиационные испытания материалов не обходятся без изучения таких характеристик нейтронного излучения, как энергетическое распределение, плотность потока и флюенс нейтронов. Специфические условия измерений на исследовательских ядерных реакторах: широкий диапазон энергии и интенсивности нейтронного излучения, высокий уровень радиации, большие значения температуры, малые габариты и труднодоступность мест измерений — обусловили развитие метрологического обеспечения нейтронных измерений. Основными компонентами системы нейтронно-дозиметрического сопровождения реакторного облучения являются: радиометрический комплекс образцовых средств

* Авторы выражают благодарность М.А. Дерябиной, А.Г. Патяеву, студентам ДИТИ НИЯУ МИФИ, за участие в работе.

измерения активности, активационный метод нейтронных измерений, опорные нейтронные поля, эталонные источники нейтронов и методическое программное и константное обеспечение [1].

Сопровождение экспериментов по реакторному материаловедению и детальная реакторная спектрометрия — обе эти задачи решаются на основе нейтронно-активационных измерений. Подготовка, проведение и обработка результатов нейтронно-активационных измерений автоматизирована для обеспечения качества и достоверности мониторингового сопровождения. Достоверность определения характеристик нейтронных полей нейтронно-активационным методом непосредственно зависит от достоверности используемых справочных данных о ядерных реакциях взаимодействия нейтронов в нейтронно-активационных детекторах и их радиоактивных продуктах. Современная точность оценённых данных по характеристикам радиоактивного распада продуктов ядерных реакций для этих детекторов в основном соответствует требованиям активационного метода нейтронных измерений. Что же касается данных о сечениях ядерных реакций, то, несмотря на огромный прогресс, достигнутый в этом вопросе за последние годы, их рассогласование в различных оценках остается значительным (до 10–15 %) и необходим объективный критерий, чтобы рекомендовать те или иные данные. Так как активационный метод является интегральным, важнейшим требованием к рекомендуемым сечениям реакций является их согласованность с результатами интегральных экспериментов, то есть согласованность рассчитываемых значений числа взаимодействий нейтронов, эффективных сечений для нейтронных полей с достоверно известными энергетическими распределениями нейтронов.

Актуальна и задача обновления константного обеспечения для обработки экспериментальных данных в соответствии с новыми расширенными библиотеками ядерных данных Организации экономического сотрудничества и развития и Международного агентства по атомной энергии, для того чтобы обеспечить погрешность определения требуемых характеристик в следующих пределах, %:

Активность гамма-излучающих нуклидов	3–5
Флюенс нейтронов	7–20
Спектр нейтронов:	
интегральный	7–20
дифференциальный.....	10–40

Требования к точности измерения спектров нейтронов диктуют определённые допуски к точности значений абсолютной активности нейтронно-активационных детекторов (индикаторов). Выполнение требования для полного набора активационных детекторов, перекрывающего более 20 ядерных реакций, возможно при использовании тщательно подготовленной методики измерений, совершенной системы нейтронно-дозиметрического сопровождения реакторного облучения.

Программное обеспечение, кроме чёткой регламентации условий измерения параметров и аттестации характеристик измерительной системы, выполняет важную функцию подготовки и обработки экспериментальных данных во время процесса измерений, а именно:

- ♦ вычисление энергетической зависимости эффективности регистрации гамма-квантов измерительными спектрометрическими системами;
- ♦ вычисление скорости мониторинговых ядерных реакций по результатам нейтронно-активационных измерений;
- ♦ вычисление флюенса нейтронов на образцах в облучательных устройствах по результатам измерений облучённых детекторов;

♦ архивирование информации о нейтронно-активационных измерениях в базе данных комплекса (рис. 1.88).

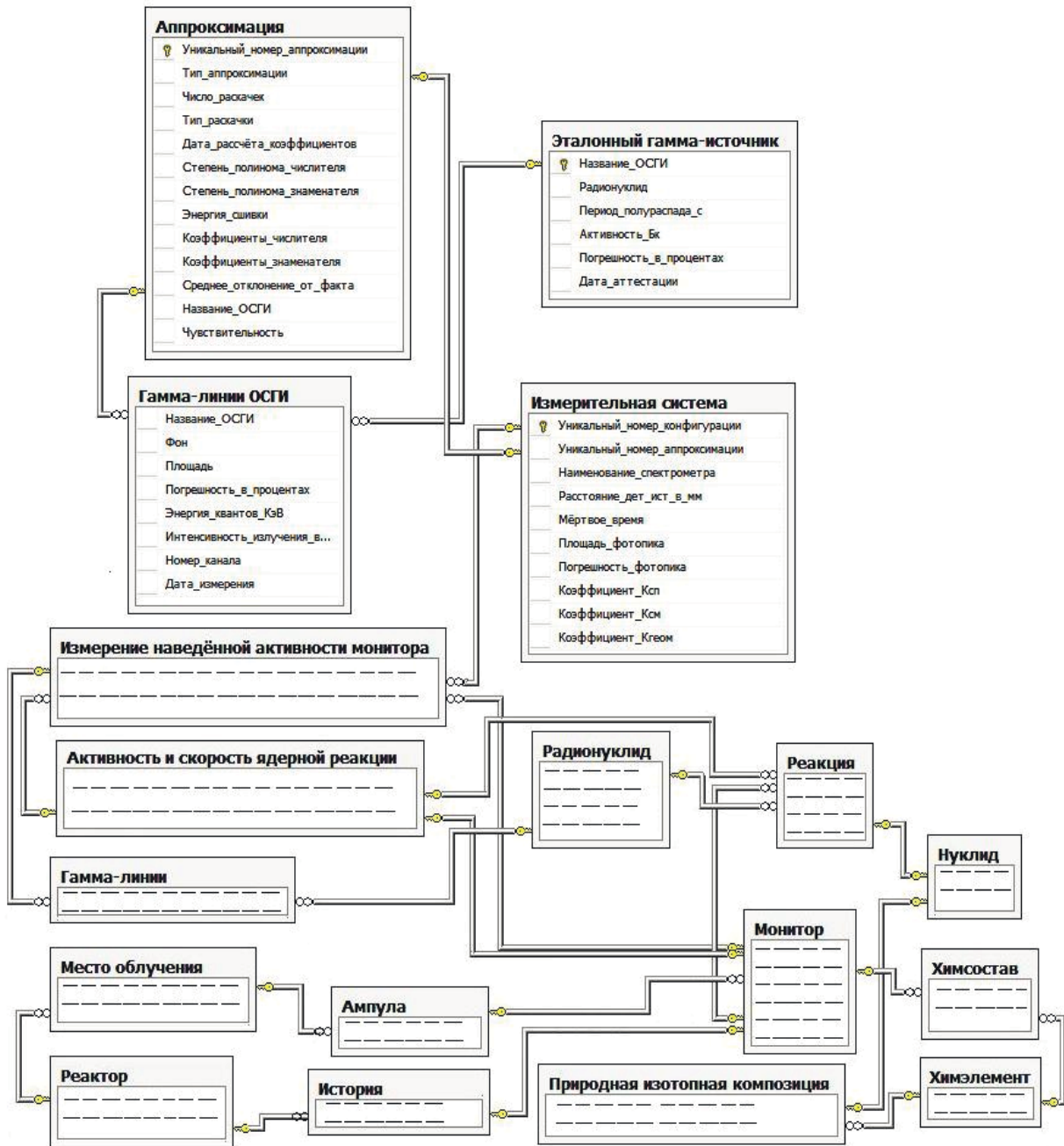


Рис. 1.88. Информационная модель базы данных

Модель базы данных состоит из сущностей (таб. 1.24), атрибутов, доменов и отношений (связей). Сущность — это множество реальных или абстрактных объектов (людей, предметов, документов и прочего), обладающих общими атрибутами или характеристиками. Любой объект системы может быть представлен только одним экземпляром сущности, который должен быть уникально идентифицирован. Имя сущности отражает тип или класс объекта. Любая сущность характеризуется набором атрибутов или свойств. Атрибут сущности — характеристика сущности, то есть свойство реального объекта. Связи показывают, как типы данных соотносятся один с другим [2].

Таблица 1.24

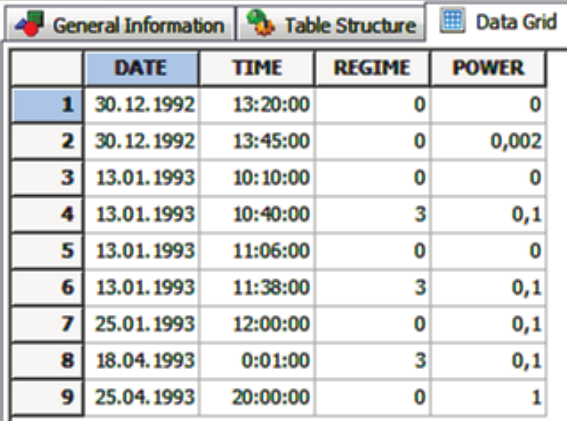
Сущности базы данных

Номер сущности	Наименование сущности
1	Радионуклид
2	Гамма-линии радионуклида
3	Химический элемент
4	Природная изотопная композиция
5	Ядерная реакция
6	Нуклидный состав монитора (индикатора)
7	Реактор
8	Место облучения
9	Скорость ядерной реакции
10	История работы реактора
11	Эталонный гамма-источник
12	Спектрометр
13	Измерительная система
14	Эффективность регистрации гамма-квантов
15	Аппроксимация эффективности регистрации гамма-квантов
16	Ампула для мониторов (индикаторов)
17	Мониторы (индикаторы)
18	Абсолютная активность монитора (индикатора)

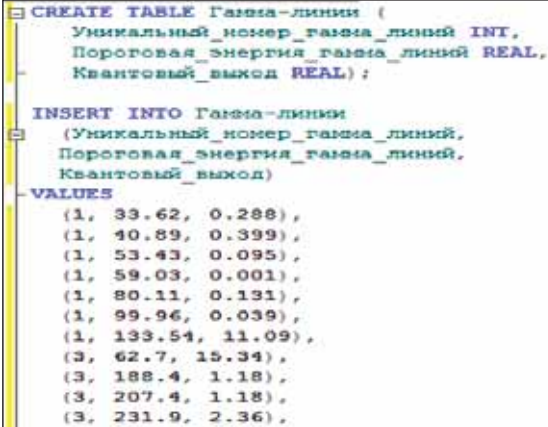
Имена связей между сущностями базы данных, где номера сущностей соответствуют табл. 1.24, следующие:

- ◆ 17 размещается в 16;
- ◆ 16 облучается в определённом 8;
- ◆ в 7 свободно несколько 8;
- ◆ в 7 происходит облучение по 10;
- ◆ 17 аттестован по определённому 3;
- ◆ 3 представляет собой 4;
- ◆ 4 определяет 6;
- ◆ 17 детектирует нейтроны по определённой 5;
- ◆ при 5 нарабатывается 1;
- ◆ 1 однозначно определяется по 2;
- ◆ 12 измеряет интенсивность 2;
- ◆ 12 представляет собой 13;
- ◆ для 12 определяется 14;
- ◆ 14 определяется по интенсивности фотонов 11;
- ◆ по дискретным точкам 14 строится 15;
- ◆ 18 определяется по интенсивности 2 на основе 15, по площади фотопика на устройстве накопления информации в 13;
- ◆ 9 определяется по 18, 10, и 6.

После настройки связей было проведено автоматизированное заполнение сведениями таблиц новой базы данных, при этом необходимая информация из старой базы данных была перенесена в новую. Источником обновлённых данных стала библиотека ENDF/B-VII.0. Автозаполнение таблиц проиллюстрировано на рис. 1.89. Создание запросов и фильтров проведено согласно рис. 1.90.

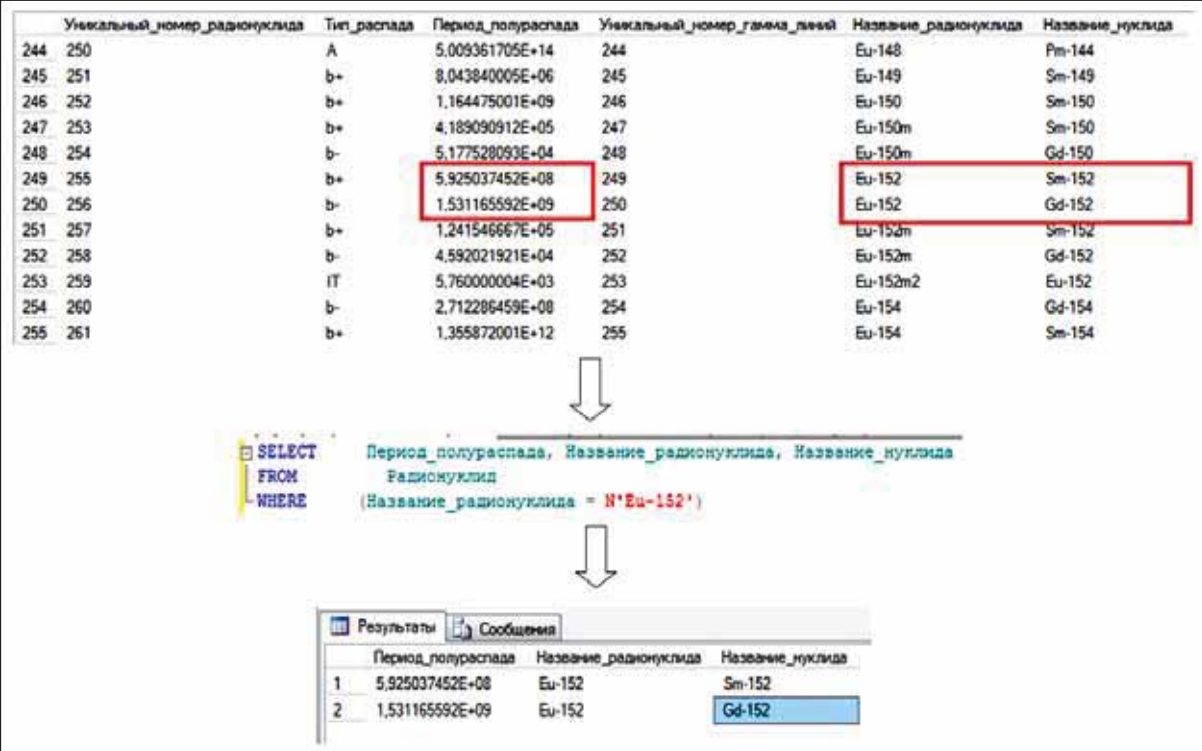


а



б

Рис. 1.89. Вид рабочего окна, иллюстрирующего промежуточные этапы создания (а) и автозаполнения (б) базы данных программного комплекса для обработки нейтронно-активационных измерений



Уникальный_номер_радионуклида	Тип_распада	Период_полураспада	Уникальный_номер_гамма_линий	Название_радионуклида	Название_нуклида	
244	250	A	5.009361705E+14	244	Eu-148	Pm-144
245	251	b+	8.043840005E+06	245	Eu-149	Sm-149
246	252	b+	1.164475001E+09	246	Eu-150	Sm-150
247	253	b+	4.189090912E+05	247	Eu-150m	Sm-150
248	254	b-	5.177528093E+04	248	Eu-150m	Gd-150
249	255	b+	5.925037452E+08	249	Eu-152	Sm-152
250	256	b-	1.531165592E+09	250	Eu-152	Gd-152
251	257	b+	1.241546667E+05	251	Eu-152m	Sm-152
252	258	b-	4.592021921E+04	252	Eu-152m	Gd-152
253	259	IT	5.760000004E+03	253	Eu-152m2	Eu-152
254	260	b-	2.712286459E+08	254	Eu-154	Gd-154
255	261	b+	1.355872001E+12	255	Eu-154	Sm-154

```

SELECT Период_полураспада, Название_радионуклида, Название_нуклида
FROM Радионуклид
WHERE (Название_радионуклида = N'Eu-152')
  
```

Период_полураспада	Название_радионуклида	Название_нуклида	
1	5.925037452E+08	Eu-152	Sm-152
2	1.531165592E+09	Eu-152	Gd-152

а

Рис. 1.90. Вид рабочего окна, иллюстрирующего фильтрацию (а) и создание запроса (б) по таблице «Радионуклид»

FROM [Dositetry].[dbo].[Радионуклид]

Тип_распада	Период_полураспада	Уникальный_номер_гамма_линий	Название_радионуклида
1	2.485286151E-07	1	Ce-144
2	2.585285243E+09	2	Ce-144
3	1.80600001E-02	3	Ce-145
4	8.11200005E-02	4	Ce-146
5	5.64000004E-01	5	Ce-147
6	5.60000004E-01	6	Ce-148
7	...	7	Ce-148

SELECT TOP 2000 [Уникальный_номер_гамма_линий]

Уникальный_номер_гамма_линий	Пороговая_энергия_гамма_линий	Квантовый_выход
1	33.62	0.288
2	40.89	0.399
3	53.43	0.095
4	55.03	0.001
5	80.11	0.131
6	99.96	0.039
7	133.54	11.09
8	62.7	15.34
9	188.4	1.18
10	207.4	1.18
11	231.9	2.36
12	284	8.85

```

SELECT      Радионуклид.Название_радионуклида,
Радионуклид.Уникальный_номер_гамма_линий,
[Гамма-линии].Квантовый_выход
FROM        [Гамма-линии] INNER JOIN
Радионуклид ON
[Гамма-линии].Уникальный_номер_гамма_линий
= Радионуклид.Уникальный_номер_гамма_линий
WHERE (Радионуклид.Уникальный_номер_гамма_линий
= 1)

```

Название_радионуклида	Уникальный_номер_гамма_линий	Квантовый_выход	
1	Ce-144	1	0.288
2	Ce-144	1	0.399
3	Ce-144	1	0.095
4	Ce-144	1	0.001
5	Ce-144	1	0.131
6	Ce-144	1	0.039
7	Ce-144	1	11.09

б

Рис. 1.90. Окончание

Развитие информационных технологий и возможности современных компьютерных средств позволяют совершенствовать и оптимизировать процесс обработки экспериментальных данных с учётом особенностей измерений на исследовательских ядерных установках. В настоящий момент частично решена задача обновления константного и программного обеспечения обработки результатов нейтронно-активационных измере-

ний. Реализована новая база данных, пригодная для использования в системе управления базой данных MS SQL Server 2005 и операционной системе Windows XP/7/8 на платформе NET Framework 4.0.

Список литературы

1. Белозёрова А.Р., Рязанов Д.К., Шиманский Г.А. и др. Экспериментальные работы в обоснование аккредитации метрологического центра нейтронных измерений ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». — Тезисы докладов Международного конгресса «Энергетика-3000», Обнинск, 21–23 октября 2002 г. — Обнинск: Обнинский институт атомной энергетики, 2002. — С. 103–104.
2. Дунаев В.В. Базы данных. Язык SQL. — СПб.: Издательство «БХВ-Петербург», 2006. — 288 с.

А.Р. Белозёрова, В.В. Павлов, В.В. Личадеев, Т.И. Чернышёва

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

Настоящая статья содержит анализ полученных расчётно-экспериментальных данных при эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. Проектом реактора была предусмотрена возможность эксплуатации активной зоны с пятью и шестью рядами ТВС. Прогноз основных характеристик расширенной (шестирядной) активной зоны и их сравнение с характеристиками штатной (пятирядной) активной зоны выполнен в работе [1]. Отмечалось, что при сохранении базовых свойств безопасности и самозащищённости по ряду важных позиций расширенная зона обладает следующими важными преимуществами по сравнению с пятирядной зоной:

- ◆ снижается максимальная мощность ТВС;
- ◆ при обеспечении одинакового запаса реактивности имеется возможность сократить количество подпиточного топлива, то есть уменьшить количество загружаемых необлучённых ТВС;
- ◆ увеличивается глубина выгорания топлива за счёт более длительного времени его облучения;
- ◆ повышается запас устойчивости.

Одним из способов повышения границы резонансной устойчивости реактора ВК-50 является перераспределение нагрузок на ТВС от центра к периферии активной зоны. Этого можно достичь, либо увеличив загрузку необлучённых (подпиточных) ТВС, преимущественно расположив их в периферийных рядах, либо расширив активную зону, загрузив ТВС в шестой ряд активной зоны реактора. Загрузка ТВС с выгоревшим топливом в шестой ряд активной зоны экономически намного предпочтительнее, чем увеличение количества необлучённых ТВС с их загрузкой в периферийные ряды пятирядной активной зоны.

Основные этапы исследования и результаты использования топлива в расширенной зоне реактора ВК-50:

- 1) экспериментальная загрузка расширенной активной зоны в 39-ю и 40-ю кампании реактора при условии соблюдения всех требований ядерной безопасности;

- 2) сравнительный анализ эксплуатации пятирядной и шестирядной активных зон реактора;
- 3) исследование устойчивости активной зоны в условиях эксплуатации с дополнительным рядом тепловыделяющих сборок;
- 4) исследование влияния количества подпиточных ТВС на основные нейтронно-физические и теплотехнические характеристики шестирядной активной зоны реактора с целью возможного продления кампании реакторной установки до 1,5 лет.

Результаты определения основных нейтронно-физических характеристик реактора во время пусковых экспериментов приведены в табл. 1.25. Приведённые в таблице значения характеристик удовлетворяют требованиям ядерной безопасности, которые необходимо было обеспечить при формировании активной зоны:

- ◆ подкритичность при поднятых рабочих органах аварийной защиты и полностью введённых в активную зону рабочих органах регулирования реактивности должна быть не менее 2 % при концентрации борной кислоты в теплоносителе до 1,6 г/кг;

- ◆ запас реактивности, скорость ввода положительной реактивности при извлечении рабочих органов регулирования реактивности не должны превышать значений, приведённых в паспорте реактора ВК-50;

- ◆ при полностью введённых в активную зону рабочих органах системы управления и защиты реактор должен быть подкритичен без ввода борной кислоты в теплоноситель, то есть суммарная эффективность всех рабочих органов должна быть больше максимального запаса реактивности.

Таблица 1.25

Основные характеристики реактора ВК-50, определённые во время экспериментов

Наименование параметра	Номер кампании реактора		
	38	39	40
Концентрация борной кислоты в теплоносителе активной зоны при полностью введённых в активную зону рабочих органах регулирования реактивности и поднятых рабочих органах аварийной защиты для обеспечения 2 % подкритичности, г/кг	0,83 ± 0,05	0,97 ± 0,05	0,45 ± 0,05
Подкритичность при полностью введённых в активную зону рабочих органах системы управления и защиты и отсутствии борной кислоты, $\beta_{эфф}$	-0,7	-1,6	-1,6
Максимальная скорость увеличения реактивности при подъёме рабочих органов регулирования реактивности, $\beta_{эфф}/с$	0,045	0,054	0,054
Суммарная эффективность рабочих органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$	22,8	26,6	26,4
Полный запас реактивности, $\beta_{эфф}$	22,05	25,0	24,8

Далее приведём описание сравниваемых по своим характеристикам загрузок активной зоны. Речь идёт о загрузке активной зоны в 38-ю (пятирядную) кампанию и реализованных на её основе вариантах загрузки расширенной активной зоны в 39-ю и 40-ю кампании реактора. Загрузка шестирядной активной зоны с 22 подпиточными ТВС была реализована в 39-ю кампанию. В 40-ю и 41-ю кампании в активную зону загружалось по 16 и 15 подпиточных ТВС соответственно. Картограммы анализируемых загрузок пятирядной (38-я кампания) и шестирядной (39-я кампания) зон на начало кампании представлены на рис. 1.91. Верхнее число (в МВт·сут/кгU) в ячейках картограммы соответствует среднему выгоранию топлива в ТВС; нижнее число (в Вт/см) — расчётной оценке максимальной линейной плотности теплового потока в ТВС при мощности реактора 200 МВт. Схема загрузки активной зоны следующая:

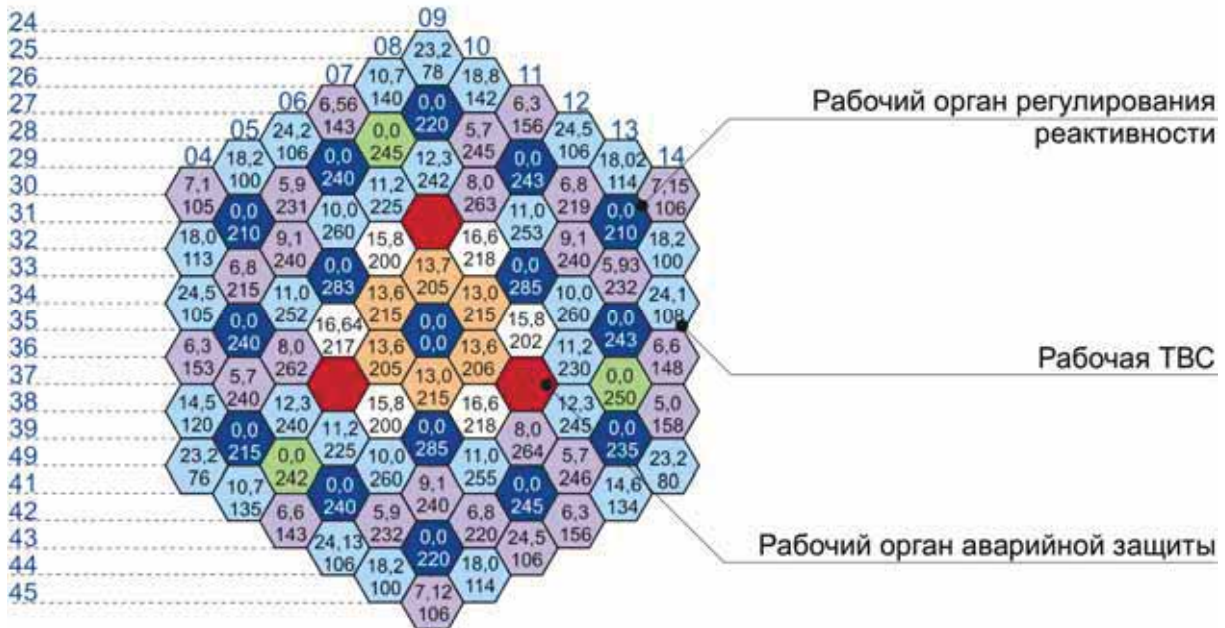
- ◆ в первый ряд активной зоны загружаются ТВС после двух лет работы с выгоранием топлива, приблизительно равным 10–13 МВт·сут/кгU (на рис. 1.91 выделены оранже-

вым цветом), а во второй ряд — ТВС после трёх лет работы с выгоранием топлива, примерно равным 15–17 МВт-сут/кгU (на рис. 1.91 выделены белым цветом);

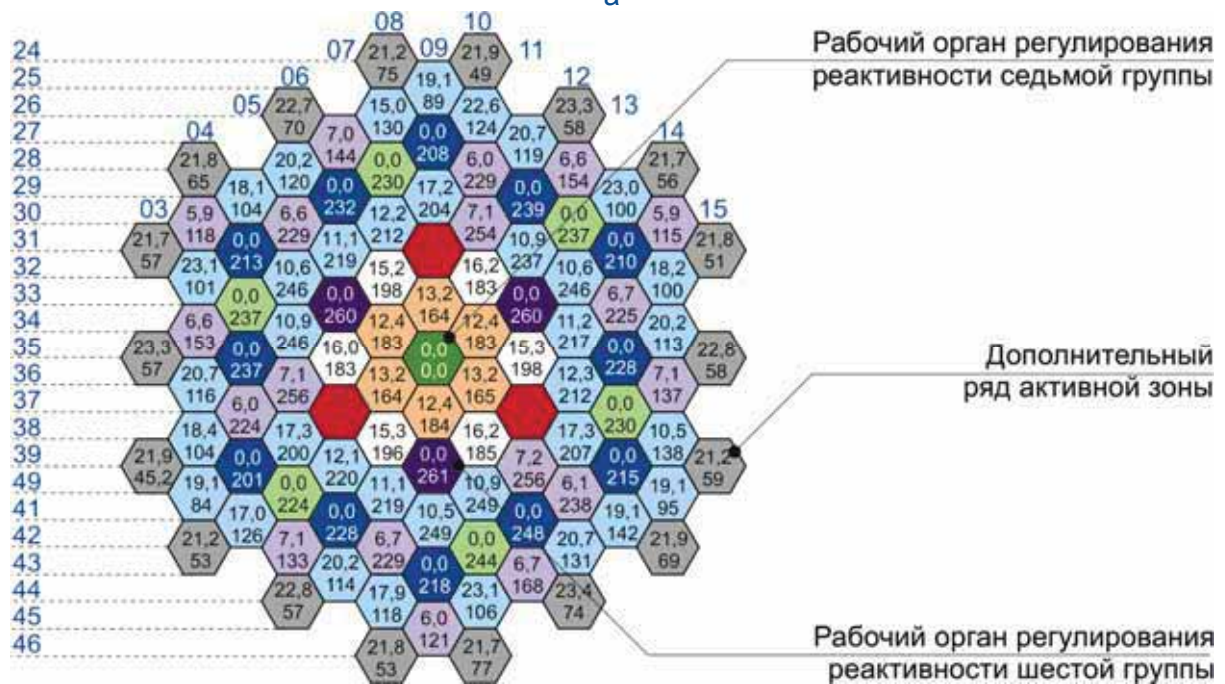
♦ необлучённые ТВС расположены в рабочих органах регулирования реактивности и рабочих ячейках четвёртого ряда активной зоны (на рис. 1.91 выделены синим, зелёным и фиолетовым цветом);

♦ ТВС после одного года работы в активной зоне загружаются в третий, четвёртый и пятый ряды (на рис. 1.91 они выделены сиреневым цветом);

♦ восемнадцать дополнительных ТВС с выгоранием 19–24 МВт-сут/кгU установлены в шестой ряд активной зоны (на рис. 1.91 (б) выделены серым цветом).



а



б

Рис. 1.91. Картограмма загрузки пятирядной активной зоны на начало 38-ой кампании (а) и расширенной активной зоны на начало 39-ой кампании (б) реактора ВК-50 с указанием местоположения ячеек

Положительные результаты эксплуатации активной зоны с дополнительным рядом из восемнадцати ТВС [2–3] позволили продолжить эксплуатацию реактора ВК-50 с расширенной активной зоной, обеспечив дальнейшие исследования не только устойчивости активной зоны, но и исследования для обоснования увеличения кампании реактора в зависимости от количества необлучённого топлива.

Для того чтобы ответить на вопросы: можно ли продлить кампанию реактора ВК-50 при увеличении количества подпиточных необлучённых ТВС, как это повлияет на основные характеристики реактора и какую модернизацию ТВС можно осуществить для сохранения эксплуатационных параметров реакторной установки при условии соблюдения всех требований, норм и правил ядерной безопасности, реактор с расширенной активной зоной был дозагружен 22 необлучёнными ТВС в 42-ю кампанию и 19 необлучёнными ТВС — в 43-ю кампанию. Характеристики расширенной активной зоны по кампаниям приведены в табл. 1.26. В 40-ю и 42-ю кампании реактор не выполнил запланированное количество времени, поэтому энерговыработка была меньше.

Таблица 1.26

Характеристики расширенной активной зоны реактора ВК-50 по кампаниям

Номер кампании	Количество необлучённых ТВС, шт.	Длительность кампании, эфф. сут	Коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны, отн. ед.	Максимальное значение		
				мощности ТВС, МВт	линейной плотности теплового потока в начале кампании, Вт/см	выгорания топлива в ТВС на конец кампании, Мвт-сут/кгU
38	19	266,58	1,34	3,06	270	24,8
39	22	262,8	1,49	2,8	268	23,6
40	16	195,24*	1,47	3,0	265	24,8
41	15	246,26	1,47	2,76	260	27,7
42	22	211,6**	1,5	2,9	281	26,6
43	19	251	1,54	2,9	293	27,5

* Реактор был остановлен для обследования корпуса (65 сут).

** Весенний планово-предупредительный ремонт был примерно на 40 сут длиннее запланированного времени.

Далее представлены опытные данные для расширенной активной зоны по флуктуациям нейтронного потока, непосредственно и однозначно характеризующие устойчивость установки [4]. Влияние поля энерговыделения на явление резонанса проявляется следующим образом:

- ♦ мощность парогенерирующего канала определяет запас устойчивости и частоту резонансных колебаний;

- ♦ тонкие эффекты изменения частоты резонансных колебаний на протяжении кампании определяются временем пребывания пара в канале.

В процессе выгорания топлива происходит изменение не только нейтронно-физических характеристик реактора, но и его устойчивости. Если извлечь рабочие органы регулирования реактивности первых четырёх групп на высоту 1760–1820 мм, а рабочие

органы регулирования реактивности шестой группы — до 1500 мм, распределение нейтронного потока резко изменится, граница устойчивости активной зоны заметно снизится и в большинстве случаев начнутся резонансные колебания. Исключение из этого правила — 39-я кампания с экспериментальной (первой) загрузкой расширенной активной зоны с восемнадцатью ТВС, расположенными в виде шестерёнки в шестом ряду. Активная зона была устойчива на протяжении всей кампании и извлечение рабочих органов регулирования реактивности происходило в соответствии с регламентом без перекомпенсаций. Одним из определяющих устойчивости параметров является максимальная мощность ТВС. В данном случае она составила не более 3 МВт.

Для обеспечения безопасной и надёжной работы реакторной установки в последующих кампаниях реактора была необходима оценка границы устойчивости активной зоны и её теплотехнической надёжности. Для этого в активной зоне реактора, изменяя амплитуду и частоту колебаний, увеличивая флуктуации нейтронного потока, выполнили эксперименты, в результате которых оценили изменение показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока в зависимости от изменения положения рабочих органов регулирования реактивности. На рис. 1.92 приведены данные по изменению показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока ионизационной камеры на протяжении кампании при эксплуатации расширенной активной зоны в сравнении с обычной пятирядной зоной, используемой в 38-ю кампанию реактора. Из графика видно, что шестирядная зона демонстрирует более устойчивую работу реактора.

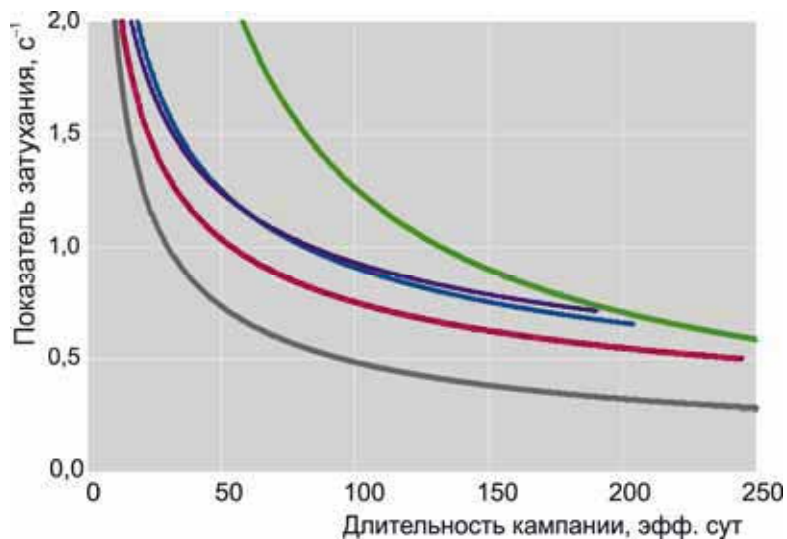


Рис. 1.92. Зависимость изменений показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока от длительности 38-ой (—), 39-ой (—), 40-ой (—), 41-ой (—), 42-ой (—) кампаний реактора

Эксперименты показали, что при снижении устойчивости реактора ниже допустимой границы, необходимо произвести перекомпенсацию рабочих органов регулирования реактивности в центре активной зоны (см. рис. 1.91) для уменьшения мощности в ТВС, установив рабочие органы регулирования реактивности шестой и седьмой групп на одинаковую высоту относительно низа активной зоны. Результаты экспериментальных исследований изменения показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока ионизационной камеры от расположения центральных органов регулирования реактивности приведены на рис. 1.93. Видно, что перекомпенсация центральных органов регулирования реактивности шестой и седьмой групп на одинаковую

высоту и дальнейшее их совместное извлечение повышает границу резонансной устойчивости активной зоны и её энерговыработку.

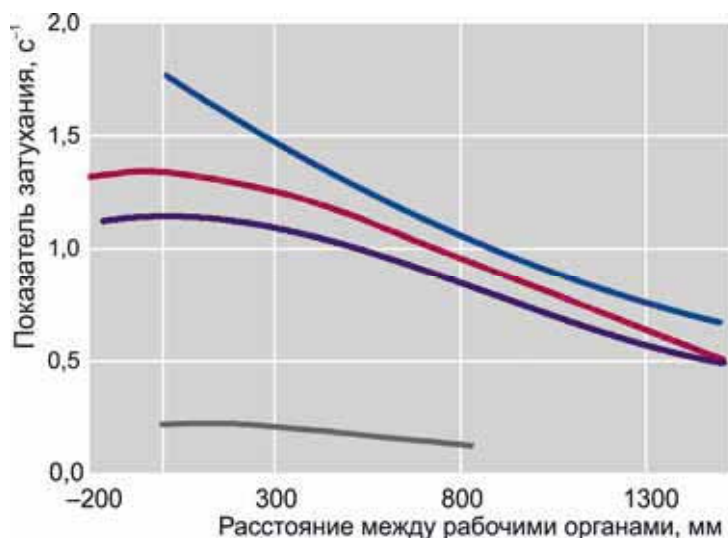


Рис. 1.93. Зависимость изменений показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока от расположения центральных органов регулирования реактивности шестой и седьмой групп в 38-ю (—), 40-ю (—), 41-ю (—), 42-ю (—) кампании реактора

Исследования для обоснования увеличения длительности кампании в зависимости от количества подпиточного необлучённого топлива проводились в течение 42-ой (22 необлучённые ТВС) и 43-ей (19 необлучённых ТВС) кампаний. Они показали, что энерговыработку (запас реактивности) можно повысить двумя способами: увеличить число подпиточных ТВС или в энергонапряжённых ячейках активной зоны установить ТВС без выгорания или с малым выгоранием топлива без увеличения подпиточных ТВС. Установка в энергонапряжённые места активной зоны сборок с малым выгоранием топлива приводит не только к увеличению энерговыработки, но и к росту неравномерности в активной зоне и максимальных линейных нагрузок. Это может привести к нарушению целостности оболочки твэлов, появлению дефектов типа «газовая неплотность».

К настоящему моменту накоплен достаточный опыт эксплуатации реакторной установки ВК-50 с 18 дополнительными ТВС, пополнена база экспериментальных данных, анализ которых позволяет делать выводы и давать рекомендации по дальнейшему использованию топлива в расширенной активной зоне, а именно:

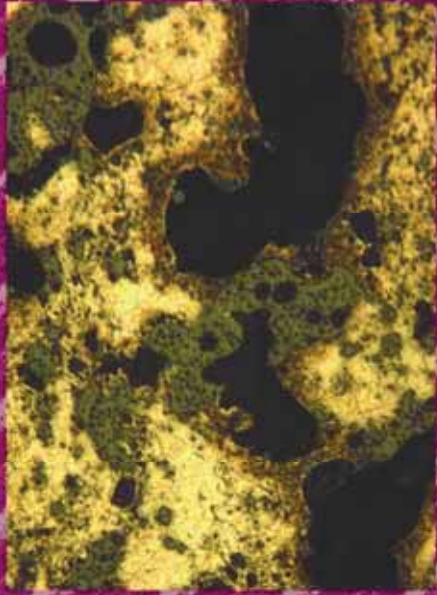
- ♦ полученные опытные данные подтверждают корректность расчётного прогноза характеристик расширенной активной зоны, выполненного на стадии её проектирования;
- ♦ отработана схема загрузки топлива в шестирядную активную зону, удовлетворяющая требованиям ядерной безопасности;
- ♦ реализована возможность измерения полей энерговыделения в шестом ряду активной зоны, что даёт дополнительную информацию о распределении максимальных нагрузок на твэлы и максимальной мощности ТВС;
- ♦ для обеспечения одинаковой энерговыработки в шестирядной активной зоне требуется меньшее количество подпиточных ТВС, чем в пятирядной;
- ♦ устойчивость активной зоны с шестым рядом ТВС заметно повышается.

Показано, что модернизация активной зоны позволяет улучшить экономические характеристики реактора за счёт уменьшения числа подпиточных ТВС, повышения глубины выгорания топлива. При этом свойства внутренней самозащищённости сохраняются, а устойчивость реактора повышается. Для увеличения длительности кампании и снижения максимальных нагрузок предлагается рассмотреть возможность модернизации ТВС реактора ВК-50 в направлении увеличения обогащения топлива по урану-235 и применения новых топливных композиций (например, ураногадолиниевых).

Список литературы

1. Ещеркин В.М., Курский А.С., Святкина Н.А. и др. Характеристики расширенной активной зоны реакторной установки ВК-50 // Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. Вып. 1. С. 24–33.
2. Семидоцкий И.И., Святкина Н.А., Синявина Е.В. О применимости расчётных кодов БИПР-К и RELAP5 при оценке ядерной безопасности и теплотехнической надёжности реактора ВК-50. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 64–69. — 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: 03.06.2016.
3. Семидоцкий И.И., Святкина Н.А., Синявина Е.В. Верификация расчётных кодов применительно к исследовательской ядерной установке ВК-50 // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2015. Вып. 1. С. 63–70.
4. Семидоцкий И.И., Орешин С.В., Связов А.А. Экспериментальное и расчётное определение границы устойчивости реактора ВК-50. — Годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 году). — Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. С. 19–23. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/report_2011.pdf. Дата обращения: 03.06.2016.

*Д.П. Протопопов, Н.А. Святкина,
Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова, С.В. Орешин*



2

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

В мае 2015 года в АО «ГНЦ НИИАР» на послереакторные исследования были доставлены две тепловыделяющие сборки реактора ВВЭР-1000: ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М с повышенной загрузкой урана, отработавшие до среднего выгорания топлива 42 и 59,4 МВт-сут/кгU соответственно, и два поглощающих стержня системы управления и защиты после 10 лет эксплуатации на первом блоке Калининской АЭС.

Завершены неразрушающие исследования обеих ТВСА. Эти сборки разобраны на твэлы, которые, в свою очередь, также были исследованы. Измерены следующие геометрические параметры сборок ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М: длина, расстояние между дистанционирующими решётками, форма и стрела прогиба, изгибная жёсткость, угол скручивания, размер «под ключ» по ободам дистанционирующих решёток и каркасным уголкам, длина направляющих каналов, центральной трубы и каркасных уголков. Полученные результаты позволили сравнить геометрическую стабильность каркасов ТВСА различных конструкций в процессе эксплуатации.

ТВСА-АЛЬФА укомплектована твэлами с утонённой оболочкой из оптимизированного сплава Э110 на основе губки и таблетками без центрального отверстия. В ТВСА-5М использованы твэлы двух модификаций: 1) с утонённой оболочкой из сплава Э110 на основе губки с таблетками без центрального отверстия, 2) с штатным размером оболочки и таблеткой с центральным отверстием.

Результаты исследований, выполненных в 2015 году, показывают, что по основным эксплуатационным характеристикам: изменению геометрических параметров, коррозионному состоянию оболочек и выходу газообразных продуктов деления из топлива ресурс твэлов с увеличенной загрузкой урана, отработавших до выгораний 69 МВт-сут/кгU, не исчерпан.

При проведении первичных исследований в ТВСА-АЛЬФА был обнаружен негерметичный твэл, расположенный в периферийном ряду пучка. Установлена причина разгерметизации — сквозное debris-повреждение оболочки проволокой, застрявшей в ячейке пятой дистанционирующей решётки. Фрагмент этой проволоки был обнаружен в повреждённой ячейке, расположенной рядом с ячейкой негерметичного твэла. Впервые получены экспериментальные данные об особенностях состояния негерметичного твэла с таблеткой $\varnothing 7,8/0$ мм и утонённой оболочкой $\varnothing 9,1/7,93$ мм, изготовленной из сплава Э110опт на основе губки Wah Chang.

Завершены неразрушающие исследования двух поглощающих стержней СУЗ после эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 в течение 10 календарных лет.

Впервые были исследованы пэлы комбинированного типа, в которых поглощающий сердечник имеет две зоны по высоте: нижняя часть длиной 300 мм, состоит из порошка титаната диспрозия, верхняя часть длиной 3200 мм — из порошка карбида бора естественного изотопного состава. Данная конструкция пэлов внедрена в производство и используется на всех действующих реакторах типа ВВЭР. Полученные результаты подтверждают высокую работоспособность данной конструкции пэлов. Признаков исчерпания их ресурсных возможностей не выявлено. После завершения полного комплекса исследований будут разработаны рекомендации по увеличению назначенного ресурса изделий.

Завершены начатые в 2013 году термические испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива. Твэлы, разделённые на две идентичные группы, испытывали в двух электрообогреваемых модулях в гелиевой среде при температуре 380 °С: в одном модуле — в режиме термоциклирования, в другом — в стационарном режиме. В 2015 году эффективное время испытаний твэлов при температуре 380 °С составило 150 сут.

По результатам трёхлетних исследований установлено, что во всех твэлах, независимо от режима испытаний, наблюдается увеличение длины. Максимальное значение удлинения зафиксировано в твэлах базовой конструкции с выгоранием примерно

20 МВт·сут/кгU. Значимое влияние термоциклирования на удлинение было зарегистрировано в твэлах базовой конструкции, выгорание которых не превышает 50 МВт·сут/кгU. Окружная деформация всех твэлов за время испытаний в 2013–2015 годах увеличилась незначительно.

Впервые с использованием аппаратурно-программного комплекса для рентгеновского изучения текстурных и структурных особенностей изделий из циркониевых сплавов проведено измерение текстурных параметров Кёрнса на облучённых образцах. Для этого была отработана последовательность подготовки облучённых образцов для измерения прямой полюсной фигуры методом рентгеноструктурного анализа. Проведены исследования более чем 40 образцов, вырезанных из элементов различных ТВС, отработавших в реакторе ВВЭР-1000 в течение длительного срока, а также модельных образцов, облучённых в реакторе БОР-60. Показано, что деформационные процессы в оболочке из сплава Э110 в совокупности с её радиационным повреждением приводят к изменению текстурных параметров. Получены сравнительные параметры текстуры элементов конструкции из сплава Э635 в исходном состоянии и после облучения в составе ТВСА в течение шести лет.

Завершены исследования стальных дистанционирующих решёток и каркасной трубы для двух ТВС реактора РБМК-1000, отработавших на первом и втором блоках Ленинградской АЭС до выгорания 28,40 и 34,33 МВт·сут/кгU соответственно. Выявлены закономерности и установлены причины наблюдаемого коррозионного растрескивания дистанционирующих решёток, получены экспериментальные данные об особенностях коррозионного состояния каркасной трубы из циркониевого сплава Э125.

Проведены исследования экспериментальных твэлов разного конструктивного исполнения с оболочками из сплава 42ХНМ после испытаний в реакторе МИР. Данный сплав рассматривается в качестве перспективного конструкционного материала активных зон водо-водяных реакторов, в первую очередь, как материал оболочек твэлов транспортных реакторов и реакторов малой мощности. Результаты исследований подтвердили высокие эксплуатационные характеристики сплава и могут быть использованы, в частности, для разработки качественно нового твэла в соответствии с концепцией толерантного топлива (с повышенной стойкостью к аварийным ситуациям).

Существенно увеличился объём НИОКР, выполненных в рамках проекта «Прорыв». Деятельность в рамках этого проекта развивалась в двух направлениях: обеспечение успешной реализации программы испытаний смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в реакторе БОР-60 и проведение послереакторных исследований. Для испытаний в реакторе БОР-60 макетов твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 с нитридным топливом разработана конструкторская документация и изготовлены четыре экспериментальные тепловыделяющие сборки. В 2015 году в институт доставлена первая комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка, содержащая твэлы со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, после опытной эксплуатации в реакторе БН-600. Впервые в истории реактора БН-600 облучённая сборка была отмыта от натрия расплавом свинца, остатки которого стали препятствием для снятия чехла и разборки пучка твэлов. Благодаря высокому профессионализму и самоотверженности коллектива отделения удалось успешно осуществить указанные операции; в кратчайшие сроки провести первичные исследования и получить экспериментальные данные о состоянии твэлов, необходимые для подтверждения условий действия лицензии на продолжение испытаний смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в реакторе БН-600.

Продолжены коррозионные испытания материалов оболочек твэлов для получения сравнительных данных по их стойкости в различных коррозионно-активных средах, содержащих химические элементы, имитирующие продукты деления топлива. Вне реакторные эксперименты, проведённые в 2015 году, были посвящены исследованию влияния растягивающих механических напряжений на коррозию материалов оболочек твэлов

в средах, содержащих йод и теллур в газовой фазе. Эти эксперименты позволили определить индивидуальное влияние различных факторов на коррозию и получить сравнительные данные по стойкости различных марок сталей в одинаковых условиях, что является эффективным дополнением реакторных испытаний.

В рамках деятельности в качестве головной материаловедческой организации и осуществления надзорных работ за действующими реакторными установками АО «ГНЦ НИИАР» проведены материаловедческие исследования направляющей трубы СУЗ, отработавшей в реакторе МИР в течение 37 лет. Полученные результаты, включая данные электронно-микроскопических исследований микроструктуры и трансмутационных изменений элементного состава, показали, что её работоспособность не вызывает сомнений, а срок службы может быть существенно увеличен.

При модернизации экспериментальной базы материаловедческого комплекса АО «ГНЦ НИИАР» в 2015 году сданы в эксплуатацию две установки — машина для механических испытаний «LFMZ-50» и масс-спектрометр «NEXION-300 D» с индуктивно связанной плазмой.

Машина «LFMZ-50» является универсальной и предназначена для испытаний на сжатие, растяжение, ползучесть, релаксацию напряжений и малоцикловую усталость в вакууме при температуре от комнатной до 1700 °С. Масс-спектрометр «NEXION-300 D» предназначен для выполнения широкого круга задач, основной из которых является определение уровня выгорания и изотопного состава облучённого топлива.

Е.А. Звир

ИЗМЕНЕНИЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ТВСА-АЛЬФА, ТВСА-5М И КОНСТРУКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ИХ КАРКАСОВ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В процессе эксплуатации тепловыделяющих сборок в реакторе ВВЭР-1000, как правило, происходит изменение их геометрических параметров. Изменяются длина тепловыделяющей сборки, размер «под ключ»; появляются изгибные деформации и деформации скручивания.

Изменение геометрических параметров обусловлено деформированием элементов их каркаса, которое определяется действиями осевой сжимающей силы со стороны блока защитных труб, весовой и гидравлической осевых нагрузок, поперечных сил воздействия соседних ТВС, термомеханических нагрузок в неоднородных полях температуры и нейтронных потоков. Повышенные значения изгибной деформации могут ограничить ресурс работы тепловыделяющих сборок.

Были проведены измерения геометрических параметров двух тепловыделяющих сборок: ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М реактора ВВЭР-1000 после эксплуатации на первом блоке Калининской АЭС в течение трёх и пяти топливных кампаний соответственно. Особенности конструкции каркасов ТВС приведены в табл. 2.1.

Таблица 2.1

Особенности конструкции каркасов тепловыделяющих сборок

Характеристика дистанционирующей решётки	ТВСА-АЛЬФА	ТВСА-5М
Количество, шт.	8	15
Высота поля ячеек, мм	35	20
Диаметр наружный/внутренний, мм:		
направляющего канала		12,6/10,9
центральной трубы		13,0/11,0
Расположение опорных втулок на направляющих каналах	На шести каналах наружного ряда под ДР1 и над ДР2	На шести каналах наружного ряда и трёх каналах внутреннего ряда под ДР1 и над ДР2–14
Зазор между верхними дистанционирующими решётками и буртом направляющего канала, мм	3,7	–

Геометрические параметры тепловыделяющих сборок

Форма прогиба обеих кассет S-образная; значения стрелы прогиба ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М составили 15,7 и 12,1 мм соответственно. Для этих тепловыделяющих сборок на всех дистанционирующих решётках наблюдается изменение размера «под ключ» в пределах измеряемого по ободу участка (рис. 2.1).

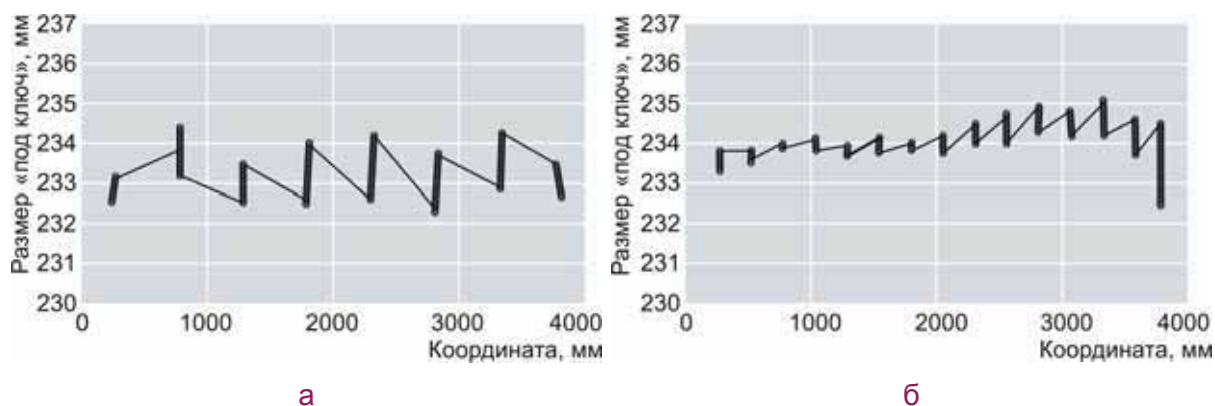


Рис. 2.1. Изменение размера «под ключ» по высоте измеряемого участка ТВСА-АЛЬФА (а), ТВСА-5М (б)

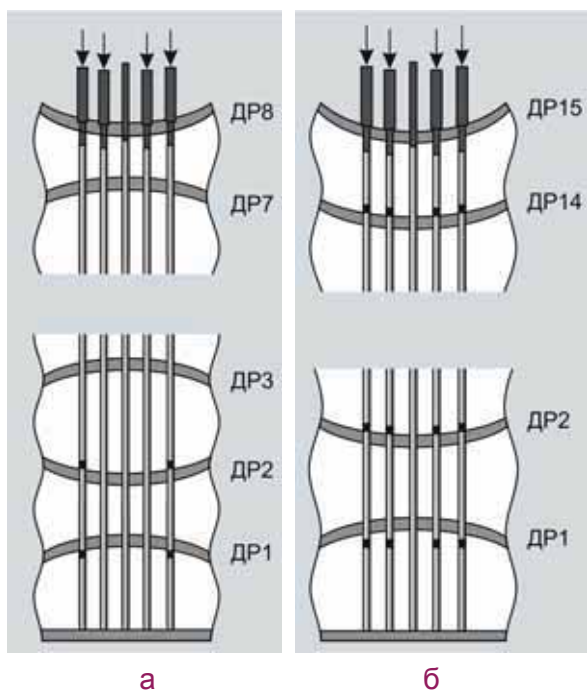


Рис. 2.2. Схема состояния каркасов ТВСА-АЛЬФА (а) и ТВСА-5М (б)

Для ТВСА-АЛЬФА на большей части дистанционирующих решёток наблюдается увеличение размера с ростом высотной координаты, для ТВСА-5М — уменьшение. Изменение размера «под ключ» на ободке свидетельствует о деформации (прогибе поля ячеек) дистанционирующих решёток. Противоположное направление прогиба этих решёток ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М объясняется особенностями конструкции их каркаса. В ТВСА-АЛЬФА отсутствуют опорные втулки направляющих каналов ДР 3–7, в ТВСА-5М опорные втулки расположены над каждой дистанционирующей решёткой (рис. 2.2).

Изменение размера «под ключ» по длине каркасных уголков (рис. 2.3) имеет периодический характер и свидетельствует о прогибе уголков в пролётах между дистанционирующими решётками. Прогиб каркасных уголков для ТВСА-АЛЬФА с восемью решётками больше прогиба ТВСА-5М с пятнадцатью решётками.

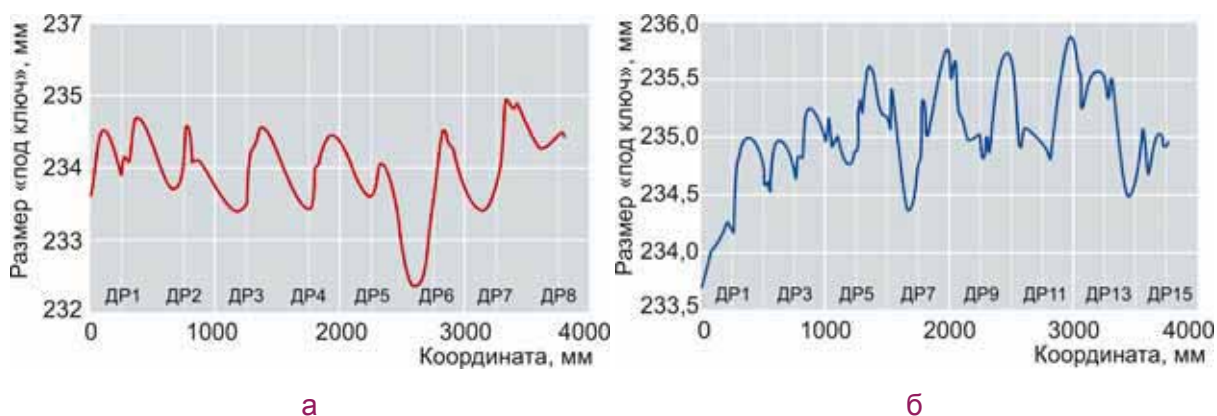


Рис. 2.3. Изменение размера «под ключ» по длине каркасных уголков ТВСА-АЛЬФА (а), ТВСА-5М (б)

Геометрические параметры элементов каркаса

В процессе эксплуатации центральная труба и каркасные уголки значительных осевых нагрузок не испытывают и их удлинение, в основном, обусловлено радиационным ростом.

Направляющие каналы находятся в условиях осевого сжатия со стороны блока защитных труб, которое частично компенсируется силами растяжения, передающимися со стороны растущих с большой скоростью уголков и твэлов. Изменение длины направляющих каналов обусловлено процессами радиационного роста и радиационно-термической ползучести под действием сжимающих напряжений. Как показывают результаты исследований, радиационный рост превалирует над ползучестью и длина каналов увеличивается.

Разные значения удлинения направляющих каналов и каркасных уголков, а также механическое воздействие удлиняющихся твэлов на дистанционирующие решётки приводит к возникновению депланации. При наличии опорных втулок и буртов направляющего канала, ограничивающих перемещение дистанционирующих решёток вверх, депланация обусловлена разными значениями удлинения каналов и каркасных уголков. При этом существует связь между прогибом данных решёток и удлинением направляющих каналов и каркасных уголков (рис. 2.4, а):

$$\Delta L_{\text{УГ}} = \Delta L_{\text{НК}} + b_{\text{ДР}} + h, \quad (1)$$

где $\Delta L_{\text{УГ}}$ — удлинение уголков;

$\Delta L_{\text{НК}}$ — удлинение направляющих каналов наружного $\Delta L_{\text{ННК}}$ и внутреннего $\Delta L_{\text{ВНК}}$ ряда соответственно;

$b_{\text{ДР}}$ — прогиб дистанционирующей решётки по местоположению направляющих каналов наружного $b_{\text{НДР}}$ и внутреннего $b_{\text{ВДР}}$ ряда соответственно;

h — зазор в исходном состоянии между плоскостью дистанционирующих решёток и опорными втулками или буртами направляющих каналов.

При отсутствии ограничения перемещения дистанционирующей решётки вверх (втулки направляющих каналов приварены ниже дистанционирующей решётки либо отсутствуют) её прогиб обусловлен механическим воздействием растущих твэлов (см. рис. 2.4, б).

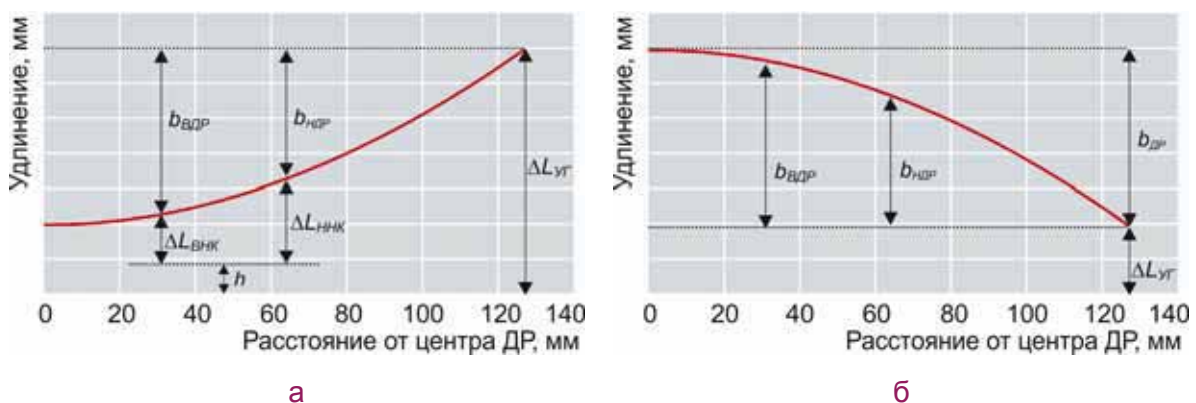


Рис. 2.4. Профиль прогиба дистанционирующей решётки при наличии ограничивающих перемещение данной решётки вверх опорных втулок либо буртов направляющих каналов (а) и при их отсутствии (б)

Результаты измерения прогиба дистанционирующих решёток показаны на рис. 2.5. Для ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М значение прогиба решёток положительное при наличии ограничивающих перемещение решёток вверх втулок либо буртов направляющих каналов и отрицательное при их отсутствии. Для ДР 2–15 ТВСА-5М

абсолютное значение стрелы прогиба увеличивается с увеличением номера решётки и достигает значения -4 мм на ДР 15. Для ТВСА-АЛЬФА максимальный прогиб зафиксирован на ДР 7 и составляет 1,9 мм.

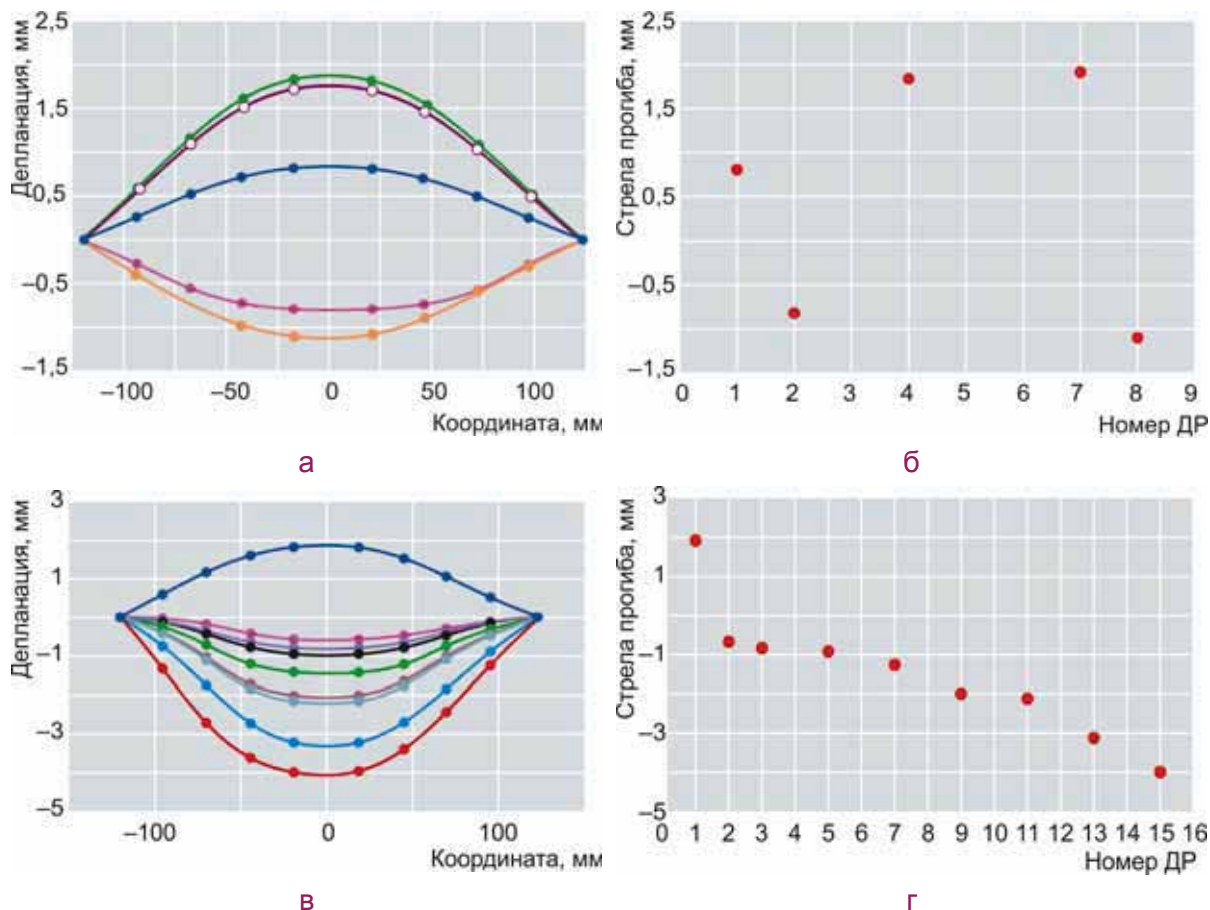


Рис. 2.5. Деформация (а, в) и стрела прогиба (б, г) решёток ТВСА-АЛЬФА (а, б); ТВСА-5М (в, г): ● — ДР 1; ● — ДР 2; ● — ДР 3; ○ — ДР 4; ● — ДР 5; ● — ДР 7; ● — ДР 8; ● — ДР 9; ● — ДР 11; ● — ДР 13; ● — ДР 15

Данные по изменению длины направляющих каналов, центральной трубы и каркасных уголков ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М приведены в табл. 2.2.

Таблица 2.2

Удлинение элементов каркаса ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М

Тип и номер ТВС	Удлинение (среднее) направляющего канала, мм		Удлинение центральной трубы, мм	Удлинение (среднее) уголков, мм
	Внутренний ряд	Наружный ряд		
ТВСА-АЛЬФА	2,0	2,3	6,7	6,2
ТВСА-5М	3,4	4,8	7,5	7,8

Для верхней дистанционирующей решётки наблюдается хорошая взаимосвязь между удлинением направляющих каналов, каркасных уголков и прогибом решётки.

Е.А. Звир, А.В. Строчук, Г.В. Шевляков, О.Г. Сидоренко

КОРРОЗИОННОЕ РАСТРЕСКИВАНИЕ СТАЛЬНЫХ ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИХ РЕШЁТОК В РЕЗУЛЬТАТЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ РБМК-1000

В 2015 году продолжены исследования дистанционирующих решёток 10 и 11 с разрывами обойм из коррозионно-стойкой стали марки 08X18H10T, расположенных вблизи центральной плоскости активной зоны реактора РБМК-1000 в тепловыделяющих сборках ТВС1 и ТВС2, отработавших в течение 5,1 и 6,9 года соответственно. Результаты исследований показали, что основной причиной повреждений указанных решёток является межкристаллитное растрескивание стенок ячеек и обоймы [1]. При этом оставался неясным вопрос, в какой степени повреждение конструктивных элементов решёток распространяется на остальные решётки, которые расположены на разном расстоянии от центральной плоскости активной зоны. Поэтому проведены более подробные исследования дистанционирующих решёток.

В процессе их эксплуатации произошло превышающее верхнюю границу проектного допуска увеличение вписанных диаметров ячеек дистанционирующих решёток ТВС1 и ТВС2. ТВС1 отработала в технологическом канале увеличенного диаметра до выгорания 28,40 МВт·сут/кгU, а ТВС2 — в штатном режиме до высокого выгорания 34,33 МВт·сут/кгU.

Такое увеличение может быть связано как с пластическим деформированием стенок ячеек (в результате увеличения диаметра твэлов из-за окисления оболочек), так и с истиранием их выпуклой поверхности в районе пуклёвок при механическом взаимодействии с твэлами.

Вклад пластического деформирования является определяющим, поскольку случаи истирания поверхности пуклёвок немногочисленные и истирание не превышает 0,09 мм. Изменение вписанных диаметров ячеек дистанционирующих решёток с ростом высотной координаты в целом хорошо коррелирует с изменением диаметра твэлов на участках расположения решёток. Диаметр твэлов меньше, чем вписанный диаметр ячеек дистанционирующих решёток. Это обусловлено дополнительной деформацией ячеек в результате извлечения твэлов из пучка.

Факт деформирования ячеек дистанционирующих решёток указывает на то, что при эксплуатации они находились в условиях напряжённо-деформированного состояния, которое в сочетании с воздействием коррозионно-активной среды теплоносителя могло оказывать влияние на процессы образования и развития в них трещин.

Результаты анализа макро- и микроструктуры различных участков дистанционирующих решёток показали, что повреждения характерны не только для ДР 10 и 11, расположенных вблизи центральной плоскости активной зоны. Повреждения характерны и для дистанционирующих решёток 5 и 15, расположенных в центре нижнего и верхнего пучков твэлов, а также на промежуточном между ними расстоянии (между ДР 5 и 10, ДР 11 и 15).

Значительная часть повреждений решёток обусловлена образованием трещин в сварных соединениях. Они распространяются либо через ядро сварки, либо параллельно его границам. Причём такого типа трещины замечены в сварных соединениях не только между ячейками, но и между ячейкой и обоймой дистанционирующих решёток. Другой тип трещин не связан со сваркой. Такие трещины распространяются через стенки ячеек с ориентацией преимущественно перпендикулярно их стенкам. Примеры растрескивания ячеек показаны на рис. 2.6.

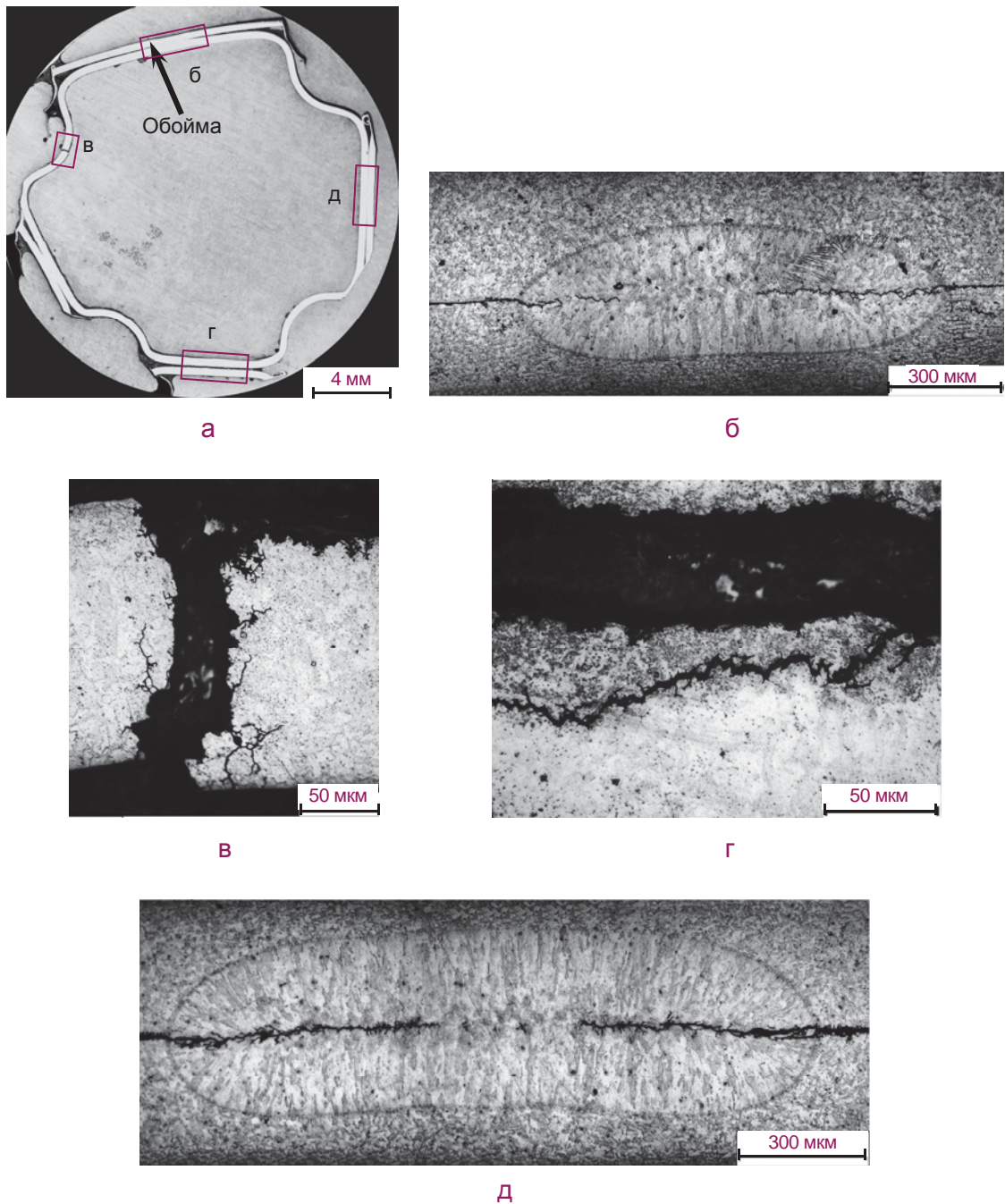


Рис. 2.6. Макроструктура (а) и микроструктура (б–д) поперечного сечения ячейки наружного ряда ДР 5 ТВС1 после травления

В табл. 2.3 приведены обобщённые данные по количеству участков с дефектами (трещинами), отсортированные по месту расположения в ячейках дистанционирующих решёток. Больше дефектов было выявлено в решётке ТВС1, которая эксплуатировалась в технологическом канале увеличенного диаметра.

Наибольшее количество дефектов образовалось в ячейках дистанционирующих решёток средней части нижнего пучка тепловыделяющих элементов; большинство из них — в зоне сварных соединений. Повреждение решёток указанной тепловыделяющей сборки могло быть вызвано также коррозией оболочек твэлов и наличием на них отложений. Это проявилось в том, что среднее усилие срабатывания твэлов при извлечении из ТВС1 было выше, чем из ТВС2, — 2829 и 1265 Н соответственно (288,5 и 128,9 кгс соответ-

ственно). Причём среднее усилие извлечения твэлов из нижнего пучка было выше, чем из верхнего пучка твэлов, — 194 и 117 Н, 97 и 47 Н для ТВС1 и ТВС2 соответственно (19,8 и 12 кгс, 9,9 и 4,8 кгс для ТВС1 и ТВС2 соответственно), что соотносится с большим количеством повреждённых участков в дистанционирующей решётке средней части нижнего пучка твэлов (см. табл. 2.3).

Таблица 2.3

Число дефектов дистанционирующих решёток по результатам металлографического анализа

Номер ТВС	Вид пучка ТВС	Номер ДР	Ряд в ДР	Число участков с дефектами			Общее число дефектов	
				В ядре сварки	Вблизи сварного шва	Вдали от сварного шва		
ТВС1	ПТН	5	Наружный	2	1	1	9	
			Внутренний	2	—	—		
			Центральный	2	1	—		
		9	Центральный	—	—	—	5	
			10	Наружный	2	—		—
				Внутренний	1	2		—
	ПТВ	12	Внутренний	2	2	—	5	
			13	Наружный	—	1		—
				Центральный	—	—		—
		15	Наружный	2	—	1	5	
			Внутренний	2	—	—		
			Центральный	—	—	—		
ТВС2	ПТН	5	Наружный	—	—	—	3	
			Внутренний	—	1	—		
			Центральный	2	—	—		
		8	Наружный	1	—	—	7	
			Центральный	—	3	—		
			9	Внутренний	—	3		1
	ПТВ	11	Наружный	—	—	—	2	
			Внутренний	1	1	—		
			Центральный	—	—	—		
		15	Наружный	—	—	—	1	
			Внутренний	—	—	—		
			Центральный	—	1	—		

Следует отметить, что количество участков с дефектами в ДР 5, расположенной в средней части нижнего пучка твэлов, почти в два раза больше, чем в ДР 10 и ДР 9, расположенных вблизи центральной плоскости активной зоны. Во всех случаях в ТВС1 повреждались ячейки и наружного, и внутреннего рядов ДР, а повреждение втулки произошло лишь в ДР 5, в то время как в дистанционирующих решётках, расположенных в средней части верхнего пучка твэлов, и в ДР 9 центральная ячейка (втулка) оказалась неповреждённой.

По-видимому, особенности напряжённо-деформированного состояния по высоте активной зоны в исследованных ТВС оказывают влияние на степень повреждаемости различно расположенных ячеек дистанционирующих решёток. Часть ячеек решёток

не имела повреждений и предел их прочности был не ниже 600 МПа, что характерно для облучённой стали марки 08X18H10T, а другие ячейки, содержащие трещины, разрушались при растяжении хрупко.

Из анализа результатов гамма-сканирования твэлов исследованных ТВС следует, что выгорание топлива на участках, соответствующих участкам ДР 5, ДР 10, ДР 11 и ДР 15, примерно одинаковое. Поэтому можно предположить, что вклад облучения в повреждение материала этих решёток в первом приближении также одинаковый. Напряжение, возникающее в дистанционирующих решётках в процессе эксплуатации, способствовало развитию растрескивания по ослабленным границам зёрен, что соответствовало действию механизмов коррозионного растрескивания под напряжением. Один из механизмов ослабления границ зёрен под действием облучения может быть связан с составом стали, из которой изготовлены дистанционирующие решётки. Так, входящий в состав стали марганец в исходном состоянии связывает примеси (такую, например, как сера), способствующие ослаблению границ зёрен. Поэтому в исходном состоянии такая сталь аустенитного класса имеет высокую стойкость к растрескиванию в воде. Под действием облучения часть атомов марганца превращается в атомы железа (трансмутация). При этом часть примесей перестаёт быть связанной марганцем из-за уменьшения его количества и они способствуют ослаблению границ зёрен [2].

Список литературы

- 1 Кобылянский Г.П., Строжук А.В., Маёршина Г.И., Мазаев А.О. Исследование стальных дистанционирующих решёток с разрывами обойм реактора РБМК-1000. — Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 121–123.
- 2 Chang H.M., Sanecki J.E. and Garner F.A. Radiation-Induced Instability of MnS Precipitates and Its Possible Consequences on Irradiation-Induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels. — Effects of Radiation on Materials: 18th International Symposium. — ASTM STP 1325. — Pennsylvania: West Conshohocken, 1999. P. 647–658.

*Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук, Е.А. Звир,
В.А. Жителев, А.О. Мазаев, А.С. Хренов*

СОСТОЯНИЕ НАПРАВЛЯЮЩЕЙ ТРУБЫ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ ПОСЛЕ 37 ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ МИР

В реакторе МИР для обеспечения надёжной работы активной зоны и её защиты располагаются направляющие трубы системы управления и защиты, изготовленные из сплава Zr–1%Nb (Э110) в рекристаллизованном состоянии. Назначение трубы системы управления и защиты — обеспечение свободного (исключающего любое возможное торможение либо затирание) передвижения, а также условий охлаждения и защиты от повреждений регулирующего органа аварийной защиты–компенсирующих стержней СУЗ. Для оценки работоспособности направляющих труб системы управления и защиты по критериям коррозионно-механического состояния и формоизменения проведены

материаловедческие исследования направляющей трубы системы управления защиты, отработавшей в реакторе МИР в течение 37 лет.

Наружный диаметр трубы СУЗ составляет 33 мм, толщина её стенки — 1,5 мм. Труба СУЗ состоит из трёх частей: верхней части с шариковым замком, средней — рабочей части, изготовленной из трубы, и хвостовика. Труба системы управления и защиты, имеющая общую длину 4775 мм, вертикально устанавливается в реактор через специальные отверстия диаметром 36 мм (с радиальным зазором 1,5 мм) в подводящем коллекторе, бериллиевой кладке активной зоны и нижней опорной решётке. Трубу СУЗ эксплуатировали в реакторе МИР с декабря 1975 по март 2013 годов. Максимальный флюенс быстрых нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ) на уровне центральной плоскости активной зоны составил $6,2 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$. При эксплуатации регулирующего органа в данной трубе системы управления и защиты замечаний не было.

Температура рабочей среды (дистиллята) при работе реактора на мощности составляла 40–70 °С, а во время остановок реактора составляла 14–40 °С. Скорость изменения температуры не превышала 1 °С/мин. Поддерживался нейтральный водно-химический режим. За всё время эксплуатации массовая концентрация солей жёсткости не превышала 1,0 мкг-экв./дм³. Массовая концентрация хлоридов не превышала 20 мкг/дм³.

При визуальном осмотре направляющей трубы каких-либо дефектов на её поверхности не обнаружено.

Для выявления возможного изменения геометрии направляющей трубы под воздействием облучения проводили измерения её наружного диаметра во взаимно перпендикулярных направлениях вдоль продольной оси с шагом 50 мм. Для этого использовали специальное приспособление, содержащее индикатор часового типа с ценой деления 0,010 мм.

Изменение значений наружного диаметра по высоте направляющей трубы СУЗ показано на рис. 2.7. Отклонение от номинального значения диаметра трубы невелико и находится в пределах допуска на размеры трубы. Диаметр трубы практически не изменяется по её высоте. Данные измерений во взаимно перпендикулярных направлениях свидетельствуют об отсутствии какой-либо существенной овальности трубы как на уровне активной зоны, так и вдали от неё.

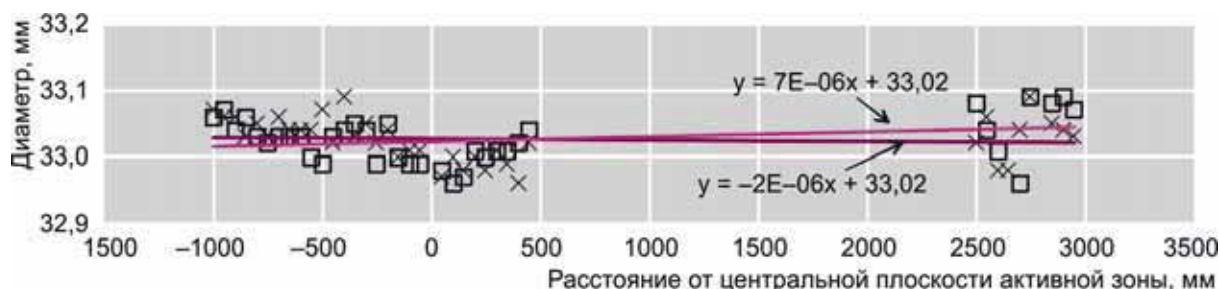


Рис. 2.7. Высотное изменение диаметра направляющей трубы системы управления и защиты, отработавшей в реакторе МИР в течение приблизительно 37 лет: (x) — выбранное направление; (□) — взаимно перпендикулярное направление

Результаты металлографических исследований участков поперечных сечений трубы показывают, что толщина оксидной плёнки на её наружной и внутренней поверхности меньше чувствительности микроскопа примерно 1 мкм, а незначительное гидрирование материала трубы наблюдается лишь на уровне центральной плоскости активной зоны. Таким образом, коррозионное состояние и гидрирование трубы СУЗ после длительной эксплуатации в реакторе при сравнительно низкой температуре (примерно 40–70 °С) не являются потенциально опасными с точки зрения её работоспособности.

Зная значения текстурных параметров Кёрнса, соответствующих радиальному $f_r = 0,48$; тангенциальному $f_t = 0,46$ и продольному $f_l = 0,06$ направлению в трубе, которые были получены при рентгеновских исследованиях, выполненных в данной работе, можно

оценить изменение длины направляющей трубы, которое могло произойти в результате действия явления радиационного роста. Радиационный рост ε_d связан с кристаллографической и микроструктурной анизотропией материалов в соответствии с выражением

$$\varepsilon_d = SG_d F^n,$$

где S — структурный коэффициент, зависящий в общем случае от особенностей микроструктуры материала и температуры облучения;

F — флюенс нейтронов;

n — показатель степени;

G_d — текстурный фактор (индекс) роста, связанный с текстурным коэффициентом Кёрнса f_d деформирования радиационного роста в направлении d (определяемым рентгеноструктурным методом) соотношением $G_d = 1 - 3f_d$.

Тогда из соотношения $\varepsilon_r/\varepsilon_l = (1 - 3f_r)/(1 - 3f_l)$ и с учётом того, что радиационный рост происходит при сохранении объёма материала ($\varepsilon_r + \varepsilon_t + \varepsilon_l = 0$) и изменение диаметра направляющей трубы в результате облучения в реакторе пренебрежимо мало (то есть $\varepsilon_t = 0$ или $\varepsilon_r/\varepsilon_l = -\varepsilon_r$), можно оценить изменение длины трубы СУЗ.

Результаты измерений, проведённых с использованием возможностей микроскопа при металлографических исследованиях, показали, что толщина стенки трубы отличается от номинальной толщины (1,5 мм) на участке вблизи центральной плоскости активной зоны реактора (1,45 мм) и вдали (верхняя часть трубы) от неё (1,37 мм). Это связано, по-видимому, с особенностями технологии изготовления трубы, с возможным истиранием её внутренней поверхности при перемещении и падении компенсирующих стержней аварийной защиты и/или с действием механизма радиационного роста.

В предположении того, что изменение толщины трубы вызвано радиационным ростом, консервативная оценка с использованием экспериментально определённых параметров текстуры даёт возможные диапазоны изменения длины трубы: от — 17 мм (укорочение) до 3,5 мм (удлинение). Такие изменения длины трубы являются допустимыми при многолетней эксплуатации исследованного изделия.

Кратковременные механические испытания на растяжение кольцевых образцов, вырезанных из отработавшей в течение примерно 37 лет в реакторе МИР направляющей трубы СУЗ из циркониевого сплава Э110 на различном расстоянии от центральной плоскости активной зоны, проводили при температуре равной 20 °С и скорости перемещения активных захватов равной 1 мм/мин. Значения кратковременных механических свойств представлены в табл. 2.4 (в числителе приведены конкретные значения механических свойств, в знаменателе — средние арифметические значения).

Таблица 2.4

Кратковременные механические свойства кольцевых образцов

Участок (координаты)	σ_B^* , МПа	$\sigma_{0,2}^{**}$, МПа	δ_0^{***} , %	δ_p^{****} , %
Окрестности ЦПАЗ (5–35 мм)	<u>834; 853; 835; 838</u> 840	<u>801; 807; 813; 809</u> 808	<u>8,5; 5,8; 8,5; 4,6</u> 6,9	<u>1,4; 1,0; 0,8; 0,8</u> 1,0
Вблизи нижнего края активной зоны на расстоянии от – 500 до – 530 мм	<u>719; 739; 735; 730</u> 731	<u>688; 669; 711; 704</u> 693	<u>14; 12; 12; 13</u> 13	<u>1,7; 1,0; 0,9; 1,3</u> 1,2
Вдали от активной зоны на расстоянии 2500–2530 мм	<u>417; 415; 423; 421</u> 419	<u>353; 326; 336; 323</u> 335	<u>31; 32; 34; 34</u> 33	<u>6,7; 8,0; 7,4; 8,1</u> 7,6

* Предел прочности.

** Условный предел текучести.

*** Общее относительное удлинение.

****Равномерное удлинение.

На участках трубы, расположенных в окрестностях центральной плоскости активной зоны или вблизи её края, наблюдаются радиационное упрочнение и снижение пластических свойств по сравнению с участками, расположенными на удалении от центра активной зоны. Так, значения предела прочности на этих участках в среднем составили приблизительно 840 и 730 МПа. Значения общего относительного удлинения составили 6,9 и 13 %. При этом минимальное зафиксированное значение общего относительного удлинения составило 4,6 %. Максимальные значения прочностных характеристик превышают характерные значения для других кольцевых образцов из сплава Э110, облучённых до сравнимых флюенсов нейтронов. Это обусловлено не только радиационным упрочнением, связанным с образованием радиационных повреждений в виде дислокационных петель, но и, по-видимому, упрочнением твёрдого раствора атомами молибдена, образовавшимися в результате ядерных превращений (трансмутаций) циркония и ниобия при облучении в реакторе МИР.

Экспериментально определено, что массовая доля молибдена в трубе на уровне центральной плоскости активной зоны составляет 0,24 % (вдали от центральной плоскости активной зоны она составила 0,0004 %). Значение накопления молибдена находится на уровне значений диапазона легирования в циркониевых сплавах. Полученные результаты по положительному влиянию молибдена на механические свойства сплава Э110 надо учитывать при разработке новых сплавов циркония применительно, например, к условиям работы будущих реакторов со сверхкритическими параметрами.

Для трансмиссионных электронно-микроскопических исследований было выбрано два образца: из центральной и верхней частей изделия. Верхняя часть была за пределами активной зоны, поэтому данный образец можно считать необлучённым. Структура материала трубы состоит из равноосных зёрен и округлых выделений вторых фаз. В целом, в образце частицы распределены равномерно, но присутствует локальная неравномерность, выраженная в чередовании вытянутых зон с пониженной и повышенной концентрацией частиц

В микроструктуре материала трубы большую часть выделений составляют частицы фазы β -Nb. На облучённых участках трубы доля ниобия в этих частицах меньше, чем на необлучённых участках. Средний размер частиц данного типа в необлучённом материале составляет 29 нм, а в облучённом — 64 нм. Низкотемпературное облучение привело к аморфизации фаз Лавеса и Zr_2Si , содержащихся в сплаве в небольшом количестве. Фаза β -Nb сохранила свою кристаллическую решётку. Дислокационная структура облучённого материала характеризуется наличием радиационных дислокационных петель и небольшого количества $\langle c \rangle$ -дислокаций.

В целом состояние направляющей трубы системы управления и защиты после эксплуатации в течение примерно 37 лет в реакторе МИР является удовлетворительным с точки зрения формоизменения, коррозионных и механических свойств, а её работоспособность не вызывает сомнений. Срок службы направляющей трубы СУЗ может быть существенно увеличен при сохранении штатных условий её эксплуатации, регулярном наблюдении и техническом обслуживании.

*Г.П. Кобылянский, В.К. Шамардин, А.Ю. Халяпин,
Ю.Д. Гончаренко, А.В. Обухов, И.Н. Волкова*

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С УВЕЛИЧЕННОЙ ЗАГРУЗКОЙ УРАНА И ОБОЛОЧКОЙ ИЗ СПЛАВА Э110 НА ОСНОВЕ ГУБЧАТОГО ЦИРКОНИЯ

Одним из основных направлений повышения эффективности использования топлива на атомной электростанции является снижение расхода урана на единицу вырабатываемой электроэнергии. Это может достигаться внедрением длительных топливных циклов, которые реализуются за счёт увеличения загрузки урана в тепловыделяющую сборку и повышения обогащения топлива. Две тепловыделяющие сборки реактора ВВЭР-1000 (ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М) с повышенной загрузкой урана после опытно-промышленной эксплуатации в течение трёх и пяти топливных кампаний на Калининской АЭС были исследованы в АО «ГНЦ НИИАР».

Тепловыделяющая сборка альтернативная АЛЬФА была укомплектована твэлами с утонённой оболочкой из оптимизированного сплава Э110 на основе губки и таблетками без центрального отверстия.

В ТВСА-5М были использованы твэлы двух модификаций: 1) с утонённой оболочкой из сплава Э110 на основе губки и таблетками без центрального отверстия; 2) со штатным типовым размером оболочки и таблеткой с центральным отверстием.

Основные характеристики твэлов реактора ВВЭР-1000 приведены в табл. 2.5.

Таблица 2.5

**Основные характеристики твэлов реактора ВВЭР-1000
с повышенной загрузкой урана**

Характеристика твэла	ТВСА-АЛЬФА	Модификация твэлов ТВСА-5М	
		№ 1	№ 2
$d_n/d_{вн}$ ** топливной таблетки, мм	7,8/0 (без центрального отверстия)	7,8/0 (без центрального отверстия)	7,6/1,2
$d_n/d_{вн}$ ** твэла, мм	9,1/7,93 (утонённая оболочка твэла)	9,1/7,93 (утонённая оболочка твэла)	9,1/7,73
Выгорание топлива твэла, МВт-сут/кгU	40,0–41,4	50,2–63,0	55,4–69,4
Обогащение топлива по ^{235}U , %	4,7	4,4	
Материал оболочки твэла	Э110опт на основе губчатого циркония	Э110 на основе губчатого циркония	
Содержание примесных элементов в материале оболочки, %:			
кислород	0,062–0,064	0,032–0,04	
железо	0,04	0,02	

* Наружный диаметр.

** Внутренний диаметр.

Исследования данныхборок проводили с целью определения состояния твэлов после эксплуатации, изучения изменения их функциональных характеристик.

Состояние твэлов оценивали:

- ◆ по изменению геометрических параметров;
- ◆ по коррозионному состоянию оболочек твэлов;
- ◆ по выходу газообразных продуктов деления из топлива.

Результаты профилометрии свидетельствуют о том, что наступление механического взаимодействия топливного сердечника с оболочкой и, как следствие, появление обратной деформации и гофр на оболочках твэлов с увеличенной загрузкой урана происходит при меньшем выгорании топлива, чем в твэлах базовой конструкции. Если для твэлов со штатной топливной таблеткой ($\varnothing 7,57/1,4$ мм) появление обратной деформации регистрируется при выгорании топлива 55 МВт·сут/кгU, то для твэлов новой конструкции с топливными таблетками $\varnothing 7,8/0$ и $7,6/1,2$ мм она наблюдается уже при выгорании 32–35 и 44–46 МВт·сут/кгU соответственно (рис. 2.8, а). С ростом выгорания топлива обратная деформация увеличивается.

Максимальные значения обратной деформации оболочек твэлов, мм:

ТВСА-АЛЬФА	0,017
ТВСА-5М с таблеткой:	
$\varnothing 7,8/0$	0,061
$\varnothing 7,6/1,2$	0,033

Удлинение твэлов (обоих типов) ТВСА-5М практически не отличается от удлинения твэлов базовой конструкции. Твэлы ТВСА-АЛЬФА с оболочкой из сплава Э110опт на основе губки удлинились существенно больше (в среднем на 10 мм, см. рис. 2.8) твэлов базовой конструкции при сравниваемых значениях выгорания топлива.

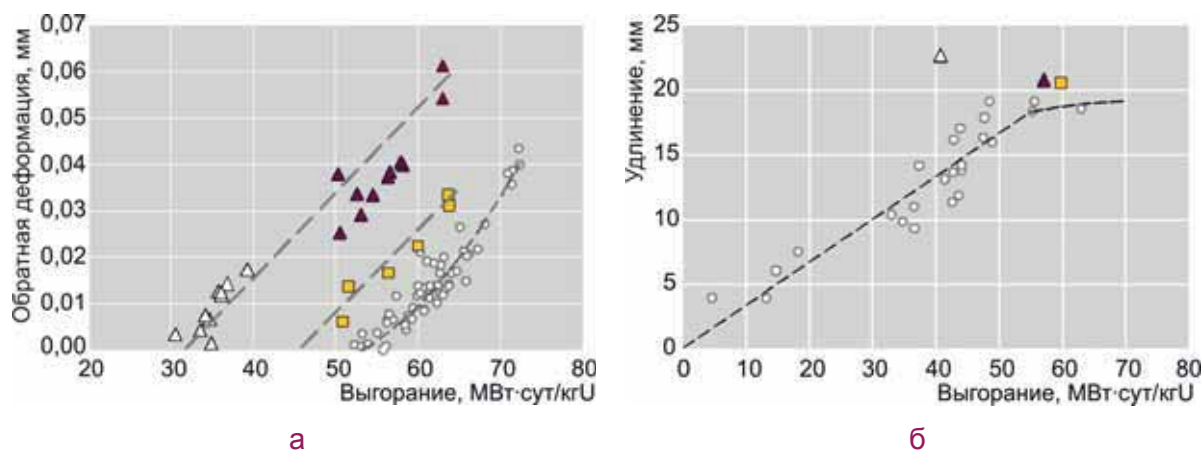


Рис. 2.8. Зависимость обратной деформации оболочек твэлов (а) и средней по ТВС длины твэлов (б) от выгорания топлива:

- — таблетка штатная; Δ — таблетка $\varnothing 7,8/0$ мм (ТВСА-АЛЬФА);
- \blacktriangle — таблетка $\varnothing 7,8/0$ мм (ТВСА-5М); \blacksquare — таблетка $\varnothing 7,6/1,2$ мм (ТВСА-5М)

Коррозионное состояние твэлов оценивалось по результатам измерения толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек вихретоковым методом. Отличия в степени окисления твэлов с оболочками из сплавов Э110опт и Э110 на основе губчатого циркония по сравнению с твэлами из сплава Э110 на электролитической основе не обнаружено.

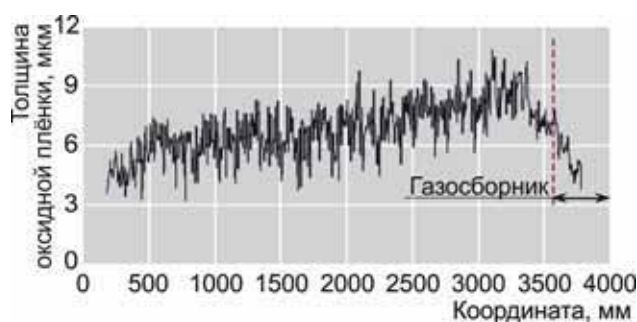
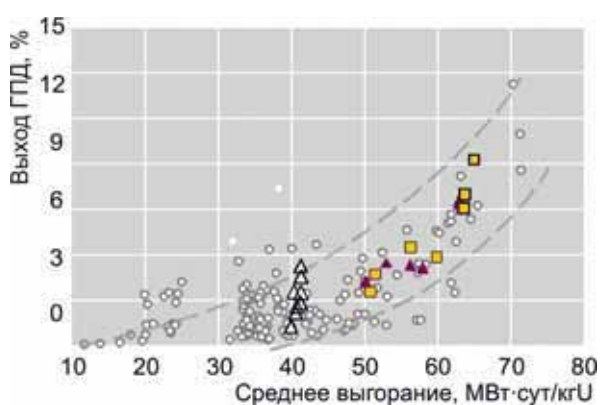


Рис. 2.9. Распределение толщины оксидной плёнки по длине твэла ТВСА-5М (выгорание 63,0 МВт·сут/кгU)

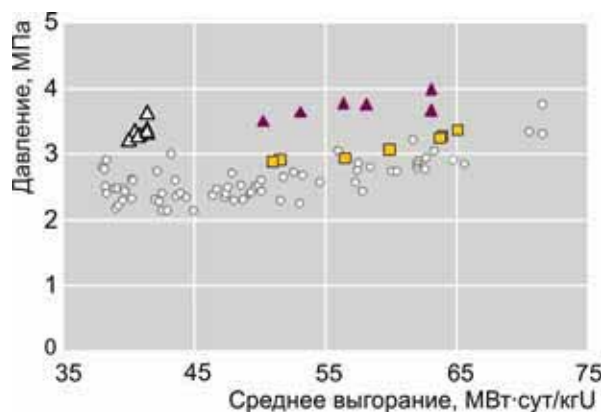
С ростом высотной координаты толщина оксидной плёнки увеличивается и достигает максимального значения на участке с координатами 2500–3300 мм. Типичное распределение толщины оксидной плёнки по длине твэла ТВСА-5М с максимальным выгоранием топлива (твэла с утонённой оболочкой и топливной таблеткой $\varnothing 7,8/0$ мм) показано на рис. 2.9.

Существенного отличия по выходу газообразных продуктов деления

из топливного сердечника под оболочку твэла с увеличенной загрузкой урана и базовой конструкции не наблюдается. Как и для тепловыделяющих элементов базовой конструкции, с ростом выгорания выход газообразных продуктов деления из топлива увеличивается (рис. 2.10).



а



б

Рис. 2.10. Зависимость выхода газообразных продуктов деления из топливного сердечника (а) и давления газа в твэлах (б) от среднего выгорания топлива: ○ — таблетка штатная;

Δ — таблетка $\varnothing 7,8/0$ мм (ТВСА-АЛЬФА);

▲ — таблетка $\varnothing 7,8/0$ мм (ТВСА-5М);

■ — таблетка $\varnothing 7,6/1,2$ мм (ТВСА-5М)

Давление газа под оболочкой для твэлов с топливной таблеткой $\varnothing 7,8/0$ мм в среднем примерно в 1,3 раза выше, чем для твэлов со штатной таблеткой. Это обусловлено меньшим свободным объёмом в твэле с таблеткой без центрального отверстия.

Результаты исследований показывают, что по основным эксплуатационным характеристикам (по геометрическим параметрам, толщине оксидной плёнки, давлению газообразных продуктов деления) ресурс тепловыделяющих элементов не исчерпан.

А.В. Строжук, Г.В. Шевляков,
Е.А. Звир, В.А. Жителев, А.С. Хренов,
О.Г. Сидоренко, С.С. Сагалов, Г.Д. Нуруллина

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ДО ВЫГОРАНИЯ 41 МВт·СУТ/КГУ НЕГЕРМЕТИЧНОГО ТВЭЛА С ТАБЛЕТКОЙ БЕЗ ЦЕНТРАЛЬНОГО ОТВЕРСТИЯ В СОСТАВЕ ТВСА-АЛЬФА

В 2015 году в материаловедческом отделении АО «ГНЦ НИИАР» были впервые проведены исследования негерметичной тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 типа ТВСА-АЛЬФА. Тепловыделяющие сборки этого типа укомплектовываются твэлами с увеличенной загрузкой урана, топливной таблеткой диаметром 7,8 мм без центрального отверстия и утонённой оболочкой с наружным и внутренним диаметром 9,1 и 7,93 мм соответственно. ТВСА-АЛЬФА отработала в течение трёх топливных кампаний на первом блоке Калининской АЭС до среднего выгорания топлива 42 МВт·сут/кгU. Оболочки твэлов этой ТВС были изготовлены из сплава Э110 на основе губчатого циркония производства Wah Chang.

При проведении первичных исследований ТВСА-АЛЬФА по результатам визуальной инспекции в периферийном ряду пучка был обнаружен твэл с признаками негерметичности. По внешнему виду данный твэл отличался от остальных твэлов наличием вторичных дефектов на его поверхности на большей части длины твэла: светлых гидридных пятен и поперечных полос, протяжённых участков выхода гидридов на наружную поверхность оболочки (рис. 2.11). В пролёте между дистанционирующими решётками 1 и 2 обнаружено вздутие оболочки. На газосборнике по местоположению фиксирующих витков пружинного фиксатора наблюдалась типичная для негерметичных твэлов светлая спиралевидная полоса.

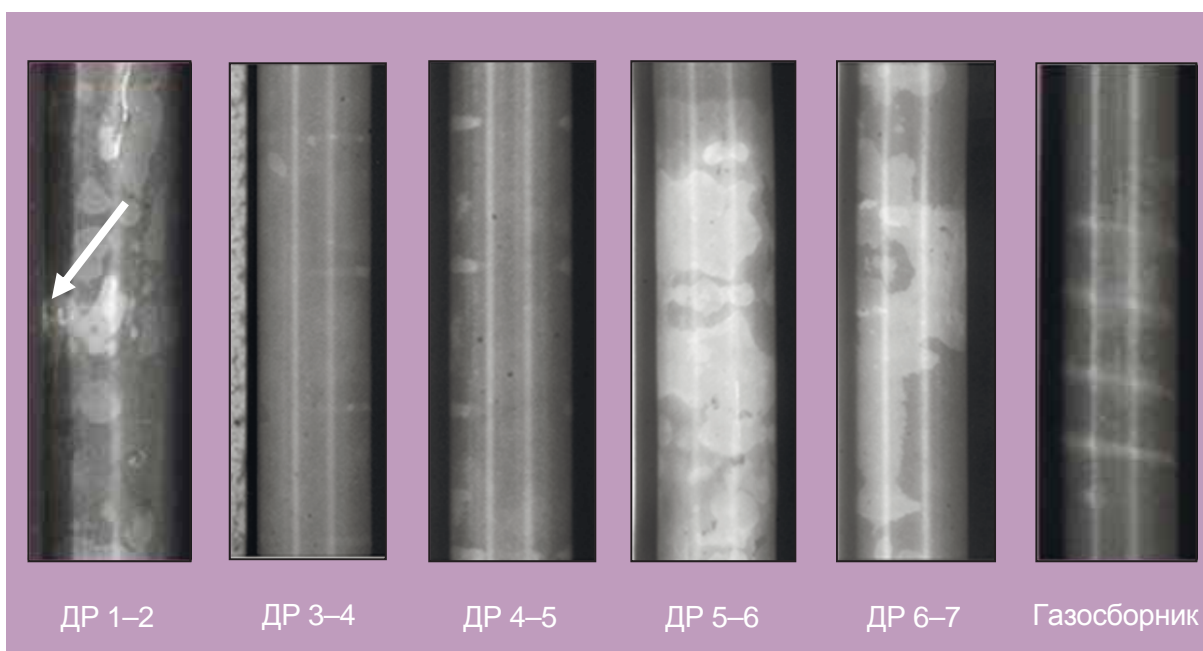


Рис. 2.11. Внешний вид негерметичного твэла на участках между дистанционирующими решётками (на обнаруженное вздутие оболочки между ДР 1–2 указывает стрелка)

При извлечении негерметичного твэла произошло его разрушение на расстоянии примерно 650 мм от нижнего торца.

По результатам дальнейших исследований было установлено, что причиной разгерметизации твэла явилось сквозное debris-повреждение (рис. 2.12, а) оболочки проволокой,

застрявшей в ячейке ДР 5. Фрагмент этой проволоки был обнаружен в повреждённой ячейке, расположенной рядом с ячейкой негерметичного твэла (см. рис. 2.12, б).

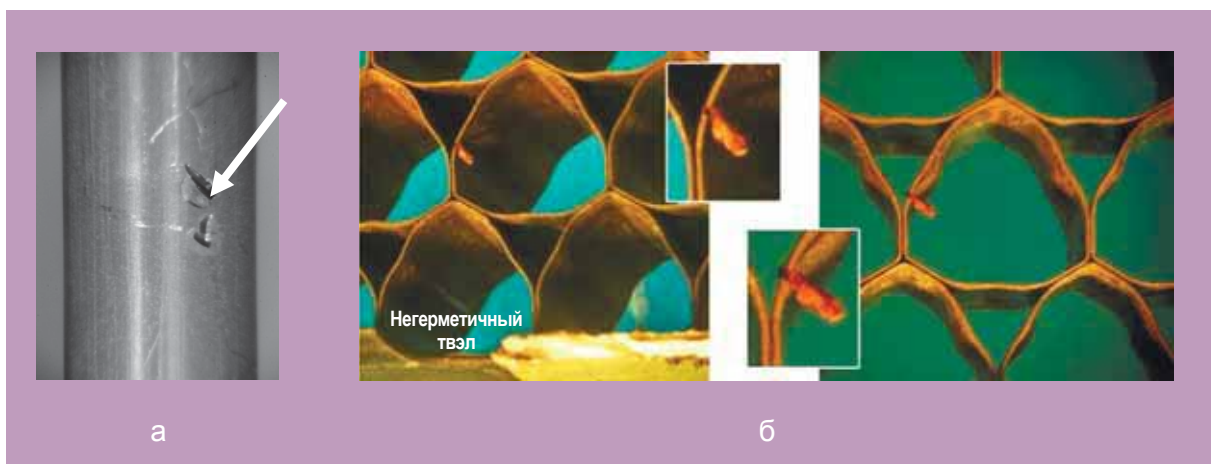


Рис. 2.12. Изображение участка оболочки негерметичного твэла с debris-повреждением (а) по местоположению ДР 5 и внешний вид ячеек ДР 5, показанных под разным углом (б)

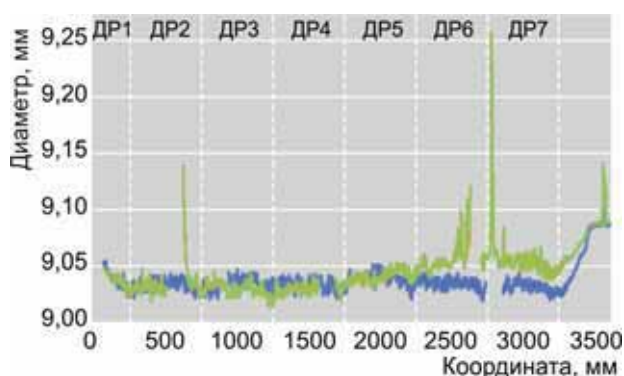


Рис. 2.13. Изменение диаметра по длине негерметичного твэла: — негерметичный твэл; — твэл-свидетель

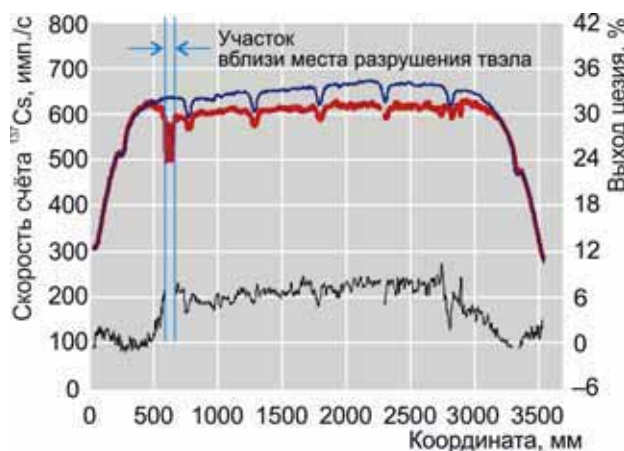


Рис. 2.14. Распределение ^{137}Cs по длине негерметичного твэла и твэла-свидетеля; выход цезия из негерметичного твэла: — негерметичный твэл; — твэл-свидетель; — выход цезия (^{137}Cs)

Результаты профилометрии негерметичного твэла показали увеличение диаметра на участке (650–685 мм), где произошло разрушение твэла при извлечении его из пучка, а также по всей длине, начиная с координаты 2200 мм (рис. 2.13).

На отдельных участках увеличение диаметра достигает 200 мкм. Увеличение диаметра негерметичных твэлов, как правило, обусловлено гидрированием оболочки.

Результаты гамма-сканирования выявили уменьшение скорости счёта по ^{137}Cs на участке негерметичного твэла

с координатами 500–3250 мм (по сравнению с твэлом-свидетелем), что свидетельствует о выходе цезия из твэла. Среднее значение выхода составило 6 %, максимальное — 10 % (рис. 2.14).

Структура топлива негерметичного твэла (рис. 2.15) по сравнению с твэлом-свидетелем претерпела существенные изменения. На расстоянии примерно 0,7 радиуса сформировалась кольцевая зона растрескивания, разделяющая топливо на две части: центральную и периферийную. В центральной части концентрация внутризеренных и зернограничных пор увеличена (тёмная область на макроструктуре сечений твэла после травления).

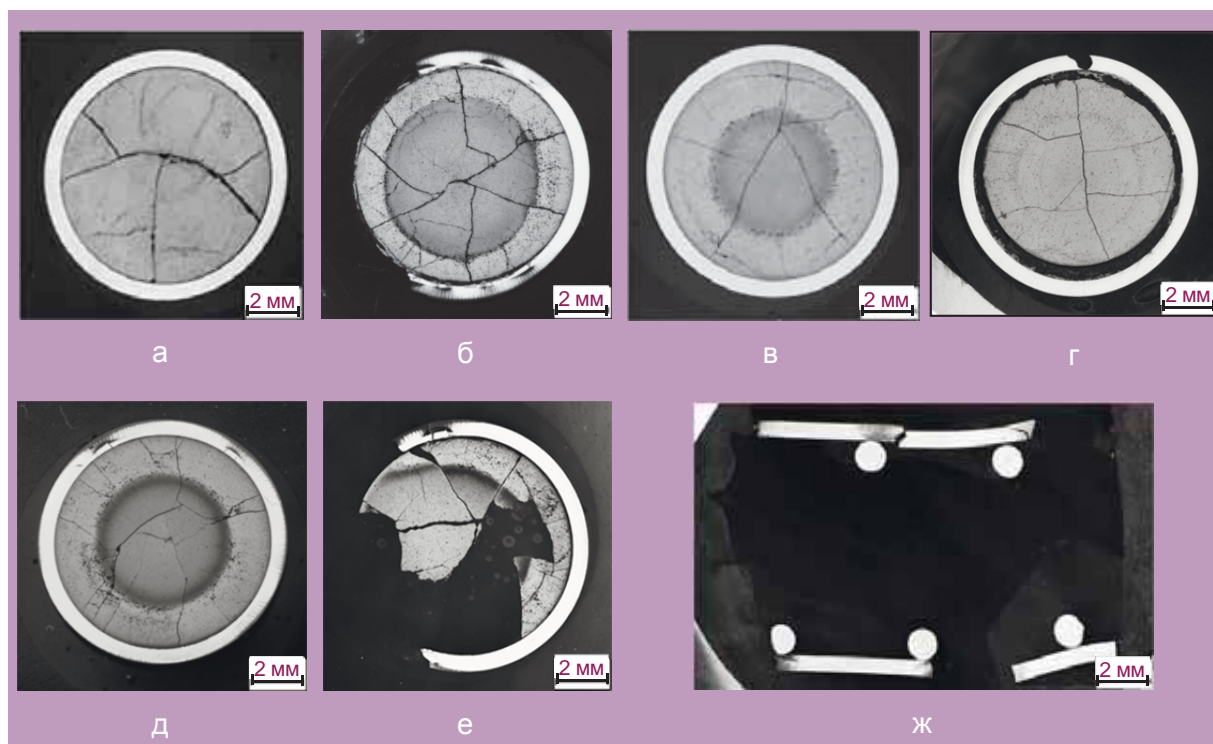


Рис. 2.15. Макроструктура в поперечных и продольном сечениях по высоте негерметичного твэла: 50 мм (а), 650 мм (б), 1650 мм (в), 2300 мм (г), 2700 мм (д), 2900 мм (е), газосборник по местоположению пружины (ж)

Оболочка негерметичного твэла по всей длине сильно гидрирована. Во всех исследованных сечениях концентрация гидридов увеличена. На отдельных участках, как на внутренней, так и на наружной поверхности, наблюдаются слои массивных гидридов, в том числе типа «sun-burst» (рис. 2.16).

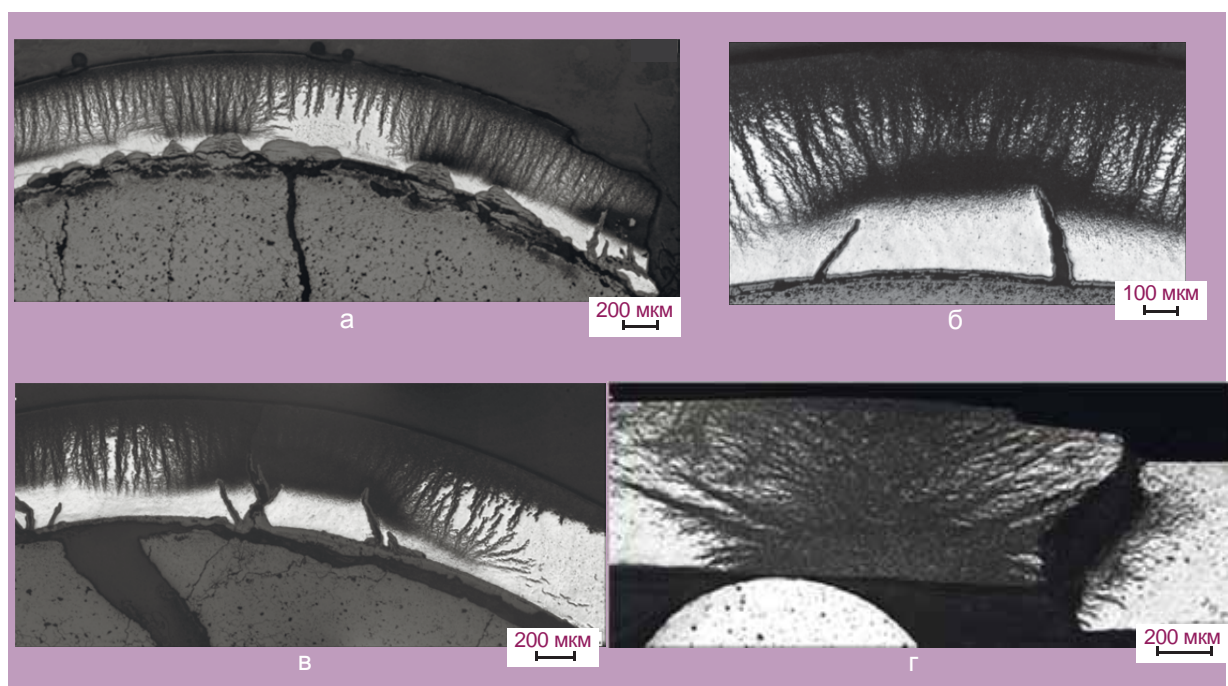


Рис. 2.16. Микроструктура оболочки после травления по высоте негерметичного твэла: 650 мм (а), 2700 мм (б), 2900 мм (в), газосборник по местоположению пружины (г)

Наружная поверхность оболочки негерметичного твэла покрыта равномерной оксидной плёнкой, толщина которой не превышает 8 мкм. На внутренней поверхности оболочки обнаружены протяжённые участки нодулярного окисления внутренней поверхности оболочки толщиной до 300 мкм. Нодули располагаются неравномерно; по-видимому, это связано с разными условиями притока пара к участкам внутренней поверхности оболочки. Помимо нодулярного окисления на внутренней поверхности оболочки регистрируется и образование оксидной плёнки равномерного типа толщиной до 20 мкм.

По месту debris-повреждения (координата 2300 мм) выполняли послойное шлифование с шагом примерно 100 мкм. Проведённые металлографические исследования показали, что debris-повреждение является сквозным (рис. 2.17).



Рис. 2.17. Микроструктура оболочки в районе debris-повреждения

По результатам измерений протяжённость сквозного отверстия составляет примерно 300 мкм, максимальная ширина на внутренней поверхности — примерно 167 мкм.

*И.Н. Волкова, Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, Е.А. Звир,
В.А. Жителев, О.Н. Никитин, О.Г. Сидоренко*

РАЗРАБОТКА И ИЗГОТОВЛЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

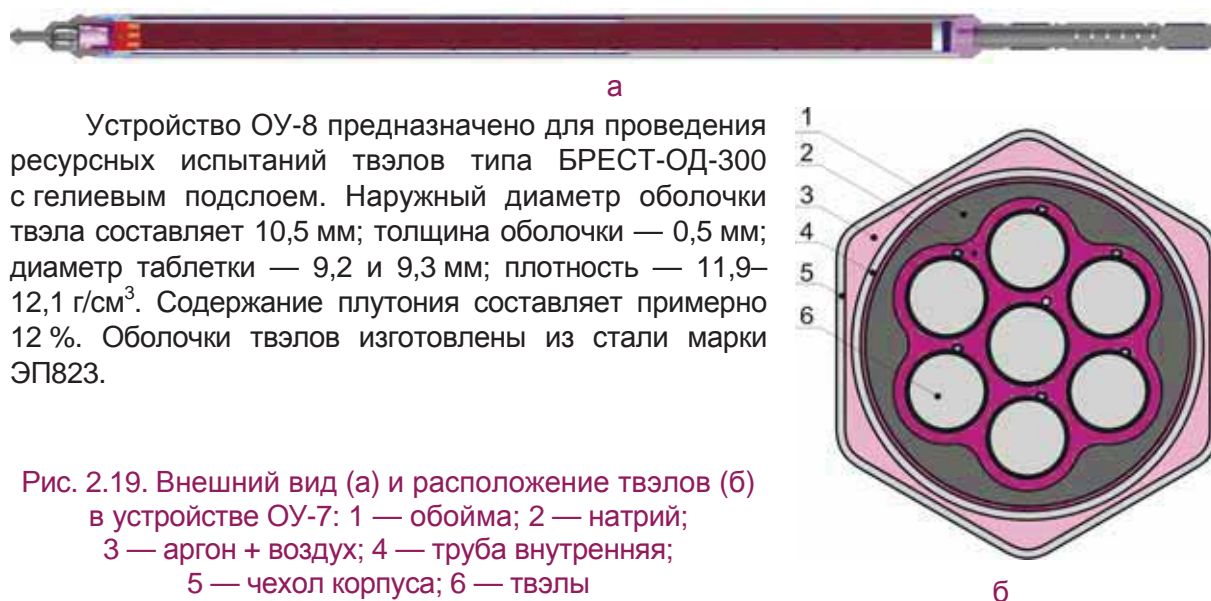
Данная работа проводилась по федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года». Цель работы — разработка и изготовление экспериментальных устройств для проведения реакторных испытаний твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом для разрабатываемых проектов реакторных установок БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300. При проведении послереакторных исследований планируется получение экспериментальных данных об изменении физико-механических, теплофизических и радиационных свойств смешанного нитридного уран-плутониевого топлива и оболочек твэлов при различных значениях температуры, повреждающей дозы

и выгорания для построения расчётно-экспериментальных корреляций, необходимых для обоснования работоспособности твэлов.

В 2015 году было завершено изготовление облучающего устройства ОУ-6 (рис. 2.18) для испытания экспериментальных твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 и устройства ОУ-7 (рис. 2.19) для испытания экспериментальных твэлов реактора БН-1200; разработаны и изготовлены устройства для испытаний экспериментальных твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 (ОУ-8) и реактора БН-1200 (ОУ-9).



Устройство ОУ-7 предназначено для проведения ресурсных испытаний макетов твэлов реактора БН-1200 с гелиевым подслоем. Наружный диаметр оболочки твэла составляет 9,3 мм; толщина оболочки — 0,5 мм; диаметр таблетки — 8,1 мм. В устройство были установлены твэлы двух типов: с плотностью таблетки примерно 11,8 и 12,6 г/см³ соответственно. Содержание плутония составляло примерно 20 %. Оболочки твэлов изготовлены из стали марки ЭК164.



Устройство ОУ-9 предназначено для проведения ресурсных испытаний макетов твэлов реактора БН-1200 с гелиевым подслоем. Наружный диаметр оболочки твэла

составляет 10,5 мм; толщина оболочки — 0,5 мм; диаметр таблетки — 9,3 мм. В устройство были установлены твэлы двух типов с плотностью таблетки приблизительно 11,7 и 12,5 г/см³ соответственно. Содержание плутония составляет примерно 20 %. Оболочки твэлов изготовлены из стали марки ЭК164.

Все устройства переданы на реакторную установку БОР-60 для проведения реакторных испытаний.

*С.Г. Ерёмин, А.И. Плотников,
Ю.А. Власов, Д.А. Глушков, А.Н. Дыреев*

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ КОМБИНИРОВАННОЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600

В рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» и в соответствии с «Комплексной программой расчётно-экспериментального обоснования плотного топлива» в 2015 году проведены первичные исследования твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки неразрушающими методами после опытной эксплуатации в реакторе БН-600.

Комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка содержала 127 твэлов с двумя видами топливной композиции: четыре твэла со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, изготовленные в АО «ВНИИНМ», и 123 твэла с топливом из обогащённого диоксида урана, изготовленные в ПАО «МСЗ».

По конструктивному исполнению твэлы со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом аналогичны твэлам с оксидным урановым топливом и отличаются лишь топливной композицией и материалами зон воспроизводства. Зоны воспроизводства твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом набраны из таблеток обеднённого нитрида урана. В твэлах с обогащённым урановым оксидным топливом зоны воспроизводства выполнены из таблеток обеднённого оксида урана. Оболочки твэлов изготовлены из стали марки 06X16H15M2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД) в холоднотемпературном состоянии диаметром 6,9 мм и толщиной стенки 0,4 мм.

В течение опытной эксплуатации комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки время работы на мощности составило 433 эфф. сут; максимальное выгорание нитридного и оксидного топлива — 5,46 и 7,3 % т. а. соответственно; максимальная линейная тепловая мощность — 38,3 и 39,5 кВт/м соответственно; повреждающая доза в стали — 55 сна, максимальная температура оболочки твэла — 695 °С. По результатам контроля герметичности оболочек твэлов на Белоярской атомной электростанции сборка признана герметичной.

Цель послереакторных исследований — получение полного комплекса экспериментальных данных о состоянии облучённых твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом для подтверждения эксплуатационных характеристик и обоснования работоспособности топливной композиции в условиях работы реакторов БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300, а также для обоснования безопасности испытаний твэлов в реакторе БН-600 до более высокого уровня выгорания топлива и верификации расчётных кодов.

По результатам визуальной инспекции установлено, что комбинированная экспериментальная ТВС сохранила свою первоначальную форму и целостность. Каких-либо

дефектов её конструктивных элементов, образовавшихся в процессе облучения, не выявлено.

Для разборки комбинированной экспериментальной ТВС были осуществлены технологические операции по снятию чехла; химическому удалению остатков свинца оставшегося после свинцовой отмывки; разборке пучка твэлов. При разборке пучка каких-либо повреждений твэлов не выявлено.

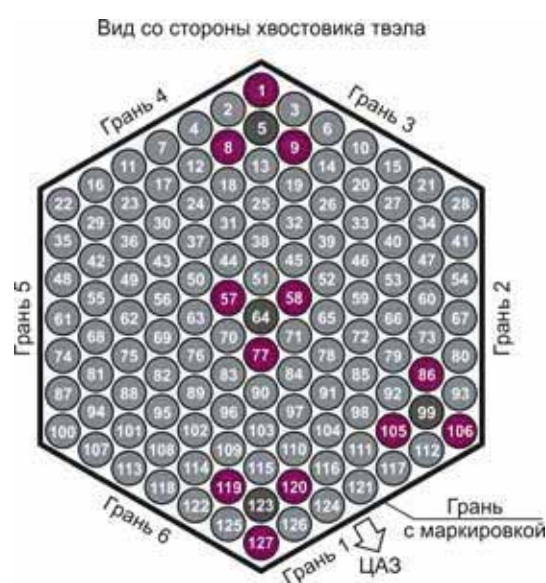
Для исследования состояния твэлов были использованы следующие неразрушающие методы:

- ◆ контроль герметичности по содержанию криптона-85 в газосборниках;
- ◆ вихретоковая дефектоскопия, рентгеновская радиография;
- ◆ профилометрия, измерение длины, гамма-сканирование;
- ◆ визуальный контроль.

Был проведён прокол твэлов с определением давления, количества и состава газовой фазы под оболочками твэлов.

Неразрушающими методами исследованы все четыре твэла со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и двенадцать твэлов с топливом из диоксида урана из ближайшего окружения (рис. 2.20).

Рис. 2.20. Картограмма расположения твэлов в комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборке: (●) — твэлы с уран-оксидным топливом, (●) — твэлы со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, (●) — твэлы для исследования с уран-оксидным топливом (ЦАЗ — центр активной зоны)



По результатам визуальной инспекции твэлов дефектов механического происхождения на поверхности твэлов, дефектов сварных швов, разрывов дистанционирующей проволоки не обнаружено. Остатки свинца в виде мелких капель и светлых пятен его оксида находятся по всей длине твэлов на поверхности оболочек.

Результаты определения герметичности оболочек твэлов гамма-спектрометрическим методом по наличию криптона-85 в газосборниках показали: во-первых, наличие криптона в газосборниках всех исследованных твэлов, что свидетельствует об их герметичности;

во-вторых, более высокое его количество в твэлах с топливом из диоксида урана, что свидетельствует о большем выходе газообразных продуктов деления из оксидного топлива по сравнению с нитридным вследствие различия их теплофизических характеристик (рис. 2.21).

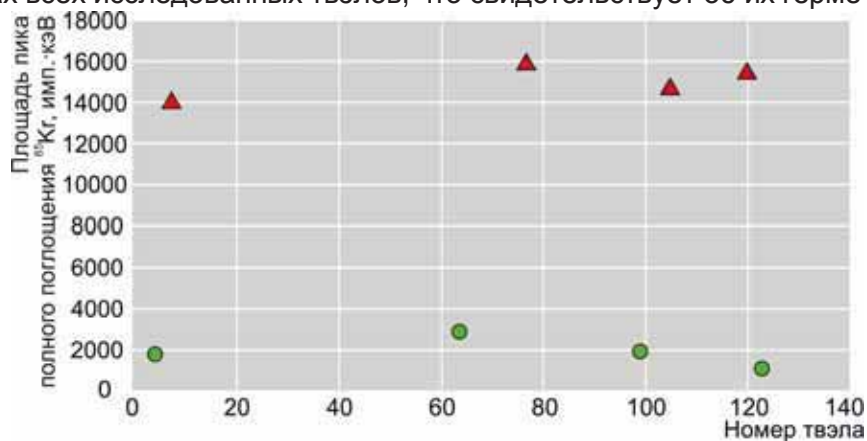


Рис. 2.21. Площадь пика полного поглощения ^{85}Kr на участках газосборников твэлов: (●) — нитридных, (▲) — оксидных

Результаты вихретоковой дефектоскопии исследуемых твэлов свидетельствуют об отсутствии дефектов оболочек, которые могли бы повлиять на их работоспособность. По результатам рентгеновского просвечивания не выявлено каких-либо аномалий в состоянии твэлов обоих типов.

На рис. 2.22 хорошо различимы все детали конструкции твэла, таблетки торцевых экранов и топливных сердечников. В твэлах со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом между таблетками топливных сердечников и оболочками твэлов зазоры могут быть, а могут и отсутствовать (зазоры меньше предела разрешения данным методом). При наличии зазоров между таблетками и оболочками наблюдается отсутствие осевой симметрии в расположении топливных таблеток внутри оболочек, а также наличие мелких крошек топлива в зазорах между таблетками и оболочками.

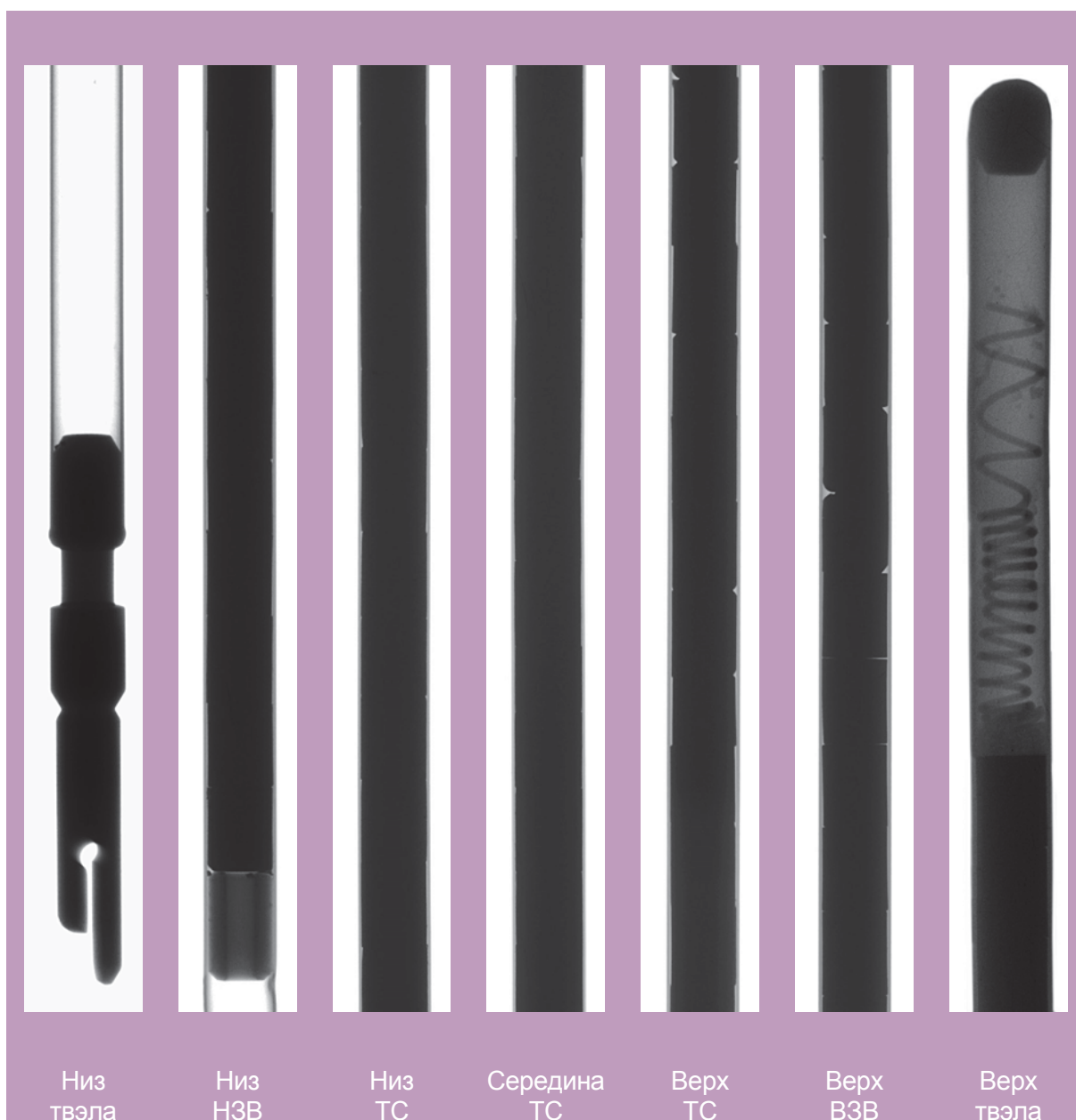


Рис. 2.22. Рентгеновские снимки участков твэла № 123 со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом

Наружный диаметр твэлов измеряли контактным методом в двух взаимно-перпендикулярных азимутальных ориентациях (0 и 90 градусов) с шагом по длине 2 мм. Калибровку измерительной системы осуществляли по стандартному образцу наружного диаметра, прошедшего метрологическую аттестацию. Абсолютная погрешность измерения диаметра не превышала $\pm 3,5$ мкм.

Результаты профилометрии показали, что увеличение диаметра всех твэлов составляет около 0,5 %, что соответствует значению повреждающей дозы 55 сна материала оболочек и значительно меньше предельного значения по критерию работоспособности (для реакторов с натриевым теплоносителем на быстрых нейтронах с МОКС-топливом и оболочками твэлов из аустенитной стали марки ЧС-68ХД предельное значение объёмного распухания оболочек твэлов составляет 15 %, что соответствует приращению диаметра 5 %).

Отсутствие чередующихся пиков и впадин на кривых изменения диаметра твэла, характерных для более высоких значений выгорания и повреждающей дозы, свидетельствует о том, что не было механического взаимодействия твэлов друг с другом и чехлом ТВС. Максимальное увеличение диаметра твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом не выше, чем твэлов с урановым оксидным топливом.

Наличие остатков свинца на оболочках твэлов сказалось на виде профилограмм (рис. 2.23).

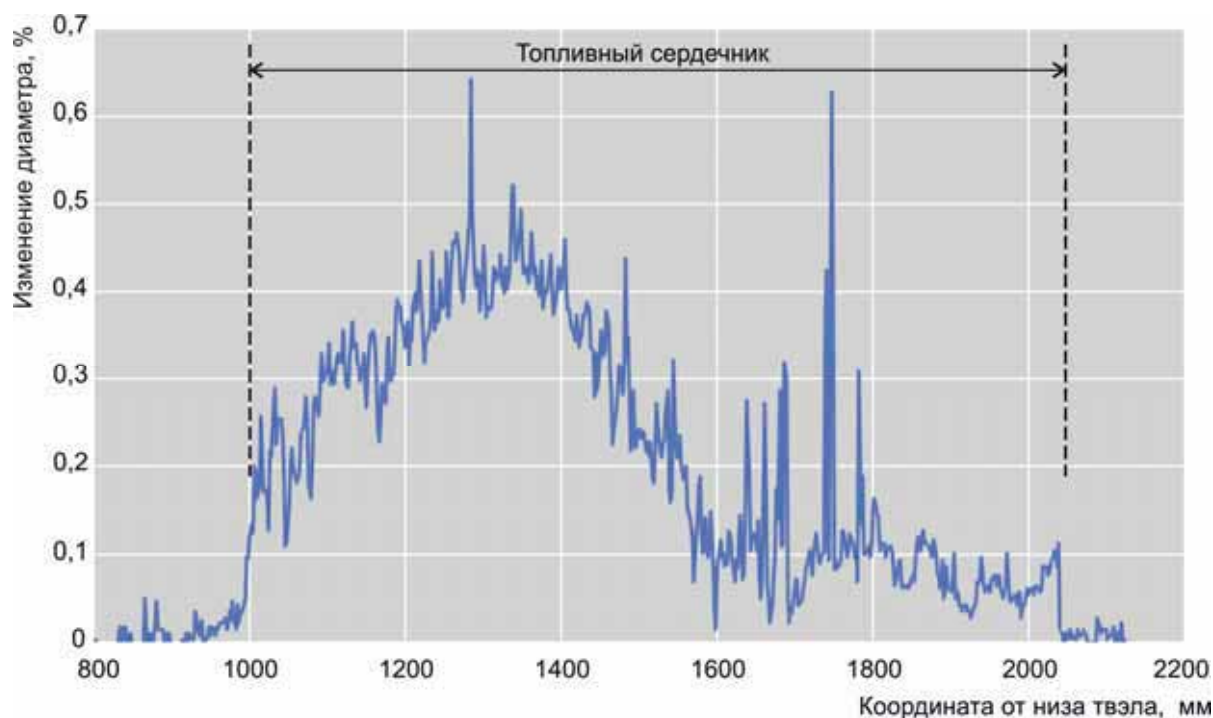


Рис. 2.23. Изменение по высоте среднего значения диаметра твэла № 64 со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом топливного сердечника

Гамма-сканирование твэлов проведено с шагом 2 мм с использованием коллиматора с высотой коллимационной щели 2 мм, время экспозиции составило 30 с. Измерена скорость счёта гамма-излучения продуктов деления ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{106}Ru , ^{144}Ce , ^{95}Zr , ^{95}Nb и продуктов активации ^{54}Mn , ^{58}Co .

Были получены следующие результаты анализа распределения продуктов деления по длине твэлов (рис. 2.24, 2.25):

- ♦ распределение ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru и ^{144}Ce по длине активной части всех твэлов подобно распределению нейтронного потока, что подтверждает отсутствие осевого массопереноса топлива и равномерное распределение плутония как делящегося компонента в твэлах с нитридным топливом;
- ♦ аксиальная миграция цезия в твэлах с оксидным топливом свидетельствует о более высокой температуре оксидных сердечников по сравнению с нитридным;
- ♦ результаты сравнения длины нитридных топливных сердечников по данным гамма-сканирования с исходными данными показали, что их длина увеличилась от 5 до 9 мм.

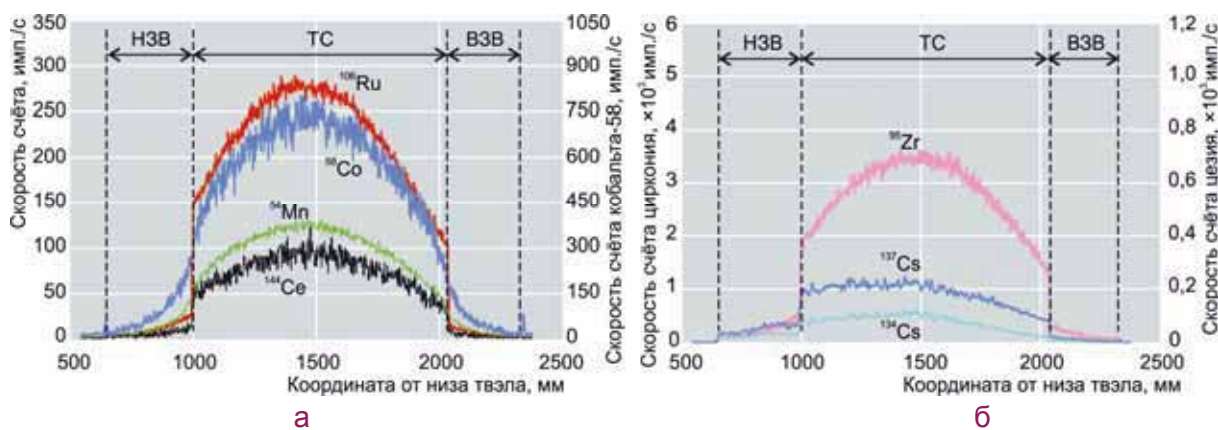


Рис. 2.24. Распределение продуктов деления по длине твэла № 64 со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом

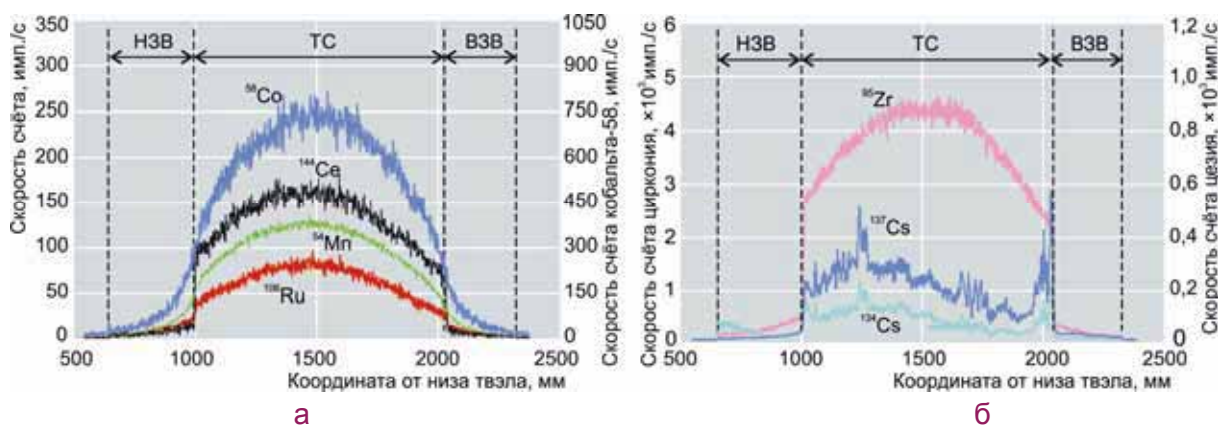


Рис. 2.25. Распределение продуктов деления по длине твэла № 77 с оксидным топливом

Измерение объёма внутритвэльного газа при нормальных условиях и его давления, а также свободного объёма в твэлах выполняли на установке лазерного прокола. Анализ состава газовой фазы под оболочкой проводили масс-спектрометрическим методом.

Результаты этих измерений приведены в табл. 2.6 и подтверждают герметичность твэлов, свидетельствуют о меньшем выходе газообразных продуктов деления из смешанного нитридного уран-плутониевого топлива по сравнению с урановым оксидным топливом, что коррелирует с данными по определению криптона-85 в газосборниках твэлов, полученными методом гамма-спектрометрии.

Полученные результаты измерений также свидетельствуют о более высокой скорости образования гелия в смешанном нитридном топливе по сравнению с урановым оксидным топливом.

Таблица 2.6

Результаты определения количества и состава внутритвэльного газа

Но- мер твэла	Свободный объём твэла, см ³	Объём газа* в твэле, см ³	Давле- ние газа в твэле, МПа	Объёмная доля газа под оболочкой твэла, %						
				He	N ₂	O ₂	Ar	CO ₂	Kr	Xe
Оксидные твэлы										
8	27,2 ± 0,1	246,7 ± 2,3	0,92 ± 0,01	13,79 ± 0,22	0,17 ± 0,01	0,047 ± 0,005	< 0,004	< 0,004	12,19 ± 0,21	73,81 ± 0,25
77	27,1 ± 0,1	309,9 ± 2,3	1,16 ± 0,01	14,27 ± 0,22	0,11 ± 0,01	0,029 ± 0,004	< 0,004	< 0,004	12,50 ± 0,21	73,08 ± 0,26
105	26,9 ± 0,1	320,9 ± 2,3	1,21 ± 0,01	14,74 ± 0,23	0,19 ± 0,02	0,053 ± 0,005	0,006 ± 0,001	< 0,004	12,09 ± 0,21	72,92 ± 0,26
120	27,0 ± 0,1	322,2 ± 2,3	1,21 ± 0,01	11,85 ± 0,21	0,12 ± 0,01	0,030 ± 0,003	0,005 ± 0,001	< 0,004	12,40 ± 0,21	75,59 ± 0,25
Нитридные твэлы										
5	28,7 ± 0,1	88,4 ± 1,3	0,31 ± 0,01	54,32 ± 0,29	0,26 ± 0,02	0,072 ± 0,006	0,14 ± 0,01	< 0,004	3,83 ± 0,10	41,36 ± 0,27
64	25,9 ± 0,1	116,8 ± 1,3	0,46 ± 0,01	37,09 ± 0,25	0,12 ± 0,01	0,028 ± 0,004	0,22 ± 0,02	< 0,004	4,40 ± 0,10	58,15 ± 0,28
99	26,2 ± 0,1	107,1 ± 1,3	0,41 ± 0,01	46,67 ± 0,28	0,26 ± 0,02	0,069 ± 0,006	0,23 ± 0,02	< 0,004	4,30 ± 0,10	48,47 ± 0,28
123	27,4 ± 0,1	96,4 ± 1,3	0,36 ± 0,01	52,15 ± 0,28	0,35 ± 0,03	0,028 ± 0,004	0,16 ± 0,01	< 0,004	3,59 ± 0,08	43,72 ± 0,27

* Здесь и далее в табл. 2.7 объём газа измеряли при нормальных условиях.

С использованием данных по наработке изотопов ксенона с учётом среднего значения выгорания топлива по твэлам был определён объём наработанного ксенона в каждом твэле и с учётом его содержания в газовой фазе под оболочкой посчитан относительный выход из топлива (табл. 2.7).

Таблица 2.7

Наработка и выход ксенона под оболочку твэлов с нитридным топливом

Номер твэла	Объём газа* в твэле, см ³	Объёмная доля ксенона, %	Объём ксенона под оболочкой, см ³	Объём наработанного ксенона, см ³	Выход ксенона из топлива, %
5	88,4	41,36	36,6	272,8	13,4
64	116,8	58,15	67,9	289,2	23,5
99	107,1	48,47	51,9	292,3	17,8
123	96,4	43,72	42,1	301,3	14,0

Совокупность полученных экспериментальных данных свидетельствует о том, что состояние этих типов твэлов по основным характеристикам удовлетворительное, их ресурс не исчерпан.

П.И. Гринь, В.А. Жителев, Е.А. Звир,
Ф.Н. Крюков, А.В. Строжук

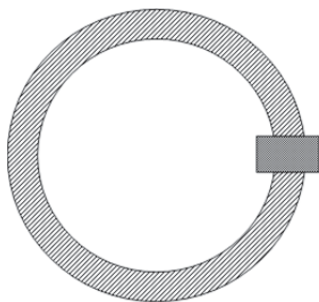
ВЛИЯНИЕ РАСТЯГИВАЮЩЕГО МЕХАНИЧЕСКОГО НАПРЯЖЕНИЯ НА КОРРОЗИЮ МАТЕРИАЛОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ПРИ ВНЕРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЯХ В СРЕДАХ ИМИТАТОРОВ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

В течение трёх лет, с 2013 по 2015 годы, в АО «ГНЦ НИИАР» проводились модельные внереакторные коррозионные испытания материалов оболочек твэлов для получения сравнительных данных по их стойкости в различных коррозионно-активных средах, содержащих химические элементы — имитаторы продуктов деления топлива.

Этап 2015 года был посвящён исследованию влияния растягивающих механических напряжений на коррозию материалов оболочек твэлов в средах, содержащих имитаторы



а



б

Рис. 2.26. Изображение трубчатого образца для испытаний, заваренного в атмосфере аргона под избыточным давлением (а) и схема нагружения кольцевого образца для коррозионных испытаний при постоянной деформации (б)

основных коррозионно-активных продуктов деления нитридного топлива — йод и теллур в газовой фазе. Указанные элементы были выбраны, поскольку они, в отличие от других продуктов деления и их химических соединений, могут взаимодействовать со сталями даже при низком кислородном потенциале и, следовательно, влиять на коррозию оболочек твэлов с нитридным топливом.

Объектами исследований были образцы аустенитной стали марки ЭК164 и ферритомартенситных сталей марок ЭП823, ЧС139, ЭК181, ЭП900, а также образцы дисперсно-упрочнёнными оксидами стали марки ЭП450. Для испытаний были использованы методики нагружения кольцевых образцов — при постоянной деформации, трубчатых образцов — внутренним давлением (рис. 2.26). Максимальное значение задаваемого напряжения равно 120 МПа.

Поскольку основной процесс, вызывающий коррозию сталей в среде газообразного йода, — неизотермический массоперенос [1], — для таких испытаний в замкнутом объёме испытательного устройства создавался градиент температуры в интервале 400–1200 °С; образцы располагались в зоне температуры 400–700 °С. Время испытания каждого образца составило 100 ч.

Коррозия сталей в среде газообразного теллура происходит с образованием слоёв теллуридов металлов. Её скорость при постоянном кислородном потенциале зависит только от температуры и давле-

ния паров теллура [2], поэтому испытания в среде паров теллура проводили в изотермических условиях при температуре 700 °С. Давление паров теллура соответствовало равновесному над жидкой фазой при температуре испытания и составляло примерно 3,24 кПа (24,3 мм рт. ст.) [3]. Время испытания каждого образца составило 100 ч.

Вид и глубину коррозии, строение коррозионных слоёв исследовали на шлифах с помощью оптической и сканирующей электронной микроскопии. Распределение компонентов материала оболочек и химических реагентов в районе коррозионного поражения изучали с помощью электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа.

На рис. 2.27 показаны характерные участки взаимодействия испытанных в среде йода образцов сталей в нагруженном состоянии в условиях градиента температуры.

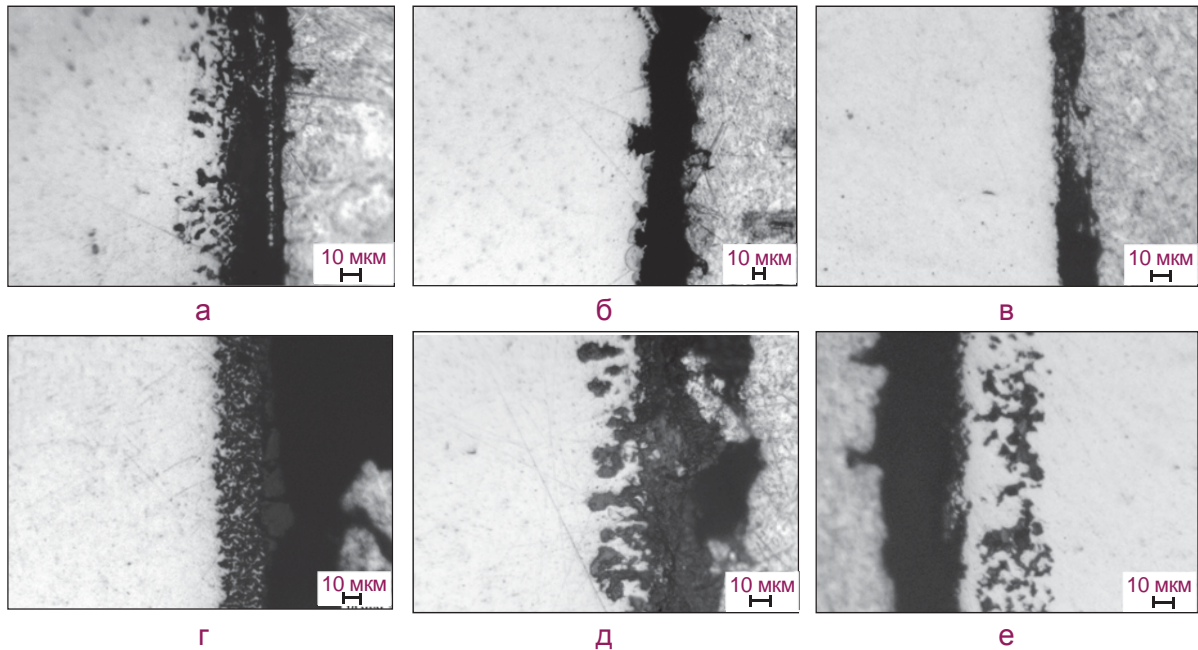


Рис. 2.27. Оптическое изображение участков взаимодействия образцов сталей марок ЭК164 (а), ЭП450 ДУО (б), ЭК181 (в), ЭП900 (г), ЧС139 (д), ЭП823 (е) после испытаний

Влияние растягивающего механического напряжения на состояние стали ЭК164 в среде газообразного йода в поле градиента температуры проявилось в возникновении межзёрненного типа коррозии (для ненагруженного образца характер взаимодействия — фронтальный), характеризующейся выносом железа и хрома с поверхности и границ зёрен в образцах и соответствующим обогащением их никелем (рис. 2.28).

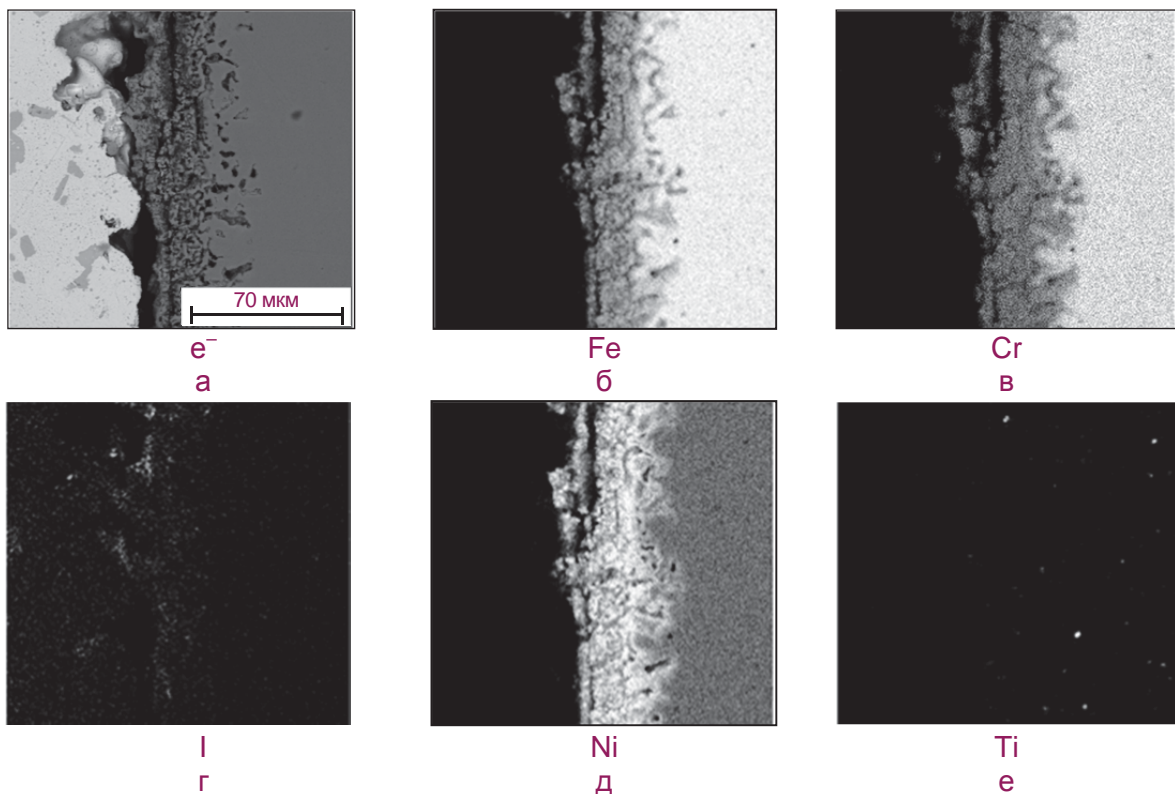


Рис. 2.28. Электронно-микроскопическое изображение в обратноотражённых электронах e^- (а) и карты распределения элементов (б–е) в образце стали ЭК-164 после испытаний

Для других сталей наличие механического напряжения не повлияло существенным образом на характер коррозии.

Взаимодействие всех испытанных образцов сталей с газообразным теллуром в напряжённом состоянии (рис. 2.29), также как и без напряжений, имело фронтальный характер с некоторыми особенностями для разных материалов. В частности, для сталей марок ЧС139 и ЭП823 наряду с фронтальным взаимодействием отмечено образование небольших язв, а для стали марки ЭК181 характерно образование небольших локальных коррозионных зон на поверхности образца. Исключениями являются стали марок ЭК164, ЭП450 ДУО и ЭП900, при испытании трубчатых образцов которых взаимодействие носило фронтальный характер, равномерный по всей внешней поверхности.

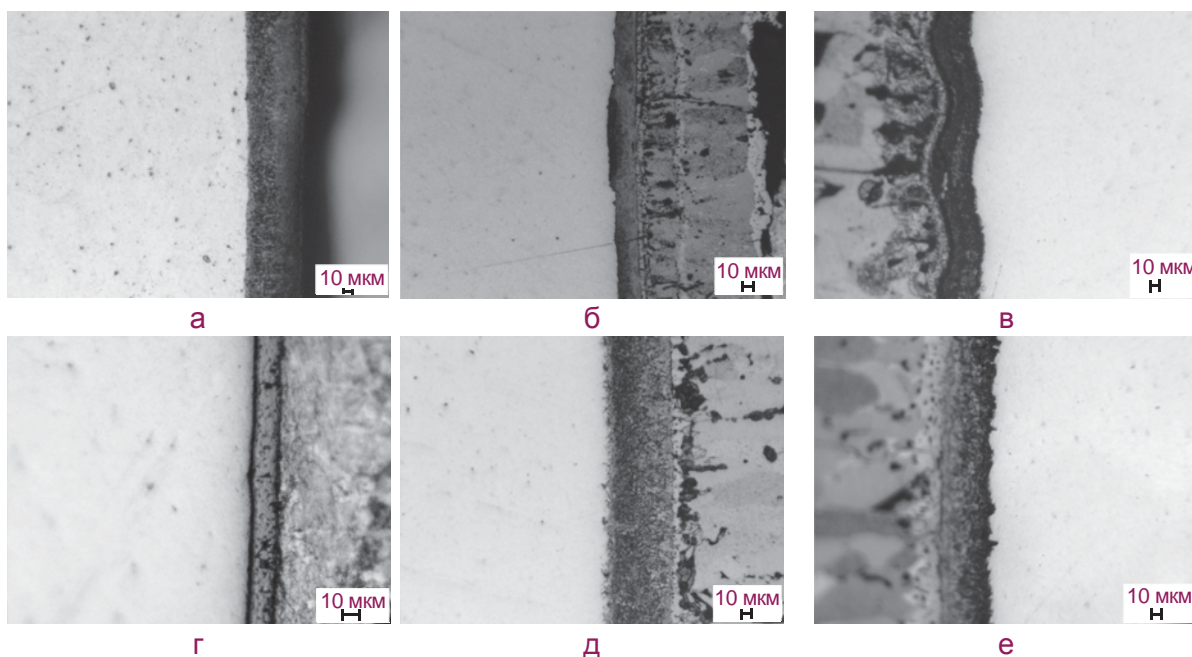


Рис. 2.29. Оптическое изображение участков взаимодействия образцов сталей марок ЭК164 (а), ЭП450 ДУО (б), ЭК181 (в), ЭП900 (г), ЧС139 (д), ЭП823 (е) после испытаний

Очевидно, что модельные внереакторные коррозионные испытания не могут в полной мере заменить натурные реакторные испытания твэлов, поскольку невозможно точно воспроизвести все процессы, происходящие внутри твэла под облучением. Однако такого рода внереакторные эксперименты позволяют определить влияние индивидуального коррозионного реагента и получить сравнительные данные по стойкости различных марок сталей в одинаковых условиях, что является эффективным дополнением реакторных испытаний.

Список литературы

- 1 Крюков Ф.Н., Голованов В.Н., Шамардин В.К. Коррозия оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах в результате физико-химического взаимодействия с топливом и продуктами деления. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2006. — 229 с.
- 2 Крюков Ф.Н., Шамардин В.К., Гончаренко Ю.Д., Физико-химическое взаимодействие нержавеющей сталей с теллуром: препринт. НИИАР-3 (786) . — М.: ЦНИИАтоминформ, 1990. — 20 с.
- 3 Кудрявцев А.А. Химия и технология селена и теллура. — М.: Высшая школа, 1961. — 285 с.

Ильнур Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И СТРУКТУРА АУСТЕНИТНОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ С УЛЬТРАМЕЛКИМ ЗЕРНОМ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Традиционные технологические способы разработки и усовершенствования промышленных материалов (выбор композиции, её легирование или микролегирование, обоснование термической или механико-термической обработки и др.) в последние два десятилетия предлагается дополнить весьма эффективными методами интенсивной пластической деформации. Данные методы способны резко повлиять на характер и величину изменений физико-механических свойств материалов в необходимом для практики интервале условий эксплуатации. С помощью предложенных в настоящее время методов интенсивной пластической деформации, таких как равноканальное угловое прессование и интенсивная пластическая деформация кручением под высоким давлением, возможно значительное измельчение микроструктуры большинства промышленных материалов (включая аустенитные нержавеющие стали). Метод равноканального углового прессования на сегодняшний день считается более предпочтительным с точки зрения получения образцов большего размера. В результате интенсивной пластической деформации в зависимости от материала и исходной структуры можно получить:

- ◆ нанокристаллическую структуру с размером зерна до 100 нм;
- ◆ ультрамелкозернистую структуру с размером зерна от 100 до 1000 нм.

В зависимости от режима интенсивной пластической деформации (значений заданной деформации, числа проходов при равноканальном угловом прессовании, температуры и др.) в материале происходит формирование различных границ зёрен; избыточных дислокаций; двойников деформации; сегрегаций и выделений фаз, оказывающих значительное влияние на физико-механические свойства материала. Многочисленные дефекты и сегрегации; границы раздела в виде межзёренных и межфазовых границ, тройных стыков зёрен и остаточных напряжений приводят к значительному росту прочностных, усталостных характеристик по сравнению с обычными крупнокристаллическими структурами.

Настоящая работа является продолжением комплекса работ по исследованию материала с ультрамелкозернистой структурой, включающей:

- ◆ изучение стабильности подобных структур при различных значениях температуры облучения;
- ◆ получение данных о распухании, склонности к радиационному охрупчиванию.

В качестве исследуемого материала в работе использована сталь марки X18H9T в состоянии: 1) поставки после аустенизации при температуре 1050 °С в течение 1 ч (среднее значение размера зерна составляет примерно 30 мкм); 2) равноканального углового прессования с восьмью проходами при температуре 400 °С.

Массовая доля элементов исследуемой стали марки 08X18H9T, %:

Углерод	0,049	Медь	0,56
Кремний	0,42	Кобальт	0,14
Марганец	1,42	Молибден	0,31
Хром	19,1	Вольфрам	0,03
Никель	8,9	Титан	0,001
Сера	0,012	Ванадий	0,063
Фтор	0,037		

На исследуемых образцах в результате равноканального углового прессования была сформирована ультрамелкозернистая структура с размером структурных элементов примерно 500–600 нм и со значением микротвёрдости до 3500 МПа, что в два раза превышает значение в состоянии поставки (1700 МПа).

Просвечивающая электронная микроскопия подтвердила фрагментацию структуры стали в процессе обработки равноканальным угловым прессованием (рис. 2.30).

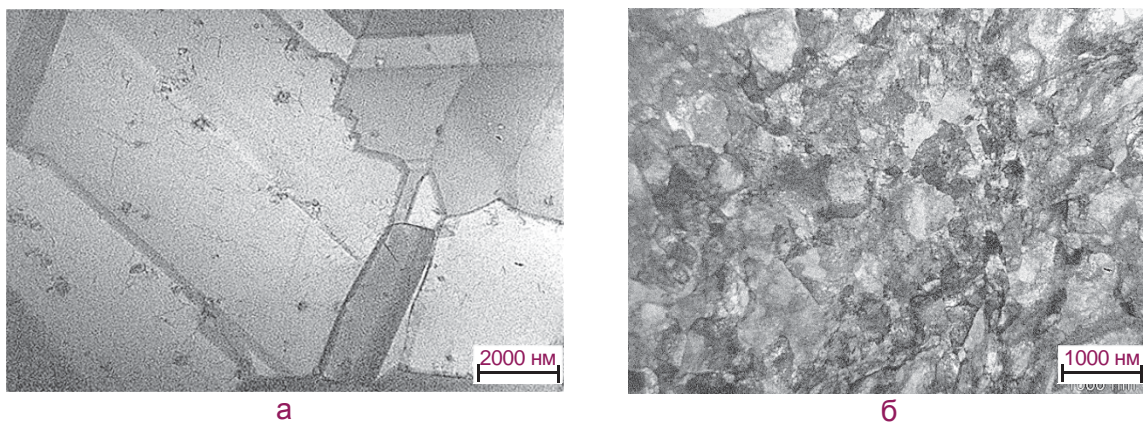


Рис. 2.30. Результаты исследования микроструктуры стали марки 08X18H9Т в состоянии поставки (а) и после равноканального углового прессования (б) с помощью просвечивающей электронной микроскопии

Результаты исследования структуры методом дифракции обратноотражённых электронов (EBSD-анализ) показаны на рис. 2.31. На данном рис. 2.31 представлены гистограмма и карта разориентации зёрен с нанесёнными мало- и высокоугловыми границами. Установлено, что более 50 % границ зёрен являются высокоугловыми.

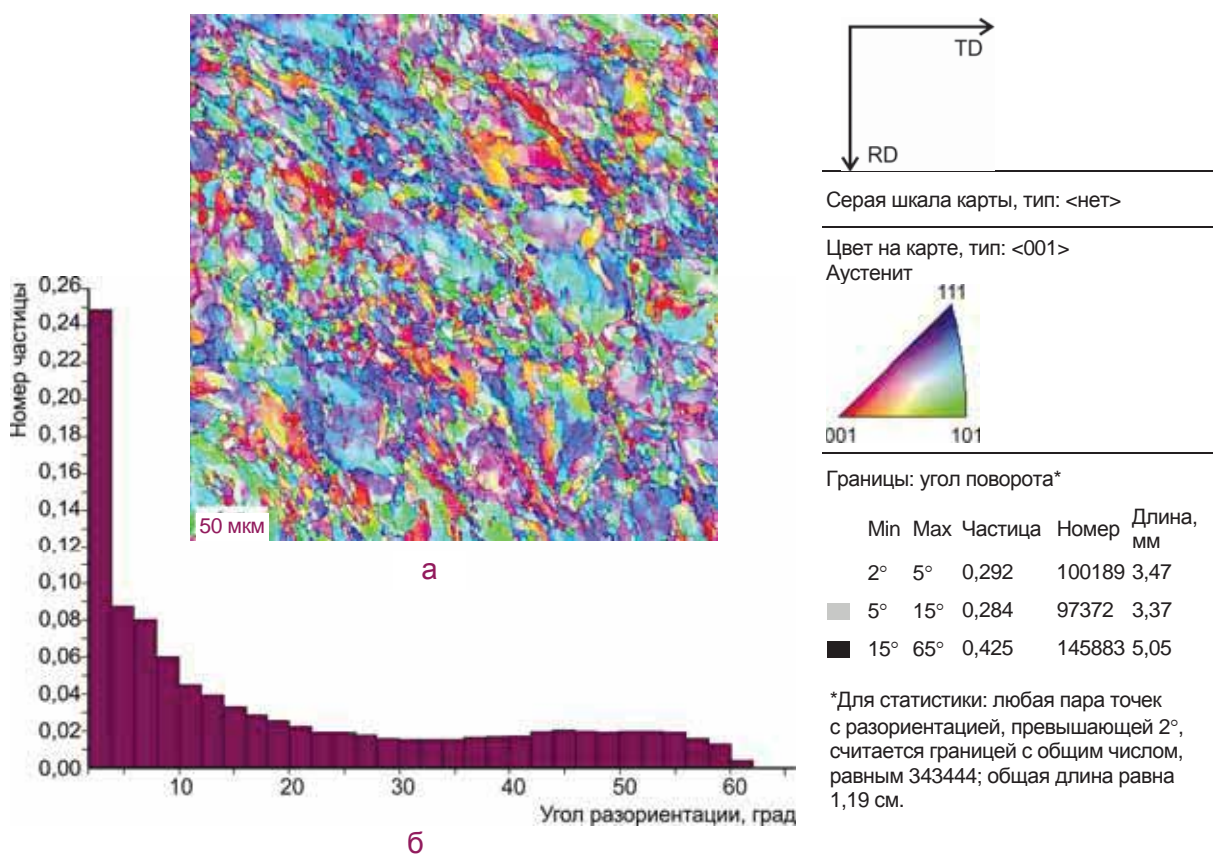


Рис. 2.31. Карта (а) и гистограмма (б) разориентации зёрен необлучённой стали марки 08X18H9Т после равноканального углового прессования (методом дифракции обратноотражённых электронов)

Для изучения влияния нейтронного облучения исследуемые образцы облучались в реакторе БОР-60 при температуре 350 и 450 °С до повреждающей дозы 12 и 15 сна соответственно в среде проточного натрия.

При трансмиссионных электронно-микроскопических исследованиях образцов из ультрамелкозернистой стали, облучённых при температуре 350 °С до повреждающей дозы примерно 12 сна, были обнаружены (рис. 2.32) выделения частиц α -фазы (объёмно центрированной кубической решётки). Подобная фаза практически отсутствует в исходном материале. Выделения частиц α -фазы наблюдались на стыке нескольких зёрен, а их средний размер составлял около 50 нм.

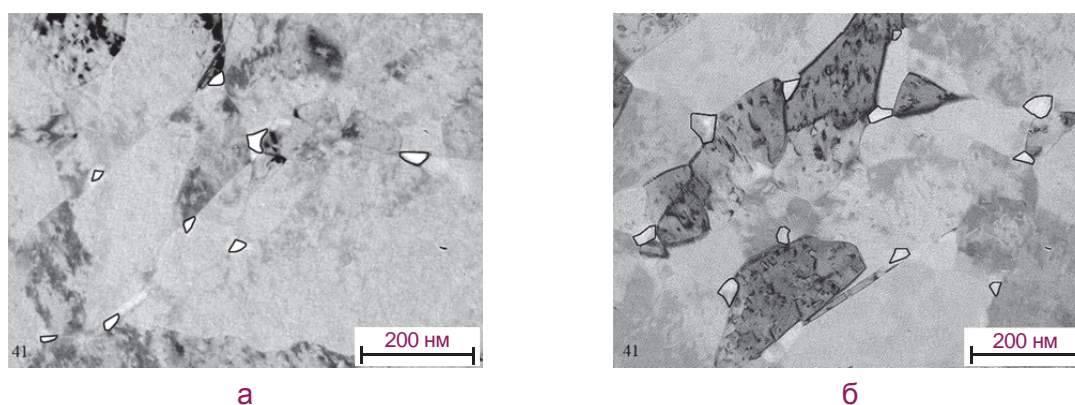


Рис. 2.32. Выделение частиц альфа-фазы (а, б) на стыке зёрен (обведены чёрным контуром)

На основе анализа полученных результатов (рис. 2.33) сделан вывод о том, что на границах зёрен отсутствуют зоны, которые можно было бы отнести к областям, обеднённым либо обогащённым радиационными дефектами.

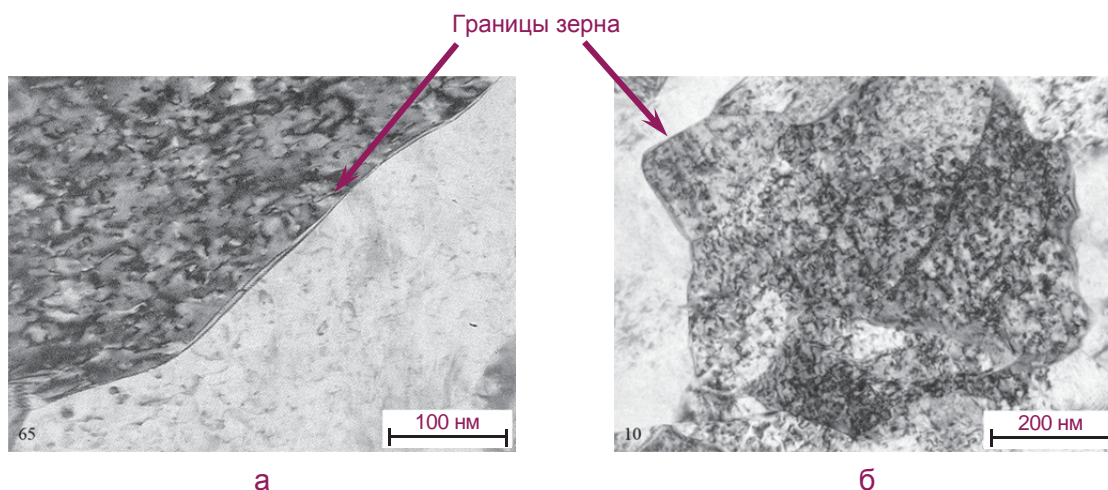


Рис. 2.33. Отсутствие вдоль границ зёрен зоны (а, б), обеднённой радиационными дефектами

Результаты определения параметров радиационных дефектов (среднего размера петель Франка и их концентрации) для всех облучённых образцов приведены в табл. 2.8.

Полученные результаты свидетельствуют об отсутствии значимых различий в размере и концентрации петель Франка для образцов в различном состоянии.

Таблица 2.8

**Средний диаметр и концентрация петель Франка
в облучённых образцах стали марки X18H9T**

Характеристика исследуемого образца	Параметр	
	Средний диаметр, нм	Концентрация, м ⁻³
Состояние поставки, аустенизация	10	$(3,3 \pm 0,8)10^{22}$
Равноканальное угловое прессование:		
продольная ориентация	9	$(2,4 \pm 0,6)10^{22}$
поперечная ориентация	9	$(3,0 \pm 0,7)10^{22}$

Температурные зависимости механических свойств (предела текучести, общего удлинения) образцов стали марки X18H9T в состоянии поставки и после равноканального углового прессования, облучённых в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы 15 сна при температуре облучения 450 °С, показаны на рис. 2.34.

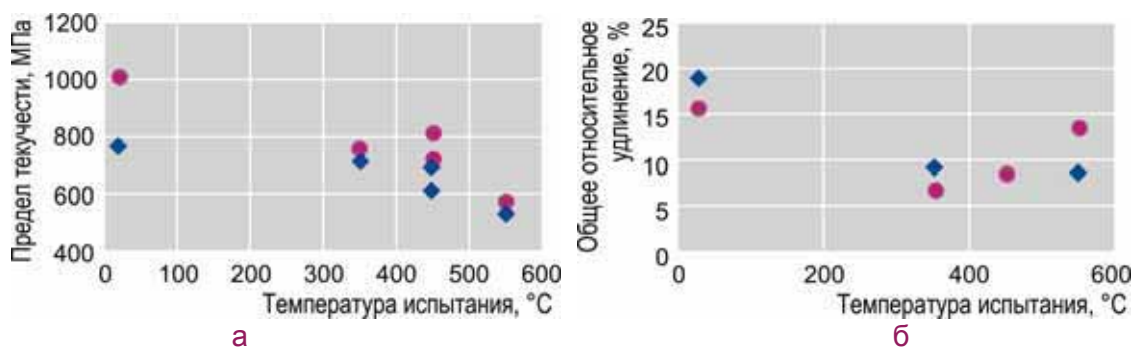


Рис. 2.34. Значения предела текучести и общего относительного удлинения облучённых образцов стали марки X18H9T в состоянии поставки (◆) и после равноканального углового прессования (●) при различных значениях температуры испытания

На рис. 2.35 показаны диаграммы растяжения облучённых образцов стали марки 08X18H9T в состоянии поставки и после равноканального углового прессования.

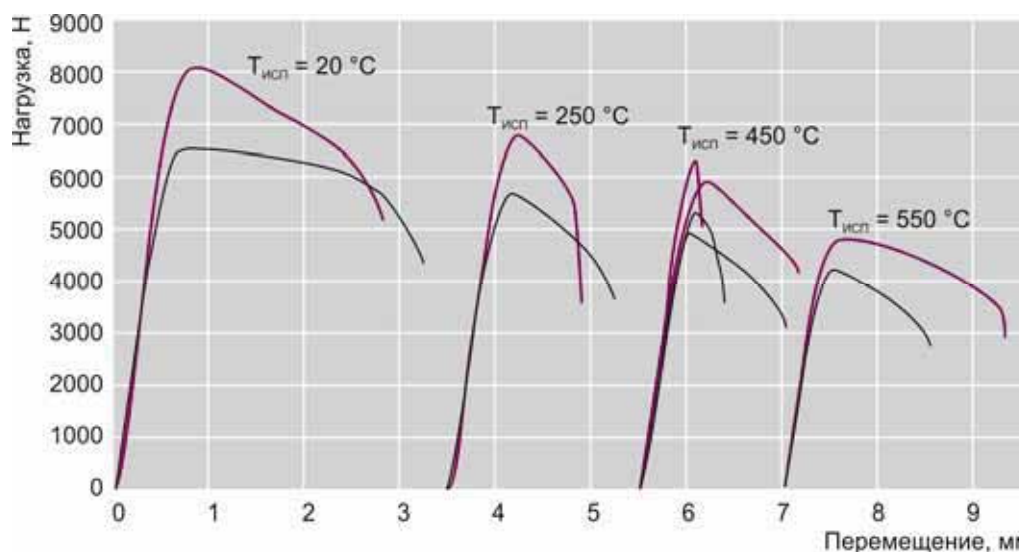


Рис. 2.35. Диаграммы растяжения облучённых образцов стали марки 08X18H9T в состоянии поставки (—) и после равноканального углового прессования (---)

Температурные зависимости предела текучести исследуемых образцов, облучённых в реакторе БОР-60 при различных параметрах облучения, приведены на рис. 2.36.

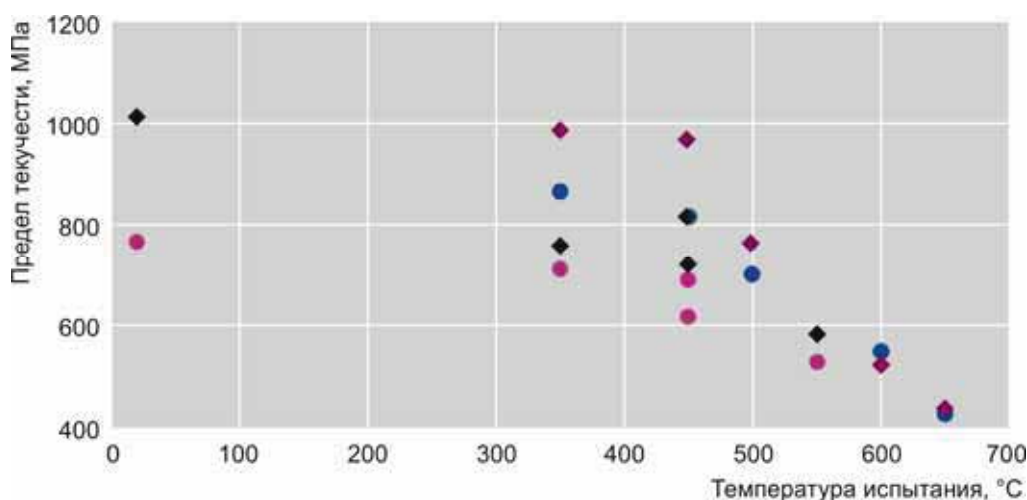


Рис. 2.36. Значения предела текучести после облучения при различных значениях повреждающей дозы при температуре 350 и 450 °C: T_{обл} = 350 °C, 12 сна, состояние поставки (●), РКУП (◆); T_{обл} = 450 °C, 15 сна, состояние поставки (●), РКУП (◆)

Результаты, полученные после облучения различными повреждающими дозами при температуре 350 и 450 °C, позволяют отметить несколько фактов, важных для анализа влияния нейтронного облучения на механические свойства нержавеющей стали марки 08X18H9T при равноканальном угловом прессовании.

Среди этих фактов следующие:

- ◆ уменьшение размера зерна в процессе равноканального углового прессования приводит к значительному увеличению прочностных характеристик и резкому снижению способности стали к деформационному упрочнению, зависящему от параметров облучения. Всё это является дестабилизирующим фактором, поскольку делает материал чувствительным к локализации деформации, наиболее выраженному при температуре испытания 450 °C (см. рис. 2.34, 2.35);

- ◆ при всех заданных в настоящей работе условиях облучения экспериментально обнаруживается радиационное упрочнение стали при равноканальном угловом прессовании, значение которого зависит от температуры облучения (см. рис. 2.36) и испытания;

- ◆ при температуре испытания 600 °C и выше эффекты упрочнения, связанные с суммарным влиянием равноканального углового прессования и нейтронного облучения, снижаются до минимальных значений, а общее относительное удлинение имеет более высокие значения в сравнении с исходными.

Полученные результаты показали необходимость продолжения работ по облучению и послереакторным исследованиям изменений физико-механических и структурных свойств аустенитных сталей при равноканальном угловом прессовании с целью изучения особенностей радиационного повреждения ультрамелкозернистой структуры и необходимость разработки рекомендаций по их использованию в реакторных технологиях.

НЕРАЗРУШАЮЩИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОГЛОЩАЮЩИХ СТЕРЖНЕЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ С ПЭЛАМИ НА ОСНОВЕ КОМБИНИРОВАННОГО СЕРДЕЧНИКА ПОСЛЕ ДЕСЯТИЛЕТНЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА КАЛИНИНСКОЙ АЭС

Работа, проведённая в 2015 году с использованием неразрушающих методов, явилась первой стадией материаловедческих исследований, которые будут продолжены проведением комплекса исследований разрушающими методами.

Впервые исследовали поглощающий стержень системы управления и защиты с пэлами комбинированного типа (рис. 2.37), в которых поглощающий сердечник из виброуплотнённого порошка имеет две зоны по высоте: нижнюю часть длиной 300 мм, состоящую из порошка титаната диспрозия, верхнюю часть длиной 3200 мм — из порошка карбида бора естественного изотопного состава.

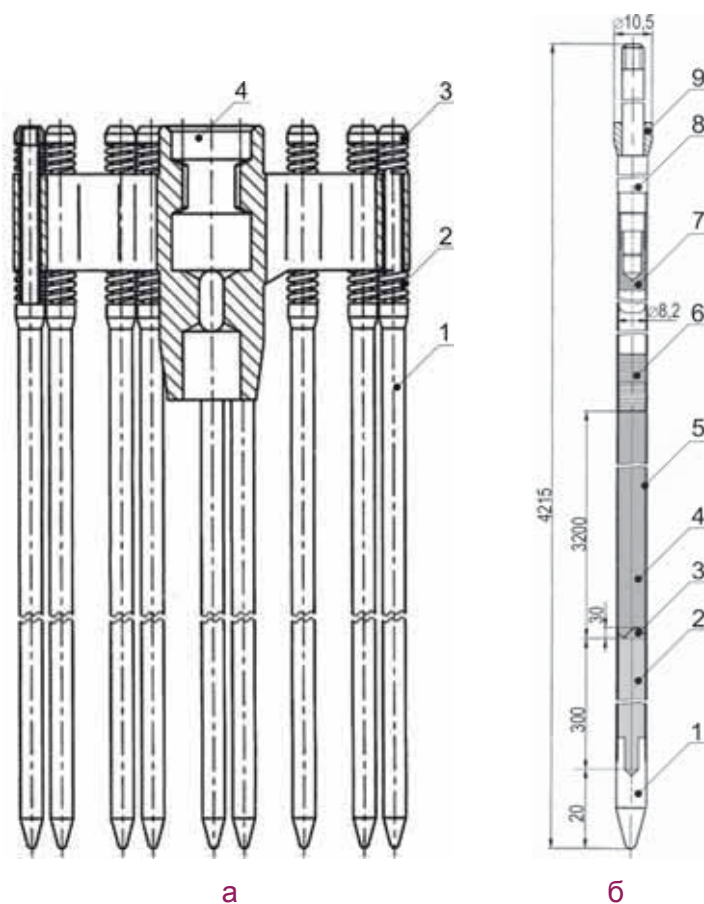


Рис. 2.37. Конструкция поглощающего стержня СУЗ (а) и пэла (б) с комбинированным поглощающим сердечником: а — пэлы, 18 шт. (1); пружины (2), гайки (3), траверса (4); б — конус (1), титанат диспрозия (2), переходная зона (3), карбид бора (4), оболочка из сплава 42ХНМ (5), сетка никелевая (6), утяжелитель (7), наконечник (8), шайба (9)

Данная конструкция пэлов внедрена и используется на всех действующих реакторах типа ВВЭР. Целью проводимых исследований было подтверждение назначенного ресурса этих изделий и его продления.

Были исследованы два поглощающих стержня СУЗ, которые эксплуатировались 3075,87 эфф. сут (или 10 календарных лет) на первом блоке Калининской АЭС (табл. 2.9).

Таблица 2.9

Условия эксплуатации поглощающих стержней СУЗ на Калининской АЭС

Номер поглощающего стержня	Время эксплуатации поглощающих стержней в режиме, г.	
	автоматического регулирования	аварийной защиты
700072	3	7
700079	4	6

В результате визуальной инспекции не выявлено связанных с эксплуатацией в реакторе повреждений конструктивных элементов поглощающих стержней системы управления и защиты и пэлов (рис. 2.38).

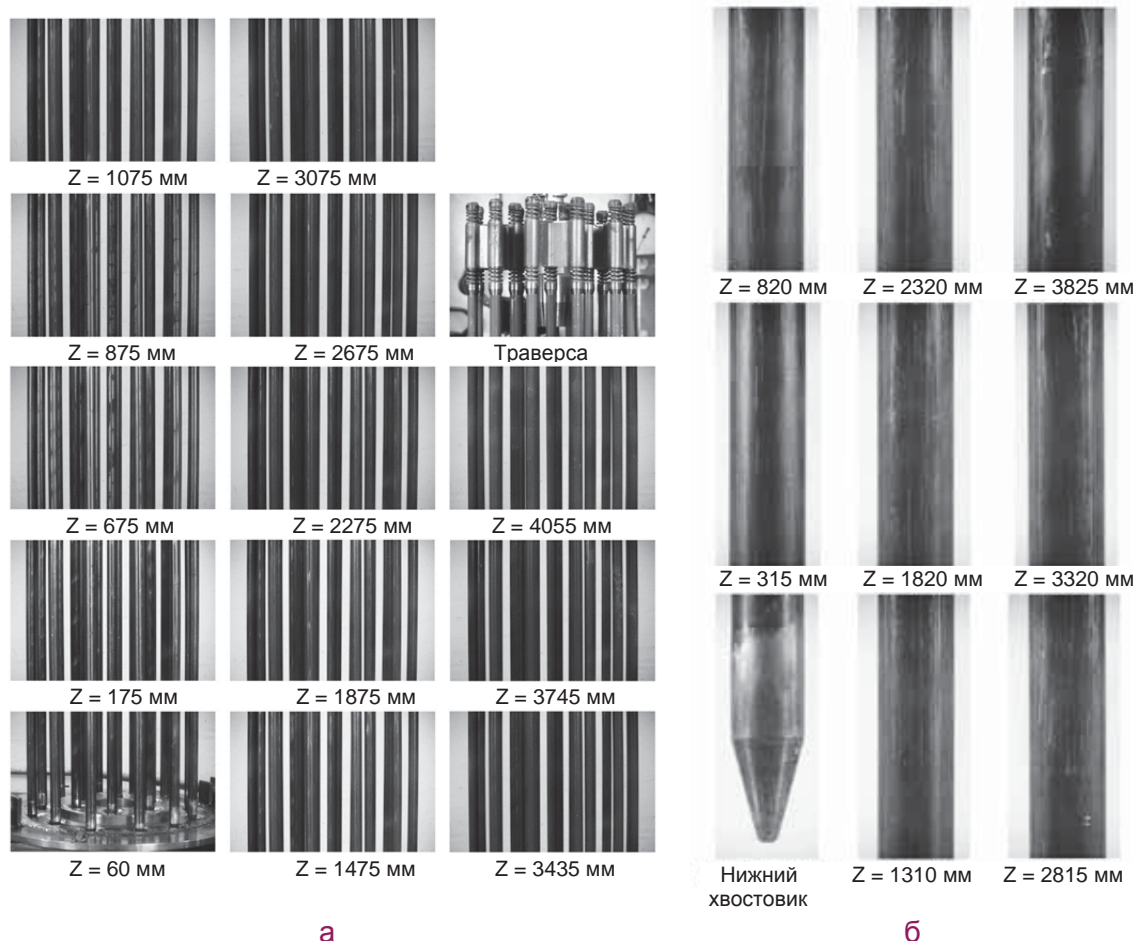


Рис. 2.38. Внешний вид поглощающих стержней СУЗ (а) и пэлов (б) (z — расстояние от нижнего концевика)

По результатам профилометрии пэлов обоих поглощающих стержней СУЗ не выявлено отклонений их диаметра за пределы допуска при изготовлении с исходным диаметром оболочки ($8,2 \pm 0,07$) мм (рис. 2.39).

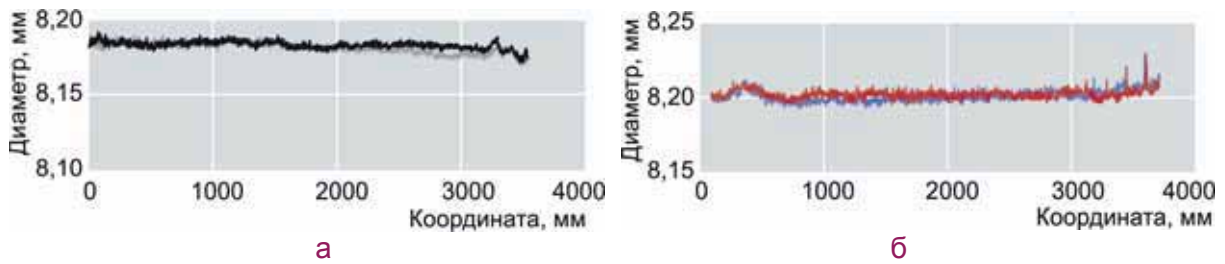


Рис. 2.39. Типичные профилограммы пэлов исследованных поглощающих стержней № 700072: (—), (—) — ориентация 90° и 0° соответственно (а); № 700079: (—), (—) — ориентация 0° и 90° соответственно (б)

Состояние поглощающего сердечника в пэлах по результатам гамма-сканирования и рентгеновского просвечивания не имело признаков радиационного повреждения, способного повлиять на работоспособность пэлов и поглощающих стержней СУЗ.

Были получены данные по распределению изотопов гольмия в сердечнике и кобальта в оболочке по высоте пэлов (рис. 2.40), а также характеристики количества газа под их оболочкой (рис. 2.41), которые могут быть использованы при расчётных оценках выгорания поглотителя в результате эксплуатации поглощающих стержней СУЗ.

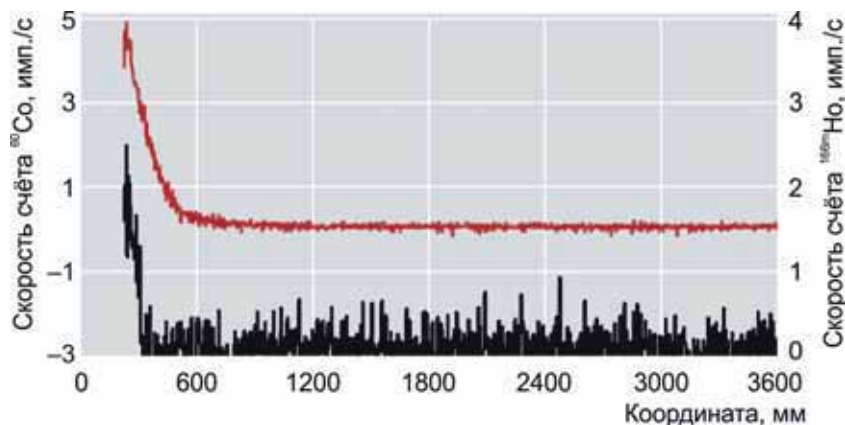


Рис. 2.40. Типичная гамма-сканограмма пэлов:
 ^{60}Co (—), $^{166\text{m}}\text{Ho}$ (—)

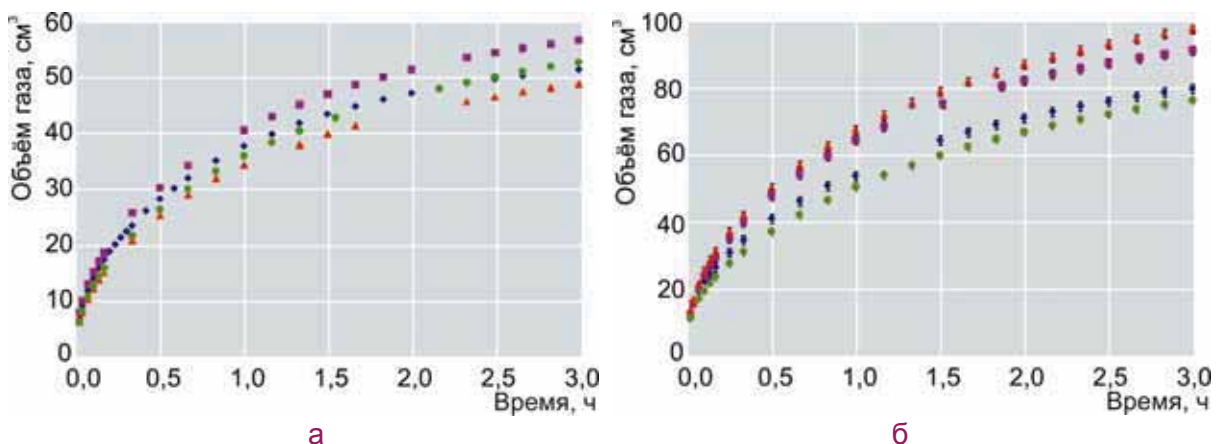


Рис. 2.41. Результаты измерения скорости выхода газа (гелия) после прокола оболочек поглощающих стержней № 700072 из пэлов: 2 (◆), 8 (■), 13 (▲), 17 (●) (а); № 700079: 1 (◆), 3 (■), 7 (▲), 15 (●) (б)

Полученные результаты исследований поглощающих стержней СУЗ и пэлов разрушающими методами подтверждают высокую работоспособность данной конструкции изделий. Не выявлено признаков истощения их ресурсных возможностей.

После проведения материаловедческих исследований разрушающими методами будут даны рекомендации по увеличению назначенного ресурса поглощающих стержней системы управления и защиты данной конструкции.

*Е.М. Муралёва, А.В. Захаров, А.В. Строжук,
Г.В. Шевляков, С.С. Сагалов, В.Г. Теплов, Т.С. Ильина*

ТЕРМИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С РАЗЛИЧНЫМ КОНСТРУКТИВНЫМ ИСПОЛНЕНИЕМ И ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

Создание надёжной системы долговременного контролируемого хранения отработавшего ядерного топлива является одним из основных стратегических направлений концепции обращения с отработавшим ядерным топливом Госкорпорации «Росатом».

Для создания такой системы необходимо обосновать безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива на протяжении 50–100 лет. Это требует проведения исследований, связанных с определением допустимого температурного режима сухого хранения отработавшего ядерного топлива.

С целью получения экспериментальных данных по формоизменению твэлов реактора ВВЭР-1000 при сухом хранении в 2013–2015 гг. проводили термические испытания двенадцати полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000. Испытывали восемь твэлов базовой конструкции с выгоранием от 19 до 72 МВт·сут/кгU и четыре твэла нового поколения с увеличенной загрузкой урана с выгоранием 44 и 67 МВт·сут/кгU (табл. 2.10). Твэлы, разделенные на две идентичные группы, испытывали в электрообогреваемых модулях при температуре 380 °С в режиме термоциклирования (первая группа) и в стационарном режиме (вторая группа).

Таблица 2.10

Характеристики твэлов, испытанных при температуре 380 °С

Характеристика твэла	Твэлы					
	базовой конструкции			с увеличенной загрузкой урана		
	1	2	3	4	5	6
Выгорание топлива для твэлов, МВт·сут/кгU:						
первой группы	19	45	50	70	67	44
второй группы	20	44	49	72	67	44
Диаметр, $\times 10^{-3}$ м:						
таблетки диоксида урана:						
наружный	7,57	7,57	7,57	7,57	7,6	7,8
центрального отверстия	1,5	2,35	2,35	1,4	1,2	0
оболочки:						
наружный	9,1	9,15	9,15	9,1	9,1	9,1
внутренний	7,73	7,72	7,72	7,73	7,73	7,93

Всего за 2013–2015 годы с твэлами первой группы было реализовано шесть серий испытаний: первая, вторая, четвёртая, пятая, шестая серии проводились в режимах циклического изменения температуры (от 70 до 380 °С) с различной продолжительностью выдержки при температуре 380 °С; третья серия — в стационарном режиме при температуре 380 °С с продолжительностью выдержки 252 эфф. сут (табл. 2.11). Суммарное эффективное время испытаний при температуре 380 °С составило 427 сут.

Таблица 2.11

Характеристики режимов испытаний твэлов первой группы

Время испытаний, год	Номер серии испытаний	Продолжительность выдержки при температуре 380 °С, сут	Количество термоциклов	Время, эфф. сут	Суммарное время, эфф. сут
2013	1	1	8	8	8
	2	1	7	7	15
2014	3	252	1	252	277
	4	1	10	10	25
2015	5	2	10	20	297
	6	10	13	130	427

Твэлы второй группы с 2013 по 2015 годы испытывали в стационарном режиме на протяжении трёх серий при температуре 380 °С с продолжительностью выдержки 103, 215 и 150 сут. Суммарное эффективное время испытаний при температуре 380 °С составило 468 сут.

В результате термических испытаний и неразрушающих исследований, выполняемых после каждой серии испытаний, было установлено, что и в режиме термоциклирования, и в стационарном режиме длина и диаметр твэлов увеличиваются.

Изменение диаметра и, следовательно, окружной деформации оболочки на различных участках твэлов протекает с разной скоростью. Максимальная скорость изменения окружной деформации оболочки твэлов наблюдается на участке газосборника (рис. 2.42, б и 2.43, б).

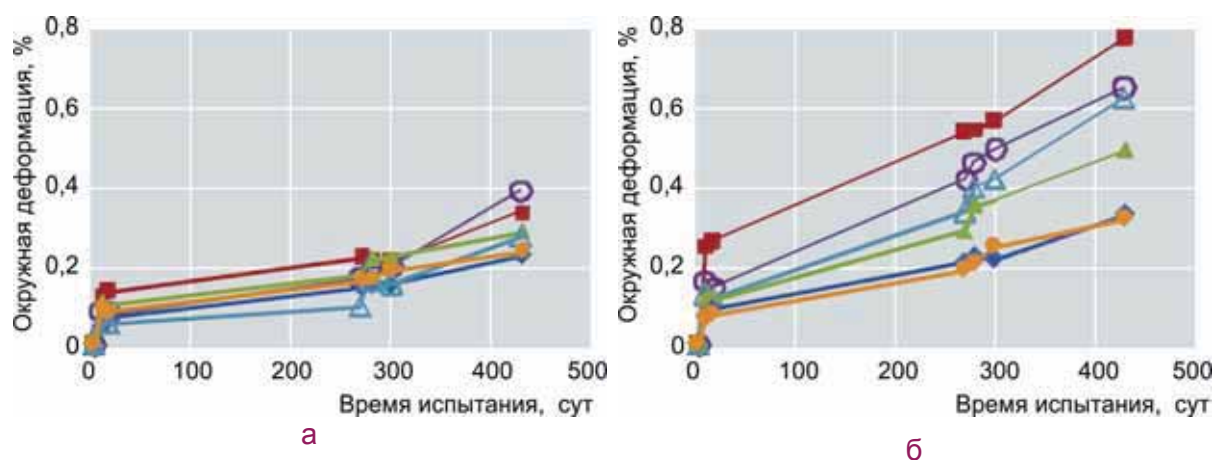
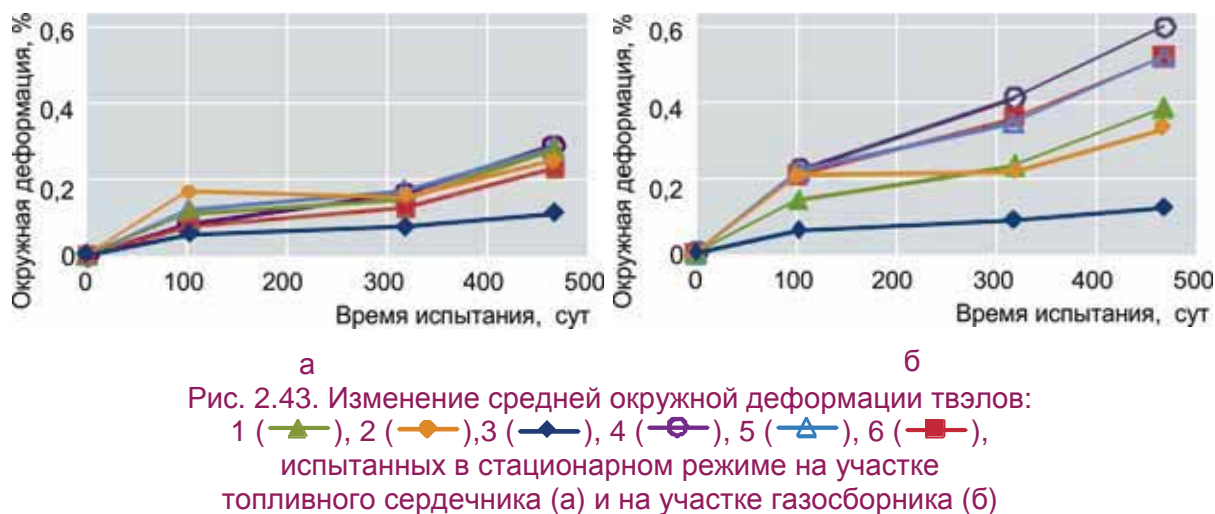
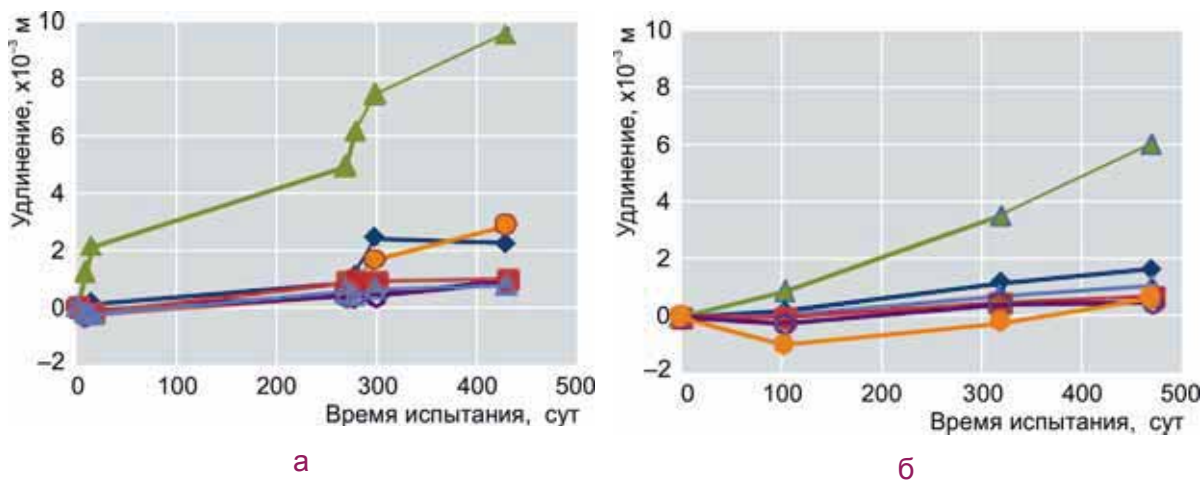


Рис. 2.42. Изменение средней окружной деформации твэлов: 1 (—▲—), 2 (—◆—), 3 (—◇—), 4 (—⊖—), 5 (—△—), 6 (—■—), испытанных в режиме термоциклирования на участках топливного сердечника (а) и газосборника (б)

Существенного влияния термоциклирования на изменение окружной деформации оболочек твэлов не выявлено (см. рис. 2.42 и 2.43).



Значимое удлинение и влияние термоциклирования на удлинение было зарегистрировано в твэлах базовой конструкции № 1, 2 и 3, выгорание которых не превышает 50 МВт·сут/кгU (рис. 2.44).



Максимальное значение удлинения зафиксировано в твэлах базовой конструкции с выгоранием примерно 20 МВт·сут/кгU как в режиме термоциклирования, так и в стационарном режиме испытаний.

В твэлах с высоким выгоранием № 4, 5 и в твэле № 6 с утонённой оболочкой влияние термоциклирования на удлинение не установлено (см. рис. 2.43). Значение удлинения этих твэлов не превышает одного миллиметра за все время испытаний.

Е.А. Звир, П.И. Гринь, П.А. Ильин,
В.А. Жителев, А.В. Строжук

ИЗМЕНЕНИЕ ТЕКСТУРНЫХ ПАРАМЕТРОВ КОМПОНЕНТОВ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ИЗ СПЛАВОВ ЦИРКОНИЯ В РЕЗУЛЬТАТЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРАХ ВВЭР-1000*

Современный аппаратно-программный комплекс для рентгеновского изучения текстурных и структурных особенностей изделий из циркониевых сплавов на основании измерения прямых полюсных фигур развит в ФГАОУ ВПО «НИЯУ "МИФИ"». Для измерения прямых полюсных фигур оболочек отработавших твэлов и других элементов тепловыделяющих сборок, а также облучённых модельных образцов в АО «ГНЦ НИИАР» внедрили этот комплекс, адаптировав его для исследования облучённых образцов.

Адаптация заключалась в учёте специфических особенностей образцов, предназначенных для исследования. Одна из особенностей — радиоактивность исследуемых объектов — накладывает ограничения на их размеры. Следующая особенность — специфические форма и размеры изучаемых изделий. Это также имеет большое значение при подготовке объектов для исследования текстуры, поскольку известно, что в формировании дифракционной картины участвуют поверхностные слои образца, толщина которых зависит от линейного коэффициента ослабления рентгеновских лучей в материале образца и составляет несколько микрометров. Наличие в материале из циркониевого сплава кристаллографической текстуры обуславливает анизотропию его свойств. Текстура изделий из циркониевых сплавов контролирует их радиационный рост и ползучесть.

В процессе облучения в циркониевых сплавах происходит анизотропное перераспределение атомов и наблюдается изменение размеров изделий или образцов из этих сплавов (при сохранении объёма), которое характеризуют соотношением

$$\varepsilon_d = SG_d F,$$

где ε_d — деформация радиационного роста в направлении d ;

S — коэффициент, определяемый структурой материала и зависящий от условий облучения;

G_d — текстурный коэффициент роста, определяемый по рентгенографическим данным выражением $1-3 f_d$, где f_d (параметры Кёрнса) количественно характеризует долю зёрен α -циркония, в которых нормали к базисным плоскостям совпадают с выбранным направлением;

F — флюенс нейтронов (доза повреждения).

Одним из факторов, влияющим на напряжённо-деформированное состояние ТВС и не учитываемым в расчётах, является текстура компонентов этихборок. В случаях обнаружения при послереакторных исследованиях размерных изменений, не прогнозируемых расчётами, следует определять текстуру на облучённых фрагментах компонентов тепловыделяющихборок. Это позволит использовать текстурный фактор, объективно влияющий на степень радиационного формоизменения изделий, для объяснения наблюдаемых эффектов и учёта его в расчётных прогнозах.

Цель работы — выявить изменение текстурных параметров Кёрнса в отработавших (при различных параметрах эксплуатации) элементах конструкции из сплавов циркония тепловыделяющихборок реакторов ВВЭР-1000 для учёта их взаимосвязи с деформационными и радиационными характеристиками этих изделий.

Для достижения цели была сделана подборка образцов в виде вырезок из различных участков оболочки твэла из сплава Э110, а также таких элементов конструкции,

* Исследования выполнены совместно с сотрудниками ФГАОУ ВПО «НИЯУ "МИФИ"» — профессорами Ю.А. Перловичем, М.Г. Исаенковым.

как уголки жёсткого каркаса, направляющие каналы и центральная труба из сплава Э635, отработавших длительное время в реакторе ВВЭР-1000 в составе сборок типа ТВСА различных модификаций.

Текстурные параметры Кёрнса для оболочки твэла из сплава Э110, отработавшего в составе ТВСА-5М в реакторе ВВЭР-1000, приведены в табл. 2.12.

Таблица 2.12

Параметры кристаллографической текстуры исследованной оболочки из сплава Э110 твэла, отработавшего в составе ТВСА-5М

Расстояние от низа твэла, мм	Параметры Кёрнса в направлении		
	радиальном R	тангенциальном T	продольном L
470	0,625	0,298	0,078
1930	0,614	0,306	0,080
3100	0,610	0,308	0,082
3700 (газосборник)	0,637	0,297	0,066

В результате эксплуатации твэла в течение 1568 эфф. сут до высокого выгорания (примерно 68 МВт·сут/кгU) происходило изменение диаметра оболочки вначале в сторону его уменьшения от действия давления теплоносителя, а затем с ростом выгорания (повреждающей дозы) он увеличивался за счёт механического взаимодействия с распухающим сердечником (обратная деформация).

В районе газосборника доза облучения оболочки твэла пренебрежимо мала по сравнению с дозой на участках оболочки, соответствующих расположению топливного сердечника, а обратная деформация отсутствовала.

Из табл. 2.12 видно, что в районе газосборника текстурный параметр f_R имеет максимальное значение (0,637), а f_T и f_L — минимальные значения (0,297 и 0,066 соответственно). Таким образом, деформационные процессы в оболочке из сплава Э110 в совокупности с её радиационным повреждением приводят к изменению текстурных параметров.

Уголки жёсткого каркаса и центральная труба из сплава Э635 практически не деформируются в процессе эксплуатации в составе ТВСА из-за того, что напряжение в них минимальное. Малые изменения размеров в них (что характерно для сплава Э635) происходят лишь в результате радиационного роста. Направляющие каналы при эксплуатации находятся под действием сжимающей осевой нагрузки. Представляет интерес проследить на этих изделиях влияние облучения при отсутствии нагрузки или при её наличии на текстурные параметры Кёрнса.

В табл. 2.13 приведены данные сравнения текстурных параметров на указанных изделиях после шестилетней эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 с соответствующими значениями, полученными на необлучённых образцах.

Параметры Кернса, рассчитанные для облучённых уголков, сопоставлены с параметрами для необлучённых уголков. При этом следует отметить, что изменения значений дозы облучения на уголках, расположенных на разных участках ТВС, пренебрежимо малы по сравнению со средним значением дозы, набранной на уголках за время облучения. В исходном уголке параметр f_R намного меньше, чем в облучённых в реакторе уголках. Соответственно параметры f_T и f_L в исходном уголке выше, чем в таких же изделиях в облучённом состоянии. Следует отметить, что материал уголков, также как материал направляющего канала и центральной трубы, находится в частично рекристаллизованном состоянии, что может влиять на значение параметров Кёрнса.

Текстура уголка является текстурой прокатки листа, и её изменения под облучением не могут быть сведены к деформационным эффектам. В этом случае текстурные изменения в уголке являются результатом перемещения дислокационных петель, образующихся

при нейтронном облучении, в поле напряжения. Причём это напряжение может быть весьма незначительным, поскольку речь идет о процессе, развивающемся в течение нескольких лет.

Таблица 2.13

Кристаллографическая текстура элементов конструкции из сплава Э635, облучённых в составе ТВСА в течение шести лет

Элемент конструкции ТВС	Участок ТВС	Параметры Кёрнса (в относительных единицах) в направлении		
		нормальном НН (R)	поперечном ПН (Т)	прокатки НП (L)
Уголок:				
в исходном состоянии	–	0,53–0,55	0,29–0,31	0,16–0,19
после шестилетней эксплуатации	ДРЗ–ДР15	0,627–0,704	0,204–0,231	0,092–0,142
Направляющий канал:				
в исходном состоянии	–	0,52–0,54	0,43–0,37	0,05–0,09
после шестилетней эксплуатации	ДРЗ–ДР8	0,606–0,640	0,278–0,299	0,082–0,095
Центральная труба:				
в исходном состоянии	–	0,52–0,54	0,43–0,37	0,05–0,09
после шестилетней эксплуатации	ДРЗ–ДР12	0,607–0,646	0,274–0,303	0,080–0,117

Похожие эффекты влияния облучения на текстурные параметры наблюдаются и для направляющих каналов, и для центральной трубы, причём разброс значений в параметрах Кёрнса может быть связан с различиями в напряжённо-деформированном состоянии этих изделий.

В общем случае изменения текстурных параметров зависят от взаимного влияния облучения, температурных и деформационных факторов и состава сплавов и эти изменения необходимо учитывать при анализе деформационных процессов, наблюдаемых в конструктивных элементах ТВС при эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000.

Ю.Д. Гончаренко, Г.П. Кобылянский

ЭМИССИОННАЯ ГАММА-ТОМОГРАФИЯ НЕГЕРМЕТИЧНОЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРА БОР-60

Компьютерная томография является одним из эффективных методов контроля, позволяющих получить изображение внутреннего строения объекта без его разрушения.

По способу получения информации выделяются два вида томографических методов: трансмиссионные и эмиссионные. В трансмиссионной компьютерной томографии информацию об объекте получают при его просвечивании потоком излучения внешнего источника. Томограмма при этом представляет собой распределение линейного коэффициента ослабления излучения в сечении объекта. Эмиссионная томография построена на основе регистрации собственного излучения объекта и решает задачу восстановления в сечении распределения коэффициента эмиссии.

Получение изображений внутренней структуры осуществляется обработкой так называемых проекционных данных, полученных при сканировании объекта под раз-

личными углами. В задаче эмиссионной гамма-томографии экспериментальной тепловыделяющей сборки проекция представляет собой совокупность измерений, выполненных детектором гамма-излучения при сканировании объекта вдоль координаты X на одной его ориентации угла φ относительно оси коллиматора (рис. 2.45).

Сканирование ЭТВС выполняли на установке, имеющей механизмы горизонтального и вертикального позиционирования, ложемент для размещения изделия и измерительно-управляющую систему. Сканирование по координате X осуществляли в автоматическом режиме, изменение угла ориентации φ выполняли вручную (конструкция ложемента позволяла менять угол ориентации с шагом 30°). В измерительно-управляющей системе использовали стандартный спектрометрический тракт на основе цифрового Ge-детектора гамма-излучения GEM10P4-70-PL и спектрометрического устройства DSPEC jr 2.0 компании «Ortec». Использовали коллиматор с размерами $0,5/20$ мм. Длина оптической оси между детектором и исследуемым изделием составляла примерно 2,5 м.

В состав исследуемой экспериментальной тепловыделяющей сборки входили семь твэлов, которые были расположены внутри фигурной обоймы и внутренней трубы (рис. 2.46), выполненных из стали марки 12X18H10T. Шестигранный чехол и оболочки твэлов ЭТВС изготовлены из хромистых сталей ферритно-мартенситного класса. По результатам контроля герметичности оболочек твэлов экспериментальная тепловыделяющая сборка была выгружена из реактора БОР-60 как негерметичная.

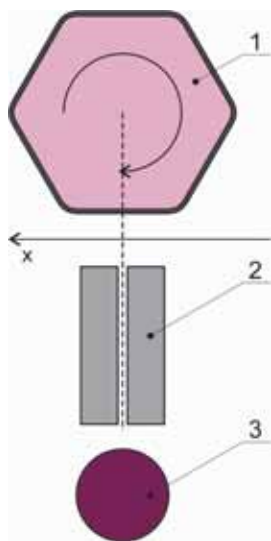


Рис. 2.45. Схема сканирования экспериментальной тепловыделяющей сборки: ЭТВС (1), коллиматор (2), детектор (3)

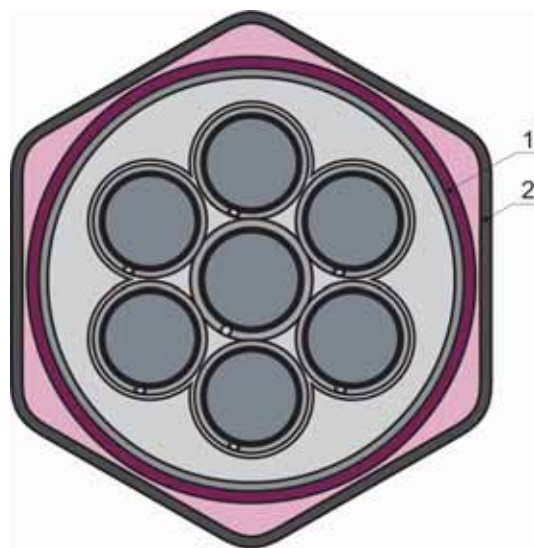


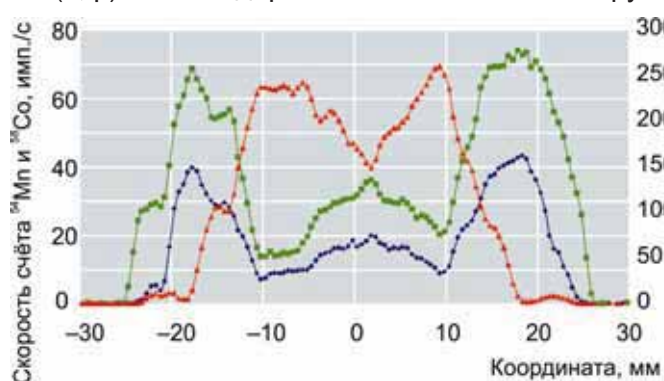
Рис. 2.46. Расположение деталей экспериментальной тепловыделяющей сборки в центральном сечении: сталь марок 12X18H10T (1), ЭП450 (2)

Сканирование экспериментальной тепловыделяющей сборки проводилось в поперечном сечении, где по результатам рентгеновской радиографии и гамма-сканирования было выявлено нарушение целостности твэлов. Для восстановления внутренней структуры ЭТВС использовали результаты регистрации следующих радионуклидов:

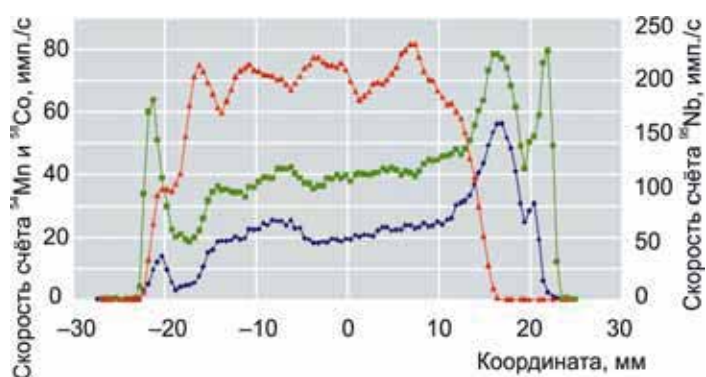
- ♦ ^{95}Nb (энергия γ -квантов $E_\gamma = 765,8$ кэВ, период полураспада 35 сут). Относится к нелетучим продуктам деления, не образует металлических фаз, находится в твердом растворе в кристаллической решетке керамического топлива и, таким образом, в наилучшей степени отвечает требованиям индикатора наличия топлива;

- ♦ ^{54}Mn ($E_\gamma = 834,9$ кэВ, период полураспада 312 сут) образуется по реакции $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$. Таким образом, этот изотоп содержится во всех элементах стальных конструкций после облучения в реакторе (в чехле, фигурной обойме, внутренней трубе);

♦ ^{58}Co ($E_\gamma = 810,8$ кэВ, период полураспада 71 сут) образуется по реакции $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ и содержится в элементах конструкции из хромоникелевой стали марки



а



б

Рис. 2.47. Распределение скорости счёта ^{95}Nb (—), ^{54}Mn (—), ^{58}Co (—) вдоль координаты X в ориентациях углов 0 (а) и 90 (б) градусов

12X18H10T (в фигурной обойме, трубе), но практически отсутствует в оболочках твэлов и шестигранном чехле ЭТВС, изготовленных из ферритно-мартенситных сталей.

Сканирование выполняли с шагом 0,5 мм по координате X в 12 угловых ориентациях. Проекционные данные (распределения скорости счёта ^{95}Nb , ^{54}Mn , ^{58}Co вдоль координаты X) для двух ориентаций (0 и 90°) приведены на рис. 2.47.

Реконструкцию распределений ^{95}Nb , ^{54}Mn , ^{58}Co по сечению экспериментальной тепловыделяющей сборки проводили с использованием алгебраических методов, в основе которых лежит дискретизация (разбиение) области, в которой задан исследуемый объект, на конечное число подобластей (ячеек). В пределах одной подобласти интенсивность гамма-излучения радионуклидов и линейный коэффициент ослабления излучения считаются постоянными (рис. 2.48).

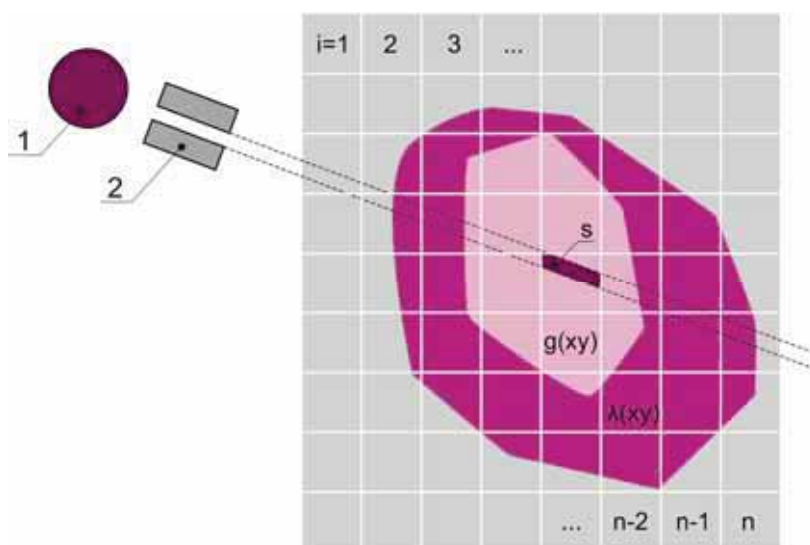


Рис. 2.48. Схема дискретизации объекта:
1 — детектор, 2 — коллиматор

Проецируемый оператор, переводящий дискретизированную искомую функцию в набор проекционных данных (значений скорости счёта, измеренных детектором), в этом случае будет иметь вид

$$f_j = \sum_{i=1}^n g_i s_i^j \exp(-\lambda l_i^j), \quad (1)$$

где f_j — значение скорости счёта, измеренное спектрометром;

g_i — интенсивность гамма-излучения i -й ячейки;

s_i^j — площадь i -й ячейки, отсекаемая границами полосы проецирования для j -го измерения;

λ — линейный коэффициент ослабления гамма-излучения (принимался постоянным по всему сечению исследуемого объекта):

l_i^j — длина пути, пройденного гамма-излучением от i -й ячейки до границы объекта в направлении детектора для j -го измерения;

$i = 1, 2, \dots, n$ — номер ячейки, $j = 1, 2, \dots, m$ — номер измерения.

Уравнение (1) можно переписать в виде

$$f_j = \sum_{i=1}^N g_i h_i^j, \quad (2)$$

где $h_i^j = s_i^j \exp(-\lambda l_i^j)$ — вычисляемый параметр.

При размере ячейки 1 мм общее количество ячеек n равно 2500 (сетка размером 50×50). При сканировании по координате X с шагом 0,5 мм для 12 угловых ориентаций общее количество измерений m составило 1200.

Задача реконструкции состоит в решении системы m -линейных уравнений (2) с n -неизвестными g_i (g_i — интенсивность гамма-излучения i -й ячейки). Для решения был использован итерационный алгебраический алгоритм ART* вида

$$g_i^{(k+1)} = g_i^{(k)} + \frac{h_i^j}{\sum_{i=1}^N (h_i^j)^2} \left(f_j - \sum_{i=1}^N g_i h_i^j \right), \quad (3)$$

где k — номер итерации.

Результаты реконструкции распределения ^{95}Nb , ^{54}Mn , ^{58}Co по сечению экспериментальной ТВС показаны на рис. 2.49.

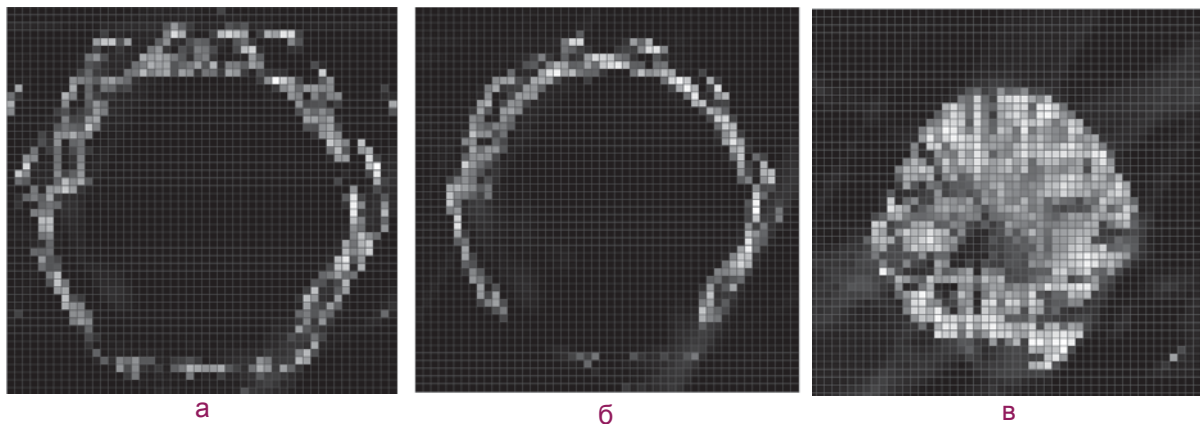


Рис. 2.49. Карты распределения ^{54}Mn (а), ^{58}Co (б) и ^{95}Nb (в) по сечению экспериментальной тепловыделяющей сборки

* Хермен Г. Восстановление изображений по проекциям: Основы реконструктивной томографии. — М.: Мир, 1983. — 352 с.

По результатам анализа карт распределения можно сделать вывод о том, что расположение тепловыделяющих и конструктивных элементов экспериментальной ТВС в исследуемом сечении не соответствует проектному. Результаты распределения ^{95}Nb и ^{58}Co свидетельствуют о перераспределении топлива и конструкционных материалов.

*В.А. Жителев, М.В. Куприенко, А.А. Исаев,
Ф.Н. Крюков, Е.А. Звир, А.В. Строжук*

ДАЛЬНЕЙШАЯ МОДЕРНИЗАЦИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА

В рамках работ по модернизации экспериментальной базы материаловедческого комплекса АО «ГНЦ НИИАР» в конце 2015 года были сданы в эксплуатацию две современные установки: машина «LFMZ-50» для механических испытаний при температуре до 1700 °С и масс-спектрометр «NEXION 300D» с индуктивно связанной плазмой. Электромеханическая испытательная машина «LFMZ-50», в первую очередь, предназначена для исследования механических характеристик материалов высокотемпературных газовых реакторов. Масс-спектрометр «NEXION 300D» приобретён для выполнения широкого круга задач, основной из которых является определение изотопного состава продуктов деления в выгоревшем топливе с высокой точностью, в том числе и для последующего расчёта его выгорания.

Участок механических испытаний. Универсальная машина для механических испытаний LFMZ-50 размещена в защитной камере (рис. 2.50), а блоки управления машиной и вспомогательное оборудование — в операторском помещении (рис. 2.51, 2.52).



Рис. 2.50. Внешний вид машины для механических испытаний в защитной камере:
1 — видеокамеры; 2 — манипуляторы;
3 — вакуумная печь машины

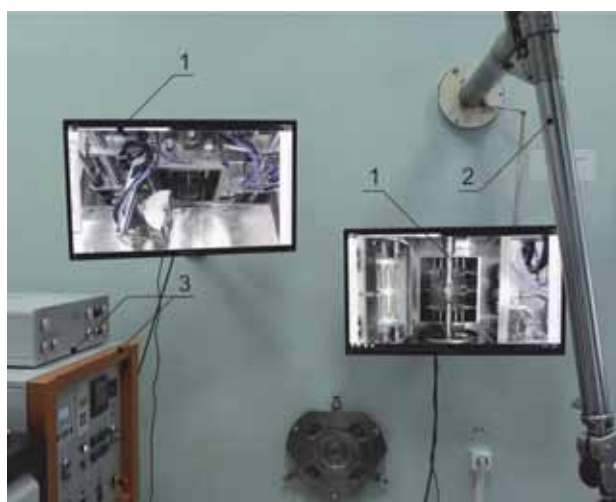


Рис. 2.51. Рабочее место оператора:
1 — мониторы смотровой системы;
2 — манипулятор; 3 — блоки
управления машины

Для дистанционного обслуживания машины при помощи манипуляторов защитная камера оборудована смотровой системой, состоящей из двух поворотных камер высокого разрешения с оптическим увеличением в 1–10 крат (см. рис. 2.51), изображение с которых передаётся на мониторы в операторском помещении (см. рис. 2.52). Использование поворотных камер с изменяемым увеличением позволило значительно упростить проведение операций по обращению с миниатюрными образцами по сравнению с традиционными смотровыми системами.

Машина LFMZ-50 является универсальной и предназначена для проведения испытаний на сжатие–растяжение, ползучесть, релаксацию напряжений, а также для проведения испытаний на малоцикловую усталость в вакууме при температуре: от комнатной до 1700 °С. Максимальная нагрузка машины — 50 кН, класс точности датчика нагрузки — 0,02; максимальная скорость испытания — 70 мм/мин.

На рис. 2.53 показана типичная диаграмма «удлинение–усилие» при растяжении образца, вырезанного из оболочки отработавшего твэла, с промежуточными циклами нагрузки–разгрузки в отдельных точках диаграммы.

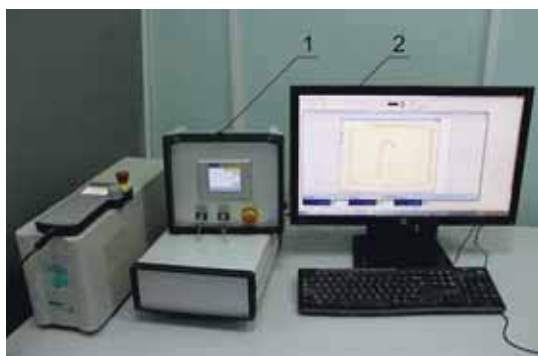


Рис. 2.52. Рабочее место оператора:
1 — контроллеры машины;
2 — монитор управляющего ПК

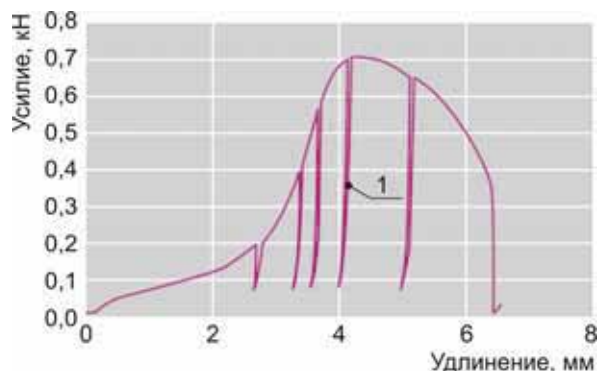


Рис. 2.53. Диаграмма «удлинение–усилие» при испытании на растяжение при температуре 380 °С кольцевого образца оболочки отработавшего твэла: цикл разгрузки–нагрузки (1)

Участок масс-спектрометрических исследований включает в себя ряд устройств для подготовки проб, которые размещаются в защитной камере, а также масс-спектрометр и вытяжной бокс для размещения проб. Устройства для подготовки проб разработаны в дистанционном варианте и необходимы для того, чтобы растворением исследуемого образца в кислотах или в щелочах получить жидкие разбавленные пробы, пригодные для анализа в масс-спектрометре NexION 300D.

Процедура приготовления пробы следующая. Образец размещают в автоклаве из полипропилена, который заполнен жидкостью — растворителем. На специальном устройстве (рис. 2.54) автоклав герметизируют крышкой и переносят в термостат (рис. 2.55), где нагревают до необходимой температуры и выдерживают до полного растворения образца. По завершении процесса растворения автоклав открывают, размещают в дозаторе (рис. 2.56), автоматически пипеткой отбирают пробу около 2 мл и переносят её в ёмкость, заполненную раствором-разбавителем. Затем ёмкость 4 герметизируют

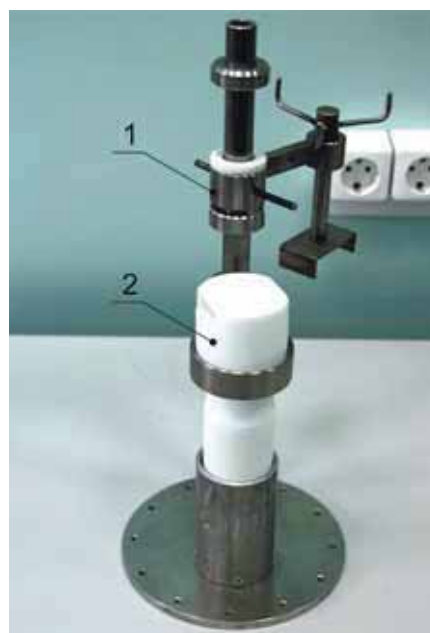


Рис. 2.54. Устройство для герметизации автоклава: 1 — закручивающее устройство; 2 — автоклав

на закручивающем устройстве (см. рис. 2.56), переносят в устройство для разбавления проб (рис. 2.57), вращают до равномерного распределения пробы по всему объёму разбавителя и возвращают в дозатор (см. рис. 2.56), пипеткой отбирают объём около 2 мл и переносят его в пробирку для разбавленных проб. При необходимости цикл разбавления можно повторить. Таким образом, достигается разбавление первоначальной концентрированной пробы в 10^5 – 10^6 раз.



Рис. 2.55. Термостат для растворения образца: 1 — термостат; 2 — автоклав; 3 — электропечь, 4 — крышка термостата

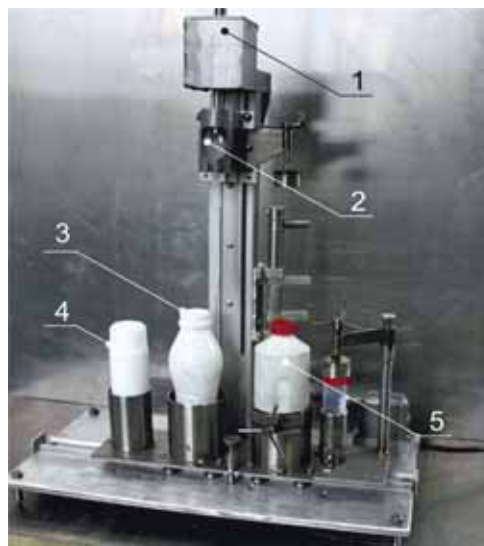


Рис. 2.56. Дозатор для отбора проб: 1 — двигатель; 2 — держатель с пипеткой; 3 — автоклав; 4 — ёмкость с образцом; 5 — пробирка для разбавленной пробы

Пробирку с разбавленной пробой перемещают в автосэмплер (рис. 2.58), который автоматически подаёт пробу непосредственно в масс-спектрометр для изотопного анализа. Разрешающая способность масс-спектрометра составляет 0,3–3,0 а.е.м.^{*}, диапазон анализируемых масс находится в интервале 5–285 а.е.м., предел относительной случайной погрешности измерения концентрации составляет не более 3 %.



Рис. 2.57. Устройство для разбавления проб: 1 — держатель ёмкости с пробой; 2 — двигатель



Рис. 2.58. Масс-спектрометрический участок: 1 — масс-спектрометр; 2 — пробирки с пробами и стандартными растворами; 3 — вытяжной бокс; 4 — автосэмплер

* Атомная единица массы; 1 а.е.м. = $1,66053886 \cdot 10^{-27}$ кг.

Особенностью данного спектрометра является наличие в нём динамической реакционной ячейки, которая заполняется молекулярными газами, по-разному реагирующими с определяемыми химическими элементами. Таким образом, это даёт возможность проводить одновременный анализ изотопов различных элементов с одинаковыми массовыми числами без сложного предварительного химического разделения.

На рис. 2.59 в качестве иллюстрации приведён участок масс-спектрограммы, полученный от диоксидного уранового топлива, отработавшего в реакторе ВВЭР-1000, а также приведён изотопный состав урана в этом топливе.

Изотопный состав урана в UO_2 -топливе, отработавшем в реакторе ВВЭР-1000, %

^{234}U	0,025
^{235}U	1,193
^{236}U	0,705
^{238}U	98,078

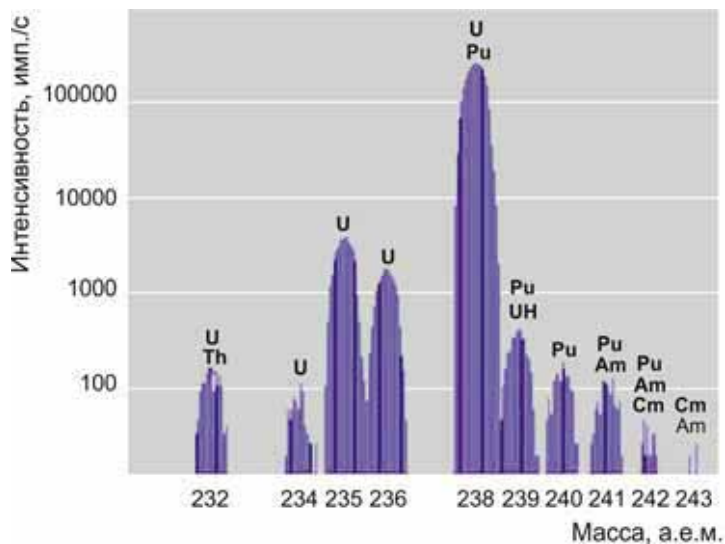


Рис. 2.59. Участок масс-спектрограммы, полученный при исследовании UO_2 -топлива, отработавшего в реакторе ВВЭР-1000

А.С. Покровский, Д.В. Харьков, А.С. Бутылин, А.В. Авдонин





З

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

В 2015 году в АО «ГНЦ НИИАР» были продолжены исследования и разработки в области замыкания ядерного топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах.

В рамках реализации федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» проводились исследования отдельных технологических операций комбинированной схемы переработки облучённого смешанного «плотного» ядерного топлива. Для этого был создан участок с герметичным укрытием, позволяющим испытывать экспериментальные образцы прототипов промышленных аппаратов пирохимической части комбинированной технологии в атмосфере инертного газа. После проведения подготовительных работ образцы экспериментальных аппаратов были испытаны без радиоактивных материалов. Проведённые испытания доказали работоспособность этих образцов, после чего они были смонтированы внутри защитного объёма с инертной атмосферой для дальнейших экспериментов с модельным ядерным топливом, запланированных на 2016 год.

Для проведения экспериментальной проверки отдельных операций гидрометаллургической части комбинированной технологии в радиационной защитной камере был создан экстракционный стенд, позволяющий провести операции растворения, осветления и экстракции на различных ядерных материалах. Этот стенд опробован на растворах, содержащих уран и плутоний. В 2016 году и в последующие годы на данном стенде запланирована поэтапная экспериментальная проверка различных технологических схем, новых экстрагентов, подходов к выделению и разделению минор-актинидов, а также сквозная проверка всей технологической схемы на облучённом смешанном нитридном топливе.

Следует отдельно отметить, что на созданном экстракционном стенде впервые реализована система контроля и управления на основе капиллярных импульсных линий, разработка элементов которой велась в предыдущие годы в рамках проекта полифункционального радиохимического комплекса.

При разработке технологии рефабрикации смешанного нитридного топлива с введением в него минор-актинидов был создан участок с перчаточными боксами, позволяющими работать в инертной атмосфере.

Этот участок обеспечивал полный цикл: от загрузки оксидов актинидов, получения нитридного порошка, прессования и спекания таблеток до их контроля. Участок спроектирован с большой гибкостью и позволял не только получать таблеточное топливо на основе нитридов актинидов, но и работать с металлическими композициями различного состава. Первая таблетка нитридов урана, плутония, нептуния и америция была спрессована в декабре 2015 года из порошка, полученного по технологии прямого нитрирования. Для подтверждения удержания америция в данной композиции требуется проведение экспериментов по спеканию таких таблеток при различных режимах. Данные работы запланированы на 2016 год (после доработки участка по результатам опытной эксплуатации).

Кроме того, совместно с АО «ВНИИНМ», ООО «НПФ "Сосны"» и АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» был завершён двухлетний цикл работ по проверке методов и отдельных переделов гидрометаллургической технологии и обращения с радиоактивными отходами. Экспериментально проверены процессы очистки конструкционных материалов с использованием флюсов, совместимых с электролитом пирохимического передела. Осуществлено расчётное и экспериментальное обоснование поступления ^{14}C в окружающую среду при переработке смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива. Разработаны методы обращения с некондиционными продуктами технологической схемы и осуществлена их экспериментальная проверка на примере регенерации ядерных материалов и кондиционирования радиоактивных отходов.

Продолжались разработки в области создания аналитических методик и технологического контроля химического и радионуклидного состава продуктов химического

передела в процессах переработки облучённого ядерного топлива. Разработаны и испытаны способы выделения примесных элементов, включая продукты деления, из концентрированных солевых растворов при пирохимической переработке облучённого ядерного топлива.

В результате проведённых исследований была предложена процедура выполнения анализа примесных элементов из растворов солей щелочных металлов путём сплавления пробы облучённого ядерного топлива с химическим реагентом, термического разложения полученного сплава и последующего растворения полученного продукта в воде.

Изучены экстракционно-хроматографические свойства сорбента LN-B200-S в качестве кандидатного при радиохимическом анализе облучённого ядерного топлива. С использованием указанного сорбента было проведено экстракционно-хроматографическое выделение фракции трансплутониевых и редкоземельных элементов из реального раствора, полученного при радиохимическом анализе облучённого топлива реактора РБМК-1000. В выбранных режимах сорбции–десорбции америция–кюрия был достигнут их выход на уровне 99,8 % с хорошей очисткой от цезия, рутения, сурьмы, кобальта и т.д. Изучено влияние дозы внутреннего альфа-излучения на сорбент LN-B200-S, создаваемого сорбируемым ^{244}Cm с мощностью поглощённой дозы 35 Гр/с, на значения коэффициента распределения, ёмкости полной и до проскока с использованием ^{241}Am . Полученные результаты показали, что до значения поглощённой дозы $8,4 \cdot 10^5$ Гр сорбент сохраняет свои экстракционно-хроматографические свойства.

С.С. Погляд

АПРОБАЦИЯ ПРОЦЕССА ФИЛЬТРОВАНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЦИНКОВОГО РАСПЛАВА ПОСЛЕ СНЯТИЯ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА С НИТРИДНЫМ ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРА БОР-60

В процессе регенерации цинкового расплава после снятия в нём оболочки твэла используют дистилляционные, кристаллизационные методы. В случае применения кристаллизационных методов для отделения твёрдой интерметаллидной фазы и частиц топлива с предполагаемым размером от 0,1 до 50 мкм от жидкой, обогащённой по цинку, фазы предполагают использовать операцию фильтрования. Для минимизации выхода частиц топлива за границы корзины с таблетками отработавшего ядерного топлива в процессе растворения оболочек твэлов в жидком цинке в её конструкции необходимо предусмотреть пористые оболочки, прозрачные для жидкой фазы и являющиеся, по сути, фильтроэлементами для таких частиц. Поэтому задача регенерации цинкового расплава сводится к вакуумной отгонке цинка из его отработавшего расплава с конструкционными материалами твэлов или к фильтрованию твёрдой фазы интерметаллидов.

Таким образом, для очистки расплавов цинка от указанных ранее примесей может быть использована операция фильтрования, которую рекомендуют проводить в защитной камере с инертной атмосферой (аргоном).

Цель работы — проверка эффективности процесса фильтрования цинкового сплава, полученного после снятия в нём оболочек твэлов, на лабораторном аппарате очистки технологических сред от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива в условиях защитной камеры.

Для осуществления поставленной цели разработан, изготовлен и смонтирован в защитной камере макет аппарата (далее — лабораторного аппарата) очистки технологических сред от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива.

Для оценки эффективности процесса фильтрования цинкового сплава решены следующие задачи:

- ◆ выбран фильтрующий материал для фильтрования расплава цинка после снятия в нём оболочек твэлов на основании результатов испытаний фильтрующих элементов на чистом цинковом расплаве;
- ◆ получены данные по выбору конструкционных материалов и фильтрующих элементов для фильтрования металлических расплавов;
- ◆ проведены тепловые испытания экспериментальной установки очистки технологических сред;
- ◆ определено распределение массы продуктов в результате процесса фильтрования цинкового сплава с конструкционными материалами твэла и возможными остатками таблеток нитридного ОЯТ: фильтрата и осадка на фильтре.

Испытания фильтрующих материалов для фильтрования расплава цинка проводили в вытяжном шкафу на экспериментальной установке, которая состояла из вертикально расположенной ёмкости для подачи расплава цинка, фильтроэлемента и приёмной ёмкости для фильтрата (кварцевой ячейки).

Происхождение и подготовка реагентов. Для испытаний на имитаторах использовали следующие материалы:

- ◆ цинк гранулированный, марки Ч, производитель — группа компаний «РЕАХИМ»;
- ◆ сетку тканую из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т с диаметром ячейки 40 мкм;
- ◆ пористый лист стали марки Х18Н15-МП.

Для испытаний материалов фильтроэлементов лабораторного аппарата очистки технологических сред на чистом цинковом расплаве изготовили два фильтроэлемента из пористого листа стали марки X18H15-МП и сетки тканой из нержавеющей стали марки 12X18H10T с диаметром ячейки 40 мкм.

Условия испытаний на стенде. Масса загруженного цинка составляла 43,25 г; температура печи — 470 °С. Массу цинка до фильтрования и на фильтре после фильтрования определяли с помощью весов Mettler Toledo.

Результаты испытаний фильтроэлементов приведены в табл. 3.1.

Таблица 3.1

Результаты испытаний фильтроэлементов на имитаторах

Имитатор	Характеристика образца для испытаний	Масса имитатора, г	Температура печи, °С	Масса имитатора после плавления, г
Расплав цинка марки Ч	Толщина: 1,1 мм Материал: пористый лист стали марки X18H15-МП	43,25	470	— (фильтрат не прошёл)
	Материал: сетка тканая из нержавеющей стали марки 12X18H10T (диаметр ячейки — 40 мкм)	43,25	470	42,89

По результатам испытаний в качестве материала фильтроэлемента лабораторного аппарата очистки технологических сред для очистки цинкового сплава после растворения в нём оболочек твэлов рекомендуется использовать сетку тканую из нержавеющей стали марки 12X18H10T с диаметром ячейки 40 мкм. Коэффициент извлечения цинка после процесса фильтрования на этом фильтроэлементе составил 0,99.

Основные размеры частиц интерметаллидов цинка с конструкционными материалами составляют предположительно от 40 мкм до 1 мм, и в качестве фильтрующих элементов для расплавов цинка выбраны освоенные в российской промышленности сетки из нержавеющей стали с размером ячейки 40 мкм. По экспериментальным данным работы D.C. Bruce и S.D. Anderson скорость коррозии нержавеющей стали марки SS 304 (аналога стали марки 12X18H10T) составляет 0,35 мм в год при температуре 454 °С [1], что позволяет сделать вывод о совместимости нержавеющей стали с расплавом цинка при этой температуре. Следовательно, сетка из нержавеющей стали как наиболее доступный материал может быть использована для фильтрования металлических расплавов цинка при температуре менее 470 °С.

Испытания лабораторного аппарата очистки технологических сред в условиях защитной камеры на реальном цинковом сплаве после снятия в нём оболочек твэлов (рис. 3.1)

Происхождение и подготовка реагентов. Для испытаний на реальном образце использовали отработавший цинковый слиток, полученный после процесса снятия оболочек твэлов реактора БОР-60 в жидком цинке.

Описание применяемых аналитических методов. Массу осадка на фильтре и фильтрата цинка определяли с помощью весов Mettler Toledo. Осадок на фильтре

и фильтрат цинка растворяли в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л с добавлением соляной кислоты. Полученные растворы анализировали.

Содержание урана в растворах определяли спектрофотометрическим методом, актиноидов и редкоземельных элементов — радиометрическим методом, цинка и конструкционных материалов — методом эмиссионной спектроскопии в соответствии с действующими в радиохимическом отделении методиками.

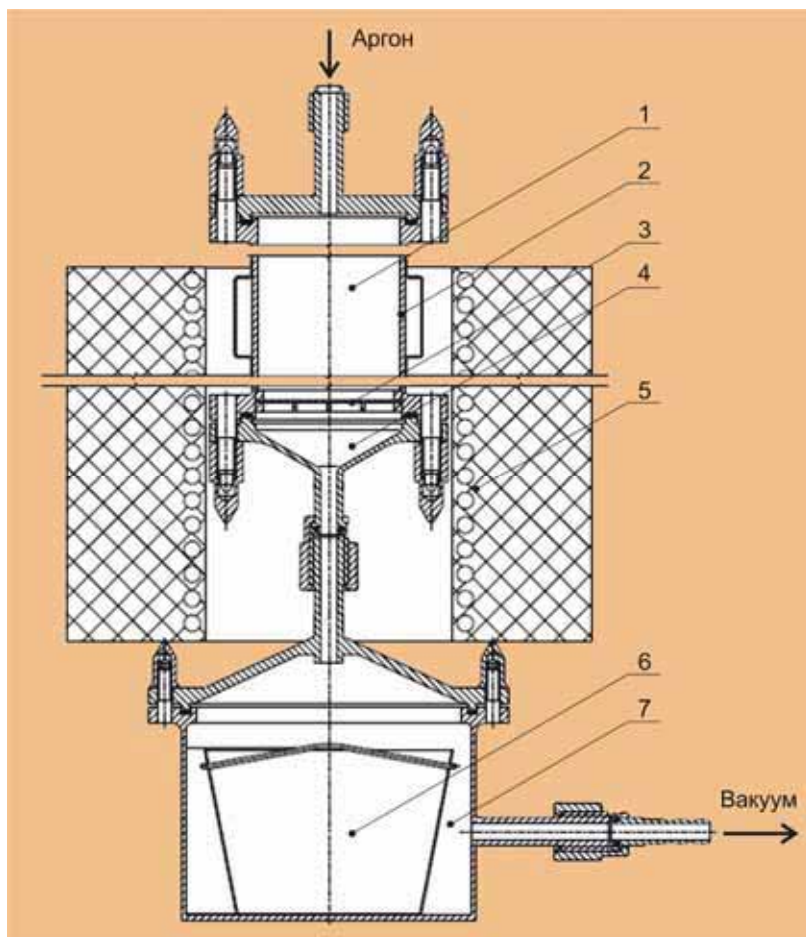


Рис. 3.1. Принципиальная схема установки для испытания лабораторного аппарата очистки технологических сред: ёмкость для подачи расплава (1), стакан (2), фильтроэлемент (3), дно-воронка (4), электропечь (5), тигель (6), приёмная ёмкость (7)

Результаты испытаний и их обсуждение. В результате испытаний лабораторного аппарата очистки технологических сред от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива на цинковом слитке, полученном после процесса снятия оболочек твэлов реактора БОР-60 в жидком цинке, определена масса фильтрата цинка и осадка на фильтре. Образцы фильтрата цинка № 1 и 2 массой 11,5 и 612,7 г соответственно переданы на химический анализ. Результаты испытаний и анализа образцов фильтрата цинка приведены в табл. 3.2, 3.3, 3.4.

Уран, плутоний, америций, кюрий в образцах не обнаружены, так как их значения были ниже предела обнаружения, значение которого для урана и плутония составляет 1–3 %. Фоновое значение измерительной установки для альфа-спектрометрических измерений составило 12 Бк, альфа-спектрометрические измерения не зафиксировали изменения фонового значения измерительной установки.

Таблица 3.2

**Результаты испытаний лабораторного аппарата
очистки технологических сред**

Взвешиваемый образец	Масса, г
Реальный цинковый сплав с конструкционными материалами твэла и возможными остатками таблеток нитридного отработавшего ядерного топлива	1820,7
Фильтрат цинка	624,2
Осадок на фильтре	1196,5
Образец фильтрата цинка, переданный на анализ:	
№ 1	11,5
№ 2	612,7

Таблица 3.3

Удельная активность гамма-излучателей в пробах цинкового сплава

Радионуклид	Удельная активность в образце, Бк/г	
	№ 1	№ 2
Рутений-103	Менее 10*	Менее 5*
Рутений-106	40	30
Сурьма-125	$3,4 \cdot 10^3$	$7,3 \cdot 10^2$
Цезий-134	Менее 20*	Менее 5*
Цезий-137	$3,5 \cdot 10^2$	40
Церий-144	Менее 20*	Менее 5*
Хром-51	Менее 20*	40
Цирконий-95	Менее 20*	Менее 5*
Европий-155	Менее 20*	Менее 5*
Марганец-54	$6,9 \cdot 10^2$	$1,5 \cdot 10^2$
Кобальт-60	$8,6 \cdot 10^2$	$1,6 \cdot 10^2$
Ниобий-95	Менее 5*	Менее 5*

* Значение удельной активности ниже предела обнаружения.

Таблица 3.4

Металлические примеси в пробах цинкового сплава

Элемент	Образец № 1		Образец № 2	
	Масса, г	Массовая доля, %	Масса, г	Массовая доля, %
Кобальт	Менее 0,001	Менее 0,009	Менее 0,06	Менее 0,01
Хром	0,047	0,41	0,37	0,06
Железо	0,068	0,6	0,43	0,07
Марганец	0,004	0,031	Менее 0,06	Менее 0,01
Ниобий	Менее 0,001	Менее 0,009	Менее 0,06	Менее 0,01
Никель	0,025	0,21	0,12	0,02
Свинец	2,4	21	13,5	2,2
Молибден	0,0022	0,02	Менее 0,06	Менее 0,01
Палладий	Менее 0,001	Менее 0,009	Менее 0,06	Менее 0,01
Рутений	Менее 0,003	Менее 0,03	Менее 0,18	Менее 0,03
Цирконий	Менее 0,001	Менее 0,009	Менее 0,06	Менее 0,01

Из табл. 3.2 видно, что масса фильтрата цинка и осадка на фильтре согласуется с данными диаграмм плавкости железа–цинка, хрома–цинка [2, 3] (теоретический выход массовой доли фильтрата цинка по диаграммам плавкости, определённый по правилу отрезков, составляет приблизительно 30 %). В отфильтрованном цинке содержание ядерных материалов ниже предела обнаружения. Полученный фильтрат пригоден для повторного использования из-за низкого содержания конструкционных материалов.

Изображения лабораторного аппарата в защитной камере и образцов фильтрата цинка, переданных на анализ после испытаний, показаны на рис. 3.2, 3.3 соответственно.



Рис 3.2. Внешний вид лабораторного аппарата очистки технологических сред от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива в защитной камере



а



б

Рис. 3.3. Изображения (а, б) фильтрата цинка после испытаний лабораторного аппарата очистки технологических сред от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива

На основании данных, полученных в результате испытаний лабораторного аппарата очистки технологических сред от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива; данных процесса снятия оболочки твэла с нитридным ОЯТ в жидком цинке, состава стали марки ЭП823 после облучения в реакторе БН-350 [3] показана возможность осуществления процесса фильтрования расплавов цинка после снятия в нём оболочек твэлов, основанного на применении фильтрующих материалов из тканой сетки из нержавеющей стали. Рекомендованы значения температуры и конструкционные материалы фильтра.

Таким образом, в результате исследований по фильтрованию расплава цинка на лабораторном аппарате очистки технологических сред от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива показана возможность использования этой операции при соблюдении соотношения конструкционных материалов к цинку, соответствующих проведённым испытаниям, для регенерации цинка после снятия в нём оболочек твэлов.

Список литературы

1. Bruce D. Craig, Anderson David S. Handbook of Corrosion Data. — ASM International, Dec 31 1994. — Technology & Engineering, 1994. — 998 P.
2. Лякишев Н.П. Диаграммы состояния двойных металлических систем справочник: в 3 т. / под общ. ред. Н.П. Лякишева. — М.: Машиностроение, 1996. Т. 1. — 992 с.
3. Иванов А.А., Шулепин С.В., Дворяшин А.М. и др. Структура и механические свойства стали ЭП-823, 20X12МН и опытных вариантов 12 %-х хромистых сталей после облучения в реакторе БН-350. — Всероссийская научная школа для молодых учёных «Реакторы на быстрых нейтронах», Обнинск, 26–30 октября 2009 г. — Обнинск: ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, 2009. — 15 с. <http://www.ippe.ru/podrf/ippe1/ninf/8-09/8.pdf>. Дата обращения: 04.03.2016.

М.А. Кузин, А.О. Макаров, П.В. Лакеев

ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ОБРАЗЦОВ — ПРОДУКТОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ СТАЛИ МАРКИ ЭП823 С РАСПЛАВЛЕННЫМ ЦИНКОМ — ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ МЕТОДОВ ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В настоящее время для реализации возможности создания замкнутого ядерного топливного цикла разрабатывается технология переработки смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива. В качестве базовой технологии переработки смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива выбрана комбинированная технология, включающая сочетание пирохимического первичного отделения ядерных материалов от большинства продуктов деления и гидрометаллургического аффинажа. В соответствии с разрабатываемой технологией отделение оболочки твэла от отработавшего ядерного топлива производится расплавлением (растворением) оболочки в жидком цинке, который отделяют от растворённых в нём компонентов стали его дистилляцией в вакуум. В случае разрушения отработавшего ядерного топлива на пылеобразные составляющие они попадут в слиток, остающийся после отгонки цинка, то есть останутся вместе с компонентами стали оболочки твэла. Для уменьшения активности данного вида твёрдых радиоактивных отходов и возврата ядерных материалов в топливный цикл появляется необходимость в разработке методов выделения ядерных материалов из данного продукта.

Цель работы: изготовление и исследование образцов — продуктов взаимодействия стали марки ЭП823 с расплавленным цинком, определение полноты отгонки цинка из продукта растворения конструкционных материалов в жидком цинке.

Для исследований было изготовлено два образца. Данные образцы цинковых сплавов с конструкционными материалами готовили в тигле, в герметичной кварцевой

ячейке, при температуре $(800 \pm 10)^\circ\text{C}$ и продувке аргоном (с расходом 5 л/ч и временем выдержки 1,5 ч). Параметры процесса были выбраны по данным проведённых работ по снятию оболочки твэла в жидком цинке [1]. Масса навесок цинка и нержавеющей стали марки ЭП823 приведена в табл. 3.5.

Таблица 3.5

Масса навесок цинка и нержавеющей стали марки ЭП823

Номер образца	Отношение цинка к конструкционному материалу	Масса, г		
		цинка, взятого на расплавление	конструкционного материала	образца цинкового сплава с конструкционным материалом
1	30:1	29,12	0,98	29,61
2	20:1	28,61	1,43	29,60

Вакуумную отгонку образцов сплава цинка с конструкционным материалом проводили при температуре 810°C (скорость нагрева печи $250^\circ\text{C}/\text{ч}$). Время выдержки — 2 ч, разряжение в ячейке — $1,01325 \cdot 10^5$ Па (1 атм). Схема лабораторной установки по расплавлению стали в цинке и по его последующей вакуумной отгонке показана на рис. 3.4.

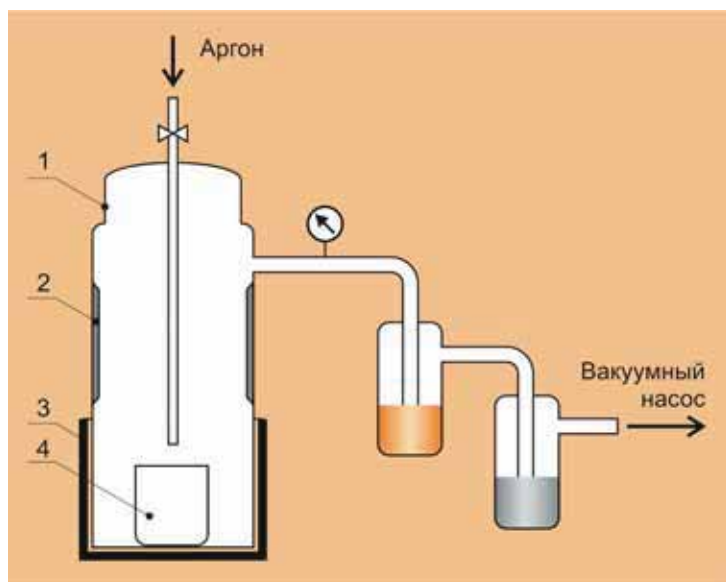


Рис. 3.4. Схема установки для приготовления образцов раствора стали марки ЭП823 с цинком: 1 — кварцевая ячейка, 2 — зона конденсации цинка, 3 — электропечь, 4 — тигель

Происхождение и подготовка реагентов. Для получения образцов использовали следующие материалы:

- ◆ цинк гранулированный марки Ч, производитель — группа компаний «РЕАХИМ»;
- ◆ нержавеющую сталь марки ЭП823 следующего состава:

Массовая доля химических элементов, %

Железо	86,61–82,77
Углерод	0,14–0,18
Хром	10,0–12,0
Марганец.....	0,5–0,8
Молибден.....	0,6–0,9
Ниобий	0,2–0,4
Ванадий.....	0,2–0,4
Вольфрам	0,2–0,4
Никель	0,5–0,8
Азот.....	Меньше 0,05
Кремний.....	1,0–1,3

Образец № 1 получен при растворении стали марки ЭП823 в цинке с соотношением 1:30 и последующей операцией частичной отгонки цинка. Результаты отгонки цинка из образца сплава цинка с конструкционным материалом (30:1):

Масса образца, г:
 исходного (взятого на отгонку) 29,61
 после вакуумной отгонки..... 9,19

По внешнему виду образец № 1 представлял собой плотный слиток серебристого цвета в форме таблетки. При наложении механической нагрузки в виде фарфорового пестика королёк рассыпался на мелкие составляющие в виде частиц с чётко выраженными гранями и металлическим блеском. Вид измельчённого образца № 1 показан на рис. 3.5. Данный образец имитировал случай получения некондиционного материала, связанный с неполной отгонкой цинка.

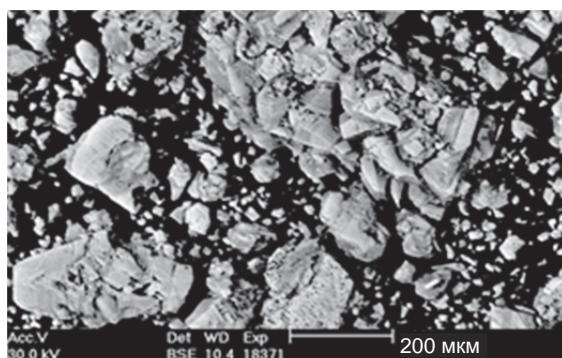
В табл. 3.6 приведены результаты микро-рентгеноспектрального анализа образца № 1, а на рис. 3.6 показан его вид при разном увеличении электронным микроскопом. Как видно из рис. 3.6, порошок состоит из металлических кристаллов разного размера и, скорее всего, состава, так как результаты проведённого анализа одного из крупных кристаллов показывают наличие в нём 90 % цинка, в то время как при расплавлении соотношение массы цинка к массе конструкционных материалов составляло 30:1.



Рис. 3.5. Внешний вид образца № 1 после измельчения

Таблица 3.6
 Результаты микрорентгеноспектрального анализа образца № 1

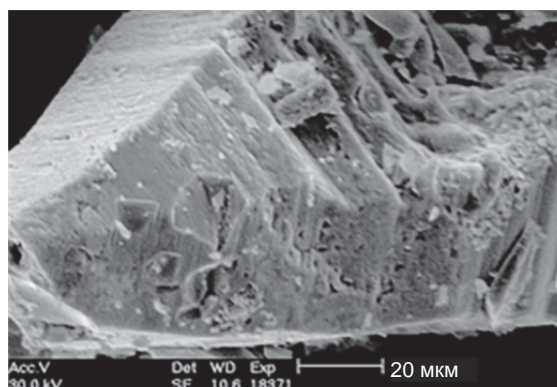
Элемент	Доля, %	
	массовая	атомная
TiK	0,17	0,22
CrK	1,33	1,64
FeK	8,08	9,29
NiK	0,41	0,45
ZnK	90,01	88,40
Всего	100	100



а



б



в

Рис. 3.6. Вид образца № 1 при разном увеличении (а, б, в)

Образец № 2 получен при растворении стали марки ЭП823 в цинке с соотношением 1:20 соответственно и с последующей операцией отгонки цинка. Отгонку цинка проводили в два этапа: два раза по 2 ч (вторая отгонка — контрольная).

Параметры процесса вакуумной отгонки при приготовлении второго образца:

Время выдержки 4 ч

Температура 810 °С

Разряжение в ячейке $1,01325 \cdot 10^5$ Па (1 атм)

Результаты вакуумной отгонки цинка из образца сплава цинка с конструкционным материалом (20:1):

Масса образца, г:

исходного (взятого на отгонку) 28,49

после вакуумной отгонки 1,70

После второй, контрольной, вакуумной отгонки масса образца не изменилась.

Образец № 2 представлял собой мелкодисперсный порошок чёрно-коричневого цвета. Его использовали без дополнительного измельчения. На рис. 3.7 показан вид образца № 2 при увеличении его электронным микроскопом во вторичных электронах.

Результаты микрорентгеноспектрального анализа показали, что данный образец состоит в основном из неоднородных частиц как по составу, так и по внешнему виду. Частицы игольчатого вида состоят преимущественно из железа и цинка с массовой долей более 60 и 9–12 % соответственно (табл. 3.7). Частицы в виде губки состоят преимущественно из цинка (более чем на 70 %). Хром локализуется в частицах богатых цинком.

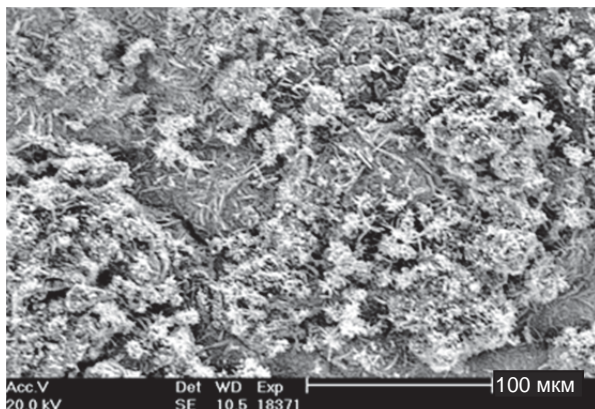


Рис. 3.7. Микроструктура образца № 2 во вторичных электронах

Таблица 3.7

Результаты микрорентгеноспектрального анализа образца № 2

Элемент	Доля, %	
	массовая	атомная
OK	25,46	52,52
SiK	9,45	11,11
NbL	4,33	1,54
VK	0,94	0,61
CrK	39,92	25,34
FeK	6,96	4,12
WL	5,42	0,97
ZnK	7,51	3,79
Всего	100	100

Результаты проведённых экспериментов по вакуумной отгонке цинка согласуются с данными, полученными другими авторами работ по вакуумной дистилляции цинка из его сплава с конструкционными материалами твэлов [3].

Дальнейшие работы рекомендуется направить на оптимизацию процесса вакуумной отгонки сплава цинка с конструкционными материалами твэлов и поиск методов обращения с полученными образцами как с одним из видов твёрдых радиоактивных отходов, образующихся в результате переработки отработавшего ядерного топлива.

Список литературы

- Осипенко А.Г., Кормилицын М.В., Кайров А.С. и др. Растворение металлической оболочки тепловыделяющих элементов в жидком цинке. — Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. С. 150–154.
- Мещеринова И.А., Зеленский Г.К., Велюханов В.П. и др. Хромистая сталь с повышенной коррозионной стойкостью для оболочек твэлов реактора со свинцовым

теплоносителем // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы, 2004. Вып. 1 (62). С. 146–152.

3. Готовчиков В.Т., Макаров В.И., Орехов В.Т. и др. Снятие оболочек облучённых твэлов // М.: Атомная энергия, 2005. Т. 99, вып. 4. С. 273–276.

М.А. Кузин, А.О. Макаров, П.В. Лакеев

ХИМИКО-СПЕКТРАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИМЕСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В КОНЦЕНТРИРОВАННЫХ СОЛЕВЫХ ПРОДУКТАХ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Определение содержания продуктов деления и примесных элементов в облучённом ядерном топливе и продуктах его переработки необходимо для проведения исследований в обоснование технологических процессов регенерации облучённого топлива пирохимическим методом и последующим контролем производства.

При этом возникает потребность анализа примесных элементов в пробах с высоким содержанием солей щелочных металлов. Определение ряда элементов, в первую очередь редкоземельных, возможно только после их отделения от солей щелочных металлов.

Целью работы являлась разработка способа выделения примесных элементов, включая продукты деления, из концентрированных солевых растворов при пирохимической переработке облучённого ядерного топлива.

Концентрацию примесей определяли атомно-эмиссионным спектральным методом на установке, включающей перчаточный защитный бокс со штативом, спектрометры СТЭ-1 и PGS-2, источник возбуждения спектров «Везувий-3» производства ООО «ВМК-Оптоэлектроника». Для спектрального анализа использовали электроды угольные графитизированные диаметром 6 мм. Растворы образцов сравнения и проб наносили на торцы электродов и упаривали до сухого остатка под инфракрасной лампой. Спектры возбуждали в дуге переменного тока и регистрировали на многоканальном анализаторе эмиссионных спектров производства ООО «ВМК-Оптоэлектроника». Сила переменного тока составила 12 А, время экспозиции — 30 с. Обработку эмиссионных спектров проводили в программном комплексе «Атом 3.3». Погрешность определения для разных групп определяемых элементов составила 15,0–35,0 %.

Исследования проводили в растворах сульфата и гидросульфата калия применительно к анализу оксидного отработавшего ядерного топлива, вскрываемого сплавлением с гидросульфатом калия.

Изучено соосаждение хрома, алюминия, свинца, железа, никеля, молибдена, меди, кальция, магния, европия, самария, гадолиния с карбонатами и гидрокарбонатами цинка, галлия, висмута, индия, скандия, стронция, ванадия, кадмия в водных растворах серной кислоты, сульфатов, гидросульфатов, хлоридов и нитратов калия с массовой концентрацией солей от 25 до 250 г/дм³.

С помощью методов математического планирования эксперимента были исследованы и найдены состав соосадителей, условия осаждения и растворения концентрата.

Показано, что соосаждение с карбонатами цинка, галлия, висмута при рН раствора 9,0–9,5 позволяет количественно выделить хром, алюминий, свинец, железо, никель, медь, европий, самарий, гадолиний из растворов сульфатов, гидросульфатов, хлоридов,

нитратов калия при массовой концентрации солей от 25 до 250 г/дм³. За счёт концентрирования примесных элементов пределы обнаружения снижены в 100–1000 раз.

В результате проведённых исследований была предложена следующая процедура выполнения анализа примесных элементов из растворов солей щелочных металлов:

♦ сплавление пробы облучённого ядерного топлива с KHSO_4 в присутствии соосаждителей, концентрация которых составляет, мг/дм³:

цинка.....	218
галлия.....	160
висмута.....	263

с последующим разложением полученного сплава до K_2SO_4 при температуре 600 °С в течение 4 ч;

- ♦ растворение прокалённого сплава в воде;
- ♦ введение в полученный раствор K_2CO_3 и $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$ с концентрацией 5,6 г/дм³ и 0,04 моль/дм³ соответственно;
- ♦ отделение осадка фильтрованием;
- ♦ промывка осадка водой;
- ♦ растворение на фильтре осадка в HNO_3 с концентрацией 8 моль/дм³ при температуре 80–90 °С.

Результаты проведённых исследований лягут в основу разработки и метрологической аттестации аналитической методики.

М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева, Л.А. Кубасова, Е.А. Ерин

РАДИАЦИОННАЯ И ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ КЕРАМИКИ НА ОСНОВЕ СТАННАТНОГО ПИРОХЛОРА

Кристаллические соединения сложных оксидов вида $\text{A}_2\text{B}_2\text{O}_7$ со структурой минерала пирохлора рассматриваются и интенсивно изучаются как перспективные матрицы для включения радиоактивных отходов [1]. Среди большого разнообразия искусственных пирохлоров значительный интерес вызывают фазы, образованные на основе олова. Олово — относительно доступный элемент-структурообразователь, а станнатные пирохлоры сравнительно легко и с большим выходом получают методом холодного прессования и спекания. Еще одно преимущество станнатных пирохлоров заключается в их меньшей критической температуре аморфизации по сравнению с наиболее популярными титанатными, цирконатными и смешанными (титанатно-цирконатными) пирохлорами. Наконец, станнатный пирохлор удобен для иммобилизации долгоживущего продукта деления — ^{126}Sn . Все это объясняет повышенный интерес исследователей к станнатным пирохлорам.

Для получения кюрийсодержащего станнатного пирохлора использовали оксиды SnO_2 и Gd_2O_3 , а также нитратный раствор препарата кюрия. К исходным оксидам, прокалённым при температуре до 500 °С, порционно, с последующей сушкой суспензии, добавляли нитратный раствор кюрия. Сухой остаток, аналогично, как и для модельного образца, денитрировали (при температуре 500 °С в течение 1 ч), кальцинировали (при температуре 800 °С в течение 1 ч) и прессовали в таблетки (диаметр пресс-формы составлял 6 мм, давление прессования — 200 МПа), которые обжигали при температуре 1400 °С в течение 4,5 ч. Изготовлено две керамические таблетки, параметры которых после обжига приведены в табл. 3.8, а химический состав — в табл. 3.9.

Таблица 3.8

**Результаты испытаний
фильтроэлементов
на имитаторах**

Высота, мм	Диаметр, мм	Объём, см ³	Площадь поверхности, см ²
1,56	5,78	0,041	0,808
1,54	5,82	0,041	0,814

Таблица 3.9

**Состав керамических образцов
на основе кюрийсодержащего
станнатного пирохлора**

Элемент	Массовая доля, %	Элемент	Массовая доля, %
Gd	44,23	²⁴⁸ Cm	0,0044
²⁴³ Cm	0,0006	²⁴³ Am	0,0002
²⁴⁴ Cm	3,00	²⁴⁰ Pu	0,4641
²⁴⁵ Cm	0,0838	Sn	35,32
²⁴⁶ Cm	0,2232	O	16,66
²⁴⁷ Cm	0,0005		

Дифрактограмма свежеприготовленного образца керамики (рис. 3.8) демонстрирует в интервале угла 2θ от 20 до 120 град хорошо сформированную фазу пирохлора с параметром кристаллической кубической решётки пирохлора $a = (10,474 \pm 0,006) \text{ \AA}$. Присутствуют также очень слабые рефлекссы фазы касситерита. Альфа-дублеты фазы пирохлора на больших и средних углах дифракционных отражений рентгенограммы имеют хорошую разрешённость и достаточно острые, что свидетельствует о высокой степени совершенства кристаллической структуры.

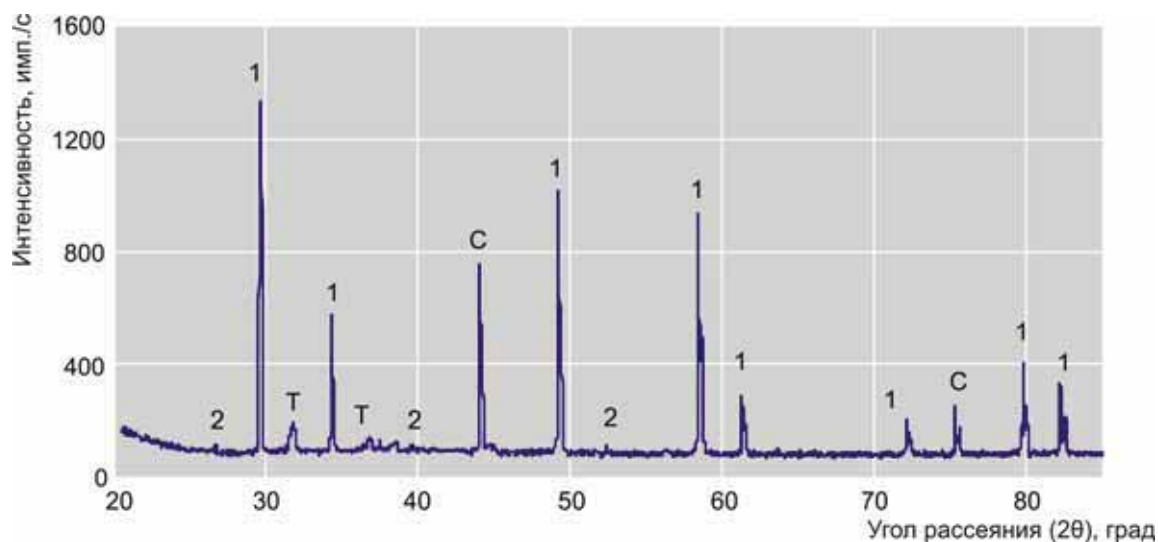


Рис. 3.8. Дифрактограмма свежеприготовленной таблетки станнатного пирохлора с кюрием: пирохлор (1), касситерит (2), алмаз (C), тефлон (T)

По мере возрастания повреждающей дозы дифракционная картина пирохлора закономерно ослабляется (рис. 3.9). Полная аморфизация наступает при накопленной дозе $1,0 \cdot 10^{19} \alpha$ -расп./г или 1,4 сна (примерно 1500 сут после синтеза керамики). При этом очень слабые рефлекссы касситерита присутствовали практически до самого окончания наблюдений.

Радиационное распухание кристаллической решётки пирохлора прослежено до дозы $5,5 \cdot 10^{18} \alpha$ -расп./г (рис. 3.10).

Наиболее интенсивное распухание фазы пирохлора наблюдалось в первые четыре месяца до дозы примерно $1,0 \cdot 10^{18} \alpha$ -расп./г. В дальнейшем оно замедлялось и выходило на насыщение с приростом значения параметра кристаллической решётки $\Delta a/a = 0,5 \%$ или примерно на 1,5 % по объёму кубической кристаллической решётки.

В результате наблюдения кинетики распухания станнатного пирохлора видно, что картина его распухания качественно идентична картине распухания пирохлоров на основе

титана и циркония. Во всех случаях наблюдается увеличение значений параметра кристаллической решётки пирохлора — от исходного до некоторого конечного значения, определяемого началом аморфизации. Имеющиеся различия касаются скорости набухания. Так, на начальных этапах, при сравнимых значениях накопленной дозы примерно $(0,8-0,9)10^{18}$ α -расп./г менее всего набухает титанатно-цирконатный пирохлор состава $Gd_{1,935}Sm_{0,065}TiZrO_7$ (увеличение объёма на 0,7 % от исходного значения) [2]. Станнатный пирохлор $Gd_{1,891}Sm_{0,091}Pu_{0,013}Sn_2O_7$ при этом набухает на 1,2 %, а титанатный — состава $(Ca_{0,89}Gd_{0,11})(U_{0,44}Hf_{0,23}Pu_{0,22}Gd_{0,11})Ti_2O_7$ [3] набухает ещё больше — на 1,6 %. Вероятно, причина этих различий объясняется различной скоростью залечивания радиационных дефектов, которая определяется химической природой пирохлоров.

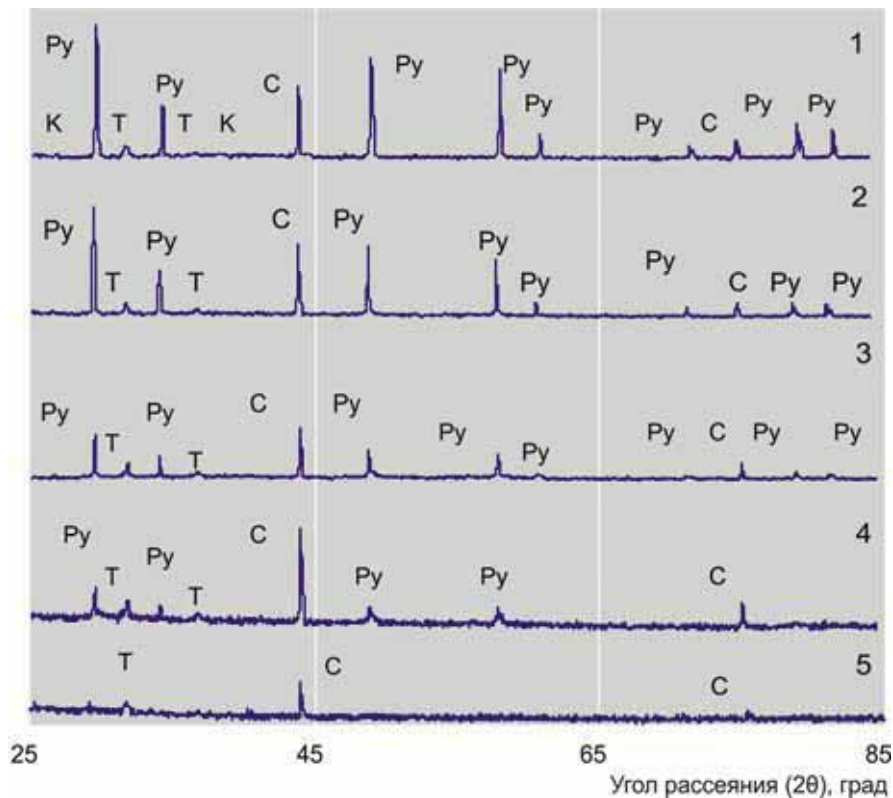


Рис. 3.9. Изменение дифракционной картины керамики на основе станнатного пирохлора: пирохлор (Py), тефлон (Т), алмаз (С) по мере накопления повреждающей дозы, $\times 10^{18}$ α -расп./г: 0,12 (1); 1,94 (2); 4,88 (3); 7,40 (4); 10,02 (5)

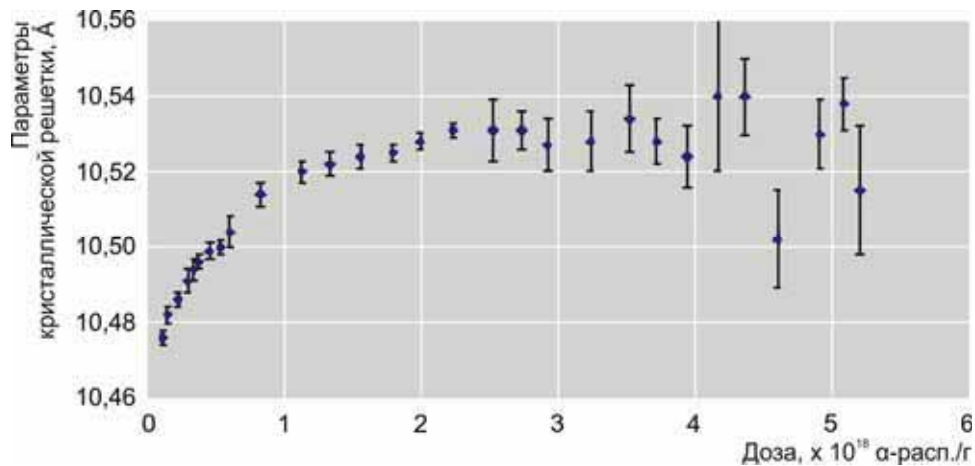


Рис. 3.10. Рентгеновское набухание станнатного пирохлора за 750 сут самооблучения

Как показано в табл. 3.10, сравнительная характеристика доз аморфизации титанатных пирохлоров в 1,5–2 раза меньше, чем титанатно-цирконатного пирохлора, и в 3–5 раз меньше, чем станнатного. В этом факте явно проявляется зависимость дозы от химического состава, а именно от природы основного каркасообразующего атома в структуре пирохлорового типа (титана, циркония, олова).

Таблица 3.10

Рентгеноаморфизация пирохлора различного состава при комнатной температуре

Химический состав	Доза аморфизации, α -расп./г	Литература
$Gd_2Ti_2O_7$	$3,4 \cdot 10^{18}$	[4]
$(Ca_{0,89} Gd_{0,11})(U_{0,44} Hf_{0,23} Pu_{0,22} Gd_{0,11})Ti_2O_7$	$3,0 \cdot 10^{18}$	[3]
$(Ca_{0,89} Gd_{0,11})(U_{0,44} Hf_{0,23} Pu_{0,22} Gd_{0,11})Ti_2O_7$	$2,0 \cdot 10^{18}$	[5]
$Gd_{1,935} Cm_{0,065} TiZrO_7$	$4,6 \cdot 10^{18}$	[2]
$Gd_{1,891} Cm_{0,091} Pu_{0,013} Sn_2O_7$	$1,0 \cdot 10^{19}$	Настоящая работа

Испытание химической стойкости проводили по методике МСС-1 [6], а подробное описание её приведено в более ранней работе авторов данной статьи [7].

В табл. 3.11 приведены значения скорости выщелачивания основных элементов из свежеприготовленного образца пирохлора.

Таблица 3.11

Скорость выщелачивания свежеприготовленного образца керамики со структурой станнатного пирохлора

Элемент	Время выщелачивания, сут	Скорость выщелачивания, г/(м ² ·сут)
Кюрий	3	$3,2 \cdot 10^{-1}$
	7	$2,5 \cdot 10^{-1}$
	14	$1,2 \cdot 10^{-1}$
Гадолиний	3	$4,2 \cdot 10^{-2}$
	7	$2,8 \cdot 10^{-2}$
	14	$1,6 \cdot 10^{-2}$
Олово	3	$2,9 \cdot 10^{-3}$
	7	$2,5 \cdot 10^{-3}$
	14	$1,9 \cdot 10^{-3}$

Установленные значения скорости выщелачивания для кюрия примерно в 10 раз выше, чем полученные ранее [3, 6] аналогичные данные для пирохлоров на основе элементов главной подгруппы четвертой группы периодической таблицы Д.И. Менделеева (титана, циркония, гафния). Очевидно, замена титана или циркония на олово закономерно приводит к незначительному повышению растворимости таких пирохлоров. Такая замена существенным образом не сказывается на показателях выщелачиваемости катионов M^{4+} , но тем не менее приводит к незначительному увеличению выхода трёхзарядных катионов, в данном случае, кюрия и гадолиния.

Список литературы

- Ewing R.C., Weber W.J., Lian J. Nuclear waste disposal-pyrochlore($A_2B_2O_7$): Nuclear waste form for the immobilization of plutonium and "minor" actinides // J. Appl. Phys., 2004. V. 95, № 11. P. 5949–5971.
- Yudintsev S.V., Lukinykh A.N., Tomilin S.V. et al. Alpha-decay induced amorphization of Cm-doped Gd_2TiZrO_7 // J. Nucl. Mater., 2009. V. 385. P. 200–203.

3. Волков Ю.Ф., Томилин С.В., Лукиных А.Н. и др. Изучение титанатной керамики на основе пирохлора как формы иммобилизации избыточного плутония. I. Радиационная устойчивость // Радиохимия, 2004. Т. 46, № 4. С. 322–328.
4. Weber W.J., Wald J.W., Matzke H. Effects of Self-Radiation Damage in Cm-doped $Gd_2Ti_2O_7$ and $CaZrTi_2O_7$ // J. Nucl. Mater., 1986. V. 138. P. 196–209.
5. Strachan D.M., Sheele R. D., Buck E.C. et al. Radiation damage effects in candidate titanates for Pu disposition: Pyrochlore // J. Nucl. Mater., 2005. V. 345. P. 109–135.
6. Standard Test Method for Static Leaching of Monolithic Waste Forms for Disposal of Radioactive Waste. — Pennsylvania (West Conshohocken): American Society for Testing Materials, 1998. С. 1220.
7. Волков Ю.Ф., Томилин С.В., Лукиных А.Н. и др. Изучение титанатной керамики на основе пирохлора как формы иммобилизации избыточного плутония. II. Гидролитическая устойчивость // Радиохимия, 2004. Т. 46, № 4. С. 329–333.

А.А. Лизин, С.В. Томилин

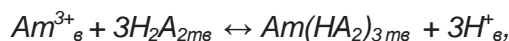
ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СОРБЕНТА LN-B200-S И ВОЗМОЖНОСТЬ ЕГО ПРИМЕНЕНИЯ В ДЕСТРУКТИВНОМ РАДИОХИМИЧЕСКОМ ИССЛЕДОВАНИИ ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Для безопасной эксплуатации ядерных реакторов, верификации топливных и трансмутационных расчётных кодов, обоснования использования новых топливных композиций необходимы радиохимические исследования облучённого ядерного топлива с целью установления состава нуклидов, определения их массового содержания и значения выгорания.

Одними из определяемых характеристик при радиохимическом анализе облучённого ядерного топлива являются изотопный состав и массовое содержание нуклидов трёхвалентных трансплутониевых и редкоземельных элементов, в частности америция, кюрия, неодима, церия, европия и т.д. Определение указанных параметров невозможно без их выделения из раствора облучённого ядерного топлива. В препаративной аналитической химии наибольшее распространение получил экстракционно-хроматографический метод. Главным элементом в экстракционной хроматографии является сорбент, представляющий собой порошок инертного гранулированного материала, импрегнированного экстрагентом. Применительно к задачам выделения фракции америция–кюрия–редкоземельного элемента в радиохимическом анализе отработавшего ядерного топлива наиболее подходящим является сорбент LN-B200-S, который представляет собой калиброванные гранулы полисорба (сополимера стирола и дивинилбензола без гидрофобных цепей), содержащие ди-2-этилгексил фосфорную кислоту с массовой долей 40 %.

Целью настоящей работы является изучение экстракционно-хроматографических свойств сорбента LN-B200-S в качестве кандидата при радиохимическом анализе облучённого ядерного топлива. В первой серии экспериментов на примере америция исследовали зависимость времени достижения равновесия в гетерогенной системе сорбент–раствор от концентрации азотной кислоты, составляющей 0,01–1,0 моль/л. В этом интервале концентрации азотной кислоты гетерогенная система достигает состояния равновесия в течение 60 мин. Используя полученные результаты, рассчитали равновесные

коэффициенты распределения (K_p) америция. Показано, что с увеличением концентрации азотной кислоты значения коэффициентов распределения америция уменьшаются. В логарифмических координатах «lg K_p –pH» полученная зависимость представляет собой прямую с тангенсом угла наклона равным 2,9. Из этого следует, что процесс сорбции америция протекает по катионообменному механизму в соответствии с уравнением



где в — водная фаза; тв — твёрдая фаза.

Полученные результаты позволяют выбрать концентрацию азотной кислоты на стадиях сорбции и десорбции трёхвалентных трансплутониевых элементов. На стадии сорбции можно порекомендовать HNO_3 с концентрацией 0,025–0,05 моль/л, на стадии десорбции — HNO_3 с концентрацией 1–2 моль/л.

Одним из важнейших показателей сорбентов являются величины: полная обменная ёмкость и ёмкость до проскока. Определение этих величин проводили в динамическом режиме с использованием двух модельных растворов:

1) на основе ^{157}Gd с молярной концентрацией $1,2 \cdot 10^{-2}$ моль/л, меченого ^{244}Cm с соотношением концентраций $C_{\text{Gd}} : C_{\text{Cm}} = 5,2 \cdot 10^4$;

2) на основе ^{152}Eu с концентрацией $1,3 \cdot 10^{-2}$ моль/л, меченого ^{241}Am с соотношением концентраций $C_{\text{Eu}} : C_{\text{Am}} = 1,9 \cdot 10^3$.

Из полученных кривых распределения были рассчитаны полная обменная ёмкость и ёмкость до проскока для модельных смесей гадолиния (^{244}Cm) и европия (^{241}Am). Полная обменная ёмкость рассчитана как максимально возможное количество ионов, сорбированных единицей массы сорбента. Значение обменной ёмкости до проскока определяется количеством ионов, поглощённых единицей массы сорбента до их проскока в раствор (табл. 3.12).

Таблица 3.12

Полная обменная ёмкость и ёмкость до проскока сорбента LN-B200-S

Нуклид	Полная обменная ёмкость, мг/г	Ёмкость до проскока, мг/г
Гадолиний (^{244}Cm)	47 ± 8	27 ± 5
Европий (^{241}Am)	36 ± 6	22 ± 4

Особый интерес представляет исследование радиационной устойчивости сорбента. Изучено влияние дозы внутреннего альфа-излучения, создаваемого сорбируемым ^{244}Cm с мощностью дозы 35 Гр/с, на значения коэффициента распределения, ёмкости полной и ёмкости до проскока с использованием ^{241}Am .

Полученные результаты показали, что до значения поглощённой дозы $8,4 \cdot 10^5$ Гр сорбент сохраняет свои экстракционно-хроматографические свойства. При превышении указанной поглощённой дозы значения коэффициентов распределения америция, полной обменной ёмкости и ёмкости до проскока симбатно уменьшаются.

На финальной стадии исследований с использованием сорбента LN-B200-S было проведено экстракционно-хроматографическое выделение фракции трансплутониевых и редкоземельных элементов из реального раствора, полученного при радиохимическом анализе облучённого топлива реактора РБМК-1000.

В выбранных режимах сорбции–десорбции америция–кюрия был достигнут их выход на уровне 99,8 % с хорошей очисткой от цезия, рутения, сурьмы, кобальта и т.д.

Таким образом, полученные результаты исследования сорбента LN-B200-S по экстракционно-хроматографическим свойствам, ёмкостным характеристикам, радиационной стойкости, воспроизводимости результатов создают предпосылки его широкого использования в практических целях выделения и очистки нуклидов актинидного и лантанидного семейств.

В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, Л.В. Нагайцева, Ю.С. Коновалова





4

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Одним из значимых событий отчётного года в области фундаментальных наук является решение Международного союза по чистой и прикладной химии, опубликованное 30 декабря 2015 года, о признании открытия 113-го, 115-го, 117-го и 118-го элементов Периодической системы Д.И. Менделеева, что позволило завершить её седьмой период и, безусловно, имеет огромное значение для понимания строения вещества. Приоритет в открытии последних трёх из перечисленных элементов отдан коллаборации Объединённого института ядерных исследований (г. Дубна, Россия) и Ливерморской национальной лаборатории (Калифорния, США). Роль АО «ГНЦ НИИАР» в этой работе нельзя недооценить, поскольку все мишени для синтеза новых элементов на основе кюрия-248 и берклия-249 были изготовлены в нашем институте, являющимся безусловным лидером в стране в области производства и исследования свойств трансплутониевых элементов.

В течение 2015 года продолжились эксперименты по исследованию кометы Чурюмова — Герасименко в рамках миссии Европейского космического агентства «Розетта». На посадочном модуле «Фила», предназначенном для исследования кометы, установлен альфа-протонно-рентгеновский спектрометр с источниками излучения на основе кюрия-244, изготовленными специалистами АО «ГНЦ НИИАР» ещё в 2004 году (рис. 4.1). Источники сохранили свою работоспособность во время длительного десятилетнего путешествия до цели назначения и обеспечивают землян информацией об элементарном составе вещества кометы.

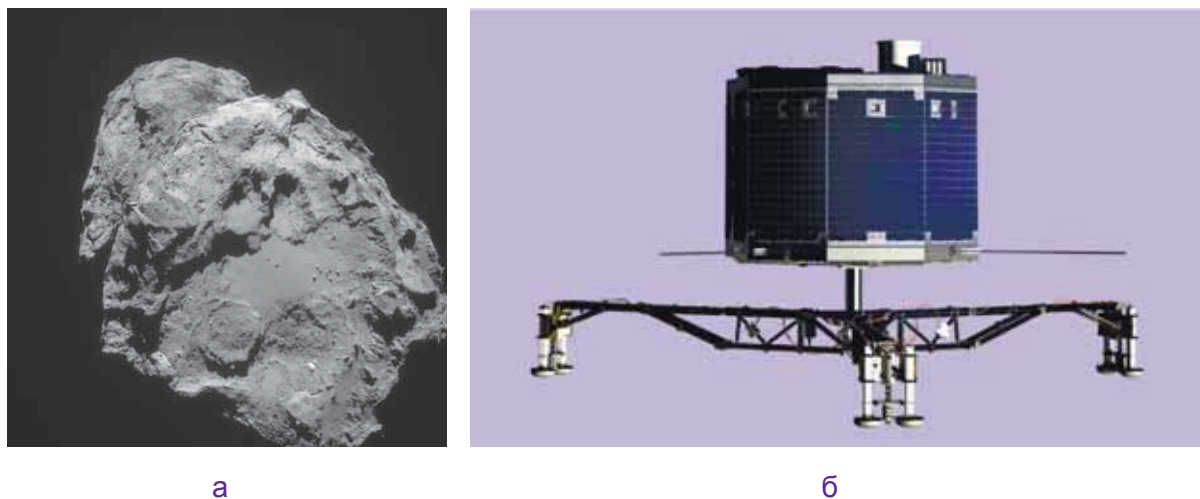


Рис. 4.1. Внешний вид кометы Чурюмова — Герасименко (а) и посадочного модуля «Фила» (б)

К важным результатам научно-исследовательских работ 2015 года стоит отнести результаты определения растворимости нитрата радия в растворах азотной кислоты*. Результаты выполненных экспериментов показали, что при увеличении массовой доли азотной кислоты от 61 до 96 % растворимость нитрата радия уменьшается примерно от 0,02 до $4 \cdot 10^{-4}$ г на 100 г раствора. Растворимость нитрата радия во всем исследованном диапазоне значений массовой доли азотной кислоты больше растворимости нитрата бария. Кривые растворимости нитратов радия и бария можно аппроксимировать эмпирическими уравнениями вида $\omega(\text{Me}(\text{NO}_3)_2) = a(\omega(\text{HNO}_3))^b$ с параметрами a и b , равными

* Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Кузнецов Р.А. и др. Растворимость нитрата радия в растворах азотной кислоты. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. — С. 205–206. — 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: 03.06.2016.

соответственно $3,0 \cdot 10^{-6}$ и $-9,0$ для радия, $1,6 \cdot 10^{-7}$ и $12,3$ для бария; с коэффициентами корреляции, равными соответственно для радия и бария $0,941$ и $0,977$, где Me в данном случае — радий или барий. Значимость этих результатов определяется тем, что они подтверждают возможность как совместной кристаллизации радия и бария, так и позволяют оценить степень очистки радия от бария. Операция кристаллизации рассматривается в качестве основной в разрабатываемой технологии производства радионуклидов актиния-225 и актиния-227, перспективных для получения иных альфа-излучателей медицинского назначения, в первую очередь радия-223 и радия-224.

С использованием разрабатываемой в АО «ГНЦ НИИАР» технологии в отчётном году были изготовлены, облучены и переработаны три мишени, содержащие по $40\text{--}50$ мг радия-226, что позволило выделить около 111 ГБк (3 Ки) тория-228 и около $7,4$ ГБк ($0,2$ Ки) актиния-227 с характеристиками, позволяющими периодически получать опытные партии $^{224}\text{RaCl}_2$ и $^{223}\text{RaCl}_2$ для медицинских нужд. Выполнены первые испытания разрабатываемых технологических процессов, получены первые партии препаратов радия-223 и радия-224. Исследование характеристик этих препаратов и наработка новых партий запланированы на 2016 год.

Структура продукции в 2015 году радикальных изменений не претерпела (рис. 4.2). Как и ранее, безусловным лидером продаж являлись иридий-192, селен-75 и калифорний-252, которые в совокупности обеспечили более 55% продаж. Существенный рост количества заказов наблюдался для калифорния-252 — более чем на 60% , для иридия-192 (диски) — на 10% . Однако объём заказов на источники иридия-192 и селена-75 в 2015 году снизился на $10\text{--}12\%$, что, видимо, связано с сокращением объёма строительства трубопроводов и иных крупных сооружений из-за экономического кризиса.

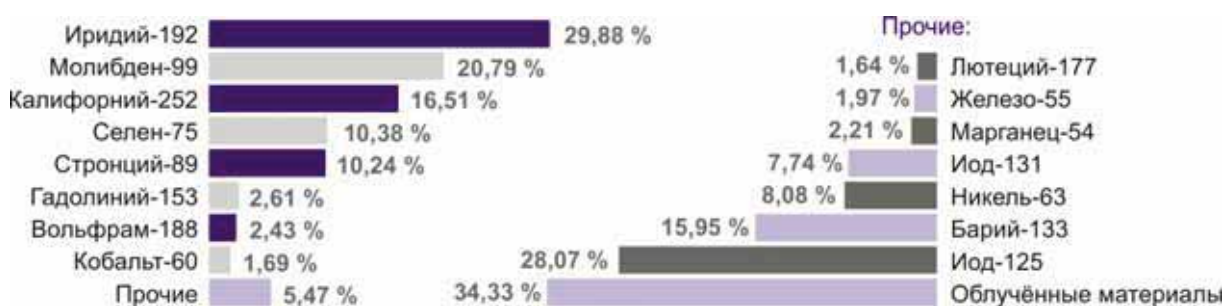


Рис. 4.2. Структура и объём продаж радионуклидной продукции

В отчётном году продолжено освоение производства молибдена-99, по объёму продаж этот продукт вышел на второе место. Переход к режиму одновременной переработки двух облучательных устройств (с калибровкой препарата на шестой день) и апробация режима переработки трёх облучательных устройств одновременно — важные результаты 2015 года. При переработке двух облучательных устройств активность нарабатываемой партии составляет $11,1\text{--}11,84$ ТБк ($300\text{--}320$ Ки). В этом режиме произведено более тридцати порций продукта. Режим переработки трёх облучательных устройств был использован дважды, при этом суммарная активность молибдена-99 достигла $16,65\text{--}17,39$ ТБк ($450\text{--}470$ Ки). Во всех случаях радионуклидная и радиохимическая чистота препарата соответствовала требованиям Европейской фармакопеи.

Вместе с тем увеличение активности молибдена-99 в поставляемой партии выявило проблемы при транспортировании. В частности, было установлено, что высокая активность радионуклида в фасовке приводит к интенсивному радиолитическому распаду раствора, в силу чего в процессе доставки в первичной капсуле существующей конструк-

ции повышается давление. Это приводит к резкому вскипанию раствора при вскрытии капсулы у заказчиков, что создает риск радиоактивного загрязнения оборудования и негативно отражается на качестве продукции (изменение pH раствора, интенсивное газовыделение при манипуляциях с раствором, образование осадков). Конструкция первичной ампулы была доработана, были введены ограничения на активность и объём раствора в порции. Принятые меры позволили стабилизировать качество продукта и устранить претензии заказчиков.

Объём заказов на поставку стронция-89 сохранился на уровне 2014 года (прирост составил около 3%). В 2015 году был фактически завершён начатый в прошлом году переход на новую схему производства стронция-89 — облучением в реакторе СМ стронция-88, однако в течение полугода этот радионуклид производился и старым способом — облучением в реакторе БОР-60 иттрия, но объёмы такого производства были незначительны. Это было сделано для удовлетворения потребности российских клиник в препарате стронция-89 на этапе регистрации в России продукта, произведённого из активационного стронция-89. В ноябре 2015 года регистрационное удостоверение Министерства здравоохранения Российской Федерации на новый продукт было получено, что является основанием в 2016 году полностью перевести производство препарата на одну технологию.

Важным результатом отчётного года является осуществление тестовых поставок иода-131 в Бразилию: по результатам тестирования АО «ГНЦ НИИАР» было допущено к участию в тендере на поставку в 2016 году до 74 ТБк (2000 Ки) препарата иода-131. Это позволит существенно повысить эффективность работы производственного участка, недавно прошедшего модернизацию в рамках инвестиционного проекта Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».

Проведена частичная модернизация и участка производства иода-125: заменены ответственные узлы оборудования, у которых закончился ресурс, осуществлён перенос систем управления установкой. В четвёртом квартале производство иода-125 было возобновлено. Спрос на данный радионуклид в 2015 году существенно вырос, в результате чего объём производства в течение четырёх месяцев отчётного года превысил объём производства, достигнутый в 2014 году, в два раза.

Анализ результатов работы за 2015 году показал, что дальнейший рост объёма производства и продаж радионуклидной продукции возможен в основном лишь за счёт увеличения наработки и продаж молибдена-99. Существенный прирост производства остальных радионуклидов при существующей структуре производства, диктуемой в первую очередь доступностью реакторных ресурсов и технологической (радиохимической) базы, практически невозможен. Очевидна потребность в модернизации активной зоны реактора СМ, предполагающей увеличение количества каналов для облучения без существенного снижения качества нейтронного потока. Вместе с тем сохраняется актуальность совершенствования действующих технологий и модернизации производства с целью его оптимизации, увеличения объёма продаж за счёт расширения номенклатуры производимой продукции.

В текущем году в рамках программы по разработке новых облучательных технологий для увеличения наработки иридия-192 в реакторах АО «ГНЦ НИИАР» в институте проведены расчётно-экспериментальные исследования по оптимизации использования облучательного ресурса реактора СМ для получения этого радионуклида массового спроса. После проведения исследований и полномасштабного реакторного эксперимента была оптимизирована схема загрузки иридия в каналы, обеспечивающая достижение требуемой удельной активности. В период с сентября по декабрь выполнены четыре цикла облучения иридия. В среднем загрузка иридия в канал увеличена на 10%. Оптимизация загрузки иридия позволила освободить часть высокопоточных каналов отражателя для наработки кобальта-60. Предложенная схема загрузки обеспечила увеличение скорости накопления этого радионуклида в каналах реактора до 17,76 Гбк/г (0,48 Ки/г) в сутки,

что в 1,9 раза больше, чем в ранее использовавшихся каналах. Результаты проведённых расчётно-экспериментальных исследований позволяют либо увеличить производительность иридия на 15 %, либо, при сохранении объёма производства иридия-192, увеличить, занимая ячейки с более высоким потоком нейтронов, среднюю по отражателю скорость накопления кобальта-60.

Работа по проекту комплексной модернизации и развития производства реакторных радионуклидов в АО «ГНЦ НИИАР» для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий выполнялась совместно с ФГБОУ ВПО «Ульяновский государственный университет». В процессе реализации проекта разрабатываются технологические процессы производства радионуклидной продукции:

- ◆ стронция-89 путём изготовления мишеней из изотопно-обогащённого стронция-88, облучения мишеней в реакторе и их последующей радиохимической переработки;
- ◆ лютеция-177 путём изготовления мишеней из изотопно-обогащённого лютеция-176, облучения мишеней в реакторе и последующей их радиохимической переработки;
- ◆ иттрия-90, основанного на периодическом радиохимическом выделении иттрия-90 из препарата стронция-90 и его очистке от радиоактивных примесей;
- ◆ тория-228 и актиния-227, основанных на изготовлении мишеней из радия-226, их облучении в реакторе и радиохимической переработке для выделения и очистки тория-228 и актиния-227;
- ◆ радия-223 и радия-224, основанных на их периодическом радиохимическом выделении из препаратов тория-228 и актиния-227;
- ◆ источников ионизирующих излучений на основе радионуклида кобальта-60;
- ◆ радионуклидного препарата иода-131;
- ◆ мишеней для наработки калифорния и трансплутониевых элементов.

В 2015 году были изготовлены основные элементы специализированного оборудования, предназначенного для реализации перечисленных технологических процессов. Выполнены предварительные испытания средств оснащения разрабатываемых технологических операций. Начаты работы по организации производства на модернизируемых и вновь создаваемых технологических участках. Завершить эти работы планируется в 2016 году.

Р.А. Кузнецов

МОДЕРНИЗАЦИЯ ПРОИЗВОДСТВА ИОДА-131 ИЗ ОБЛУЧЁННОГО ДИОКСИДА ТЕЛЛУРА*

Препараты на основе иода-131 широко используются в ядерной медицине: как диагностическое средство — для оценки функционального состояния щитовидной железы, её сканирования и сцинтиграфии при различных заболеваниях, в том числе для диагностики нарушения её функций; как терапевтический препарат — для лечения тиреотоксикоза при диффузном и многоузловом токсическом зобе, а также для лечения рака щитовидной железы и его метастаз.

Основным российским производителем иода-131 является АО «ГНЦ НИИАР», где участок по производству препарата функционирует с 2000 года. Здесь реализована схема получения иода-131, предполагающая облучение диоксида теллура в ядерном реакторе с последующим выделением иода-131 методом сухой дистилляции. Особенностью разработанной технологии является возможность проводить облучение мишеней с диоксидом теллура в двух реакторных установках РБТ и реакторе СМ. Это существенно увеличивает надёжность и стабильность функционирования всей производственной цепочки. Схема трансмутации ядер теллура приведена на рис. 4.3.

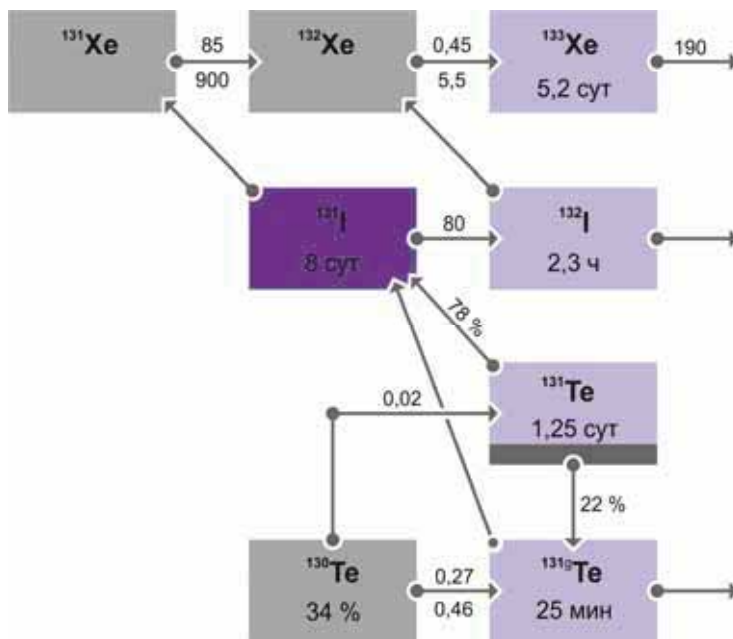


Рис. 4.3. Схема трансмутации ядер при облучении теллура с указанием периода полураспада и массовой доли элемента в стартовой смеси, где ■ — стабильный нуклид; ■, ■ — радионуклиды; ↓ — электронный захват, ↙ — β⁻-распад; $\xrightarrow{2,17}$ — тепловое сечение (n, γ)-реакции ($\times 10^{-24} \text{ см}^2$); $\xrightarrow{2,19}$ — резонансный интеграл ($\times 10^{-24} \text{ см}^2$)

Существует альтернативная технология получения препарата иода-131 как попутного продукта технологии производства молибдена-99 (иод-131, наряду с другими изотопами иода, образуется при делении урана-235). Основным недостатком этой альтернативной технологии — существенное содержание в конечном продукте других, как радиоактивных, так и нерадиоактивных, изотопов иода, что снижает специфичность терапии и увеличивает вероятность побочных эффектов.

Производительность функционирующего в институте участка изготовления препарата иода-131 определяется возможностями реакторной технологии и технологии переработки облучённых мишеней и составляет 740–925 ГБк (20–25 Ки) в неделю. Эта производительность обеспечивала до 2010 года потребности российских медицинских учреждений в данном препарате, однако в настоящее

* Работа выполнена в рамках проекта «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в АО «ГНЦ НИИАР» для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий», финансируемого из средств Министерства образования и науки Российской Федерации (договор № 02.G25.31.0015). — Прим. авт.

время этого объёма производимого препарата недостаточно: в связи с развитием ядерной медицины в России и организацией новых центров медицинской радиологии потребность в нём увеличивается. Растёт спрос на препарат иода-131 и за рубежом. Стоит отметить и тот факт, что к 2013 году большая часть технологического оборудования участка производства препарата иода-131 морально и физически устарела, выработали эксплуатационный ресурс её важные узлы и агрегаты. Это создает дополнительные риски при обеспечении регулярных поставок продукта в клиники и не обеспечивает увеличения производительности в соответствии с растущими потребностями рынка. Технологический процесс изготовления сердечников из таблетированного диоксида теллура территориально разбросан (прессование, отжиг и размещение таблеток в ампулы проводятся на разных участках), что отрицательно сказывается на качестве изделий и затрудняет проведение сквозного контроля. Кроме того, внедрённые сегодня в фармацевтическую практику правила производства лекарственных средств (GMP) диктуют необходимость приведения производства активных фармацевтических ингредиентов, к которым относится и иод-131, в соответствие этим требованиям. Перечисленные проблемы определили необходимость модернизации производства иода-131 в АО «ГНЦ НИИАР», которая и была успешно проведена.

Усовершенствование реакторной технологии

В связи с поставленной задачей увеличения объёма производства иода-131 проведена работа по совершенствованию реакторной и транспортной технологии облучения мишеней со стартовым материалом в виде диоксида теллура. Основным направлением этой работы стала разработка новой конструкции облучательного устройства с повышенным объёмом стартового материала и универсальностью его применения для различных типов каналов в реакторных установках РБТ и реакторе СМ.

Ранее иод-131 нарабатывался в мишенях с диоксидом теллура природного изотопного состава, которые размещались на облучение в одноразовых устройствах (позднее оболочки мишеней и устройств утилизировались). Такое устройство (рис. 4.4, а) представляло собой пучок из восьми мишеней диаметром 12 мм и с толщиной стенки 1 мм, собранных по окружности в виде беличьего колеса. А разработанная новая конструкция устройства (рис. 4.4, б) представляет собой тонкостенную цилиндрическую оболочку с перфорированным дном [1]. В верхней части облучательного устройства находится захват и замковое устройство, предохра-

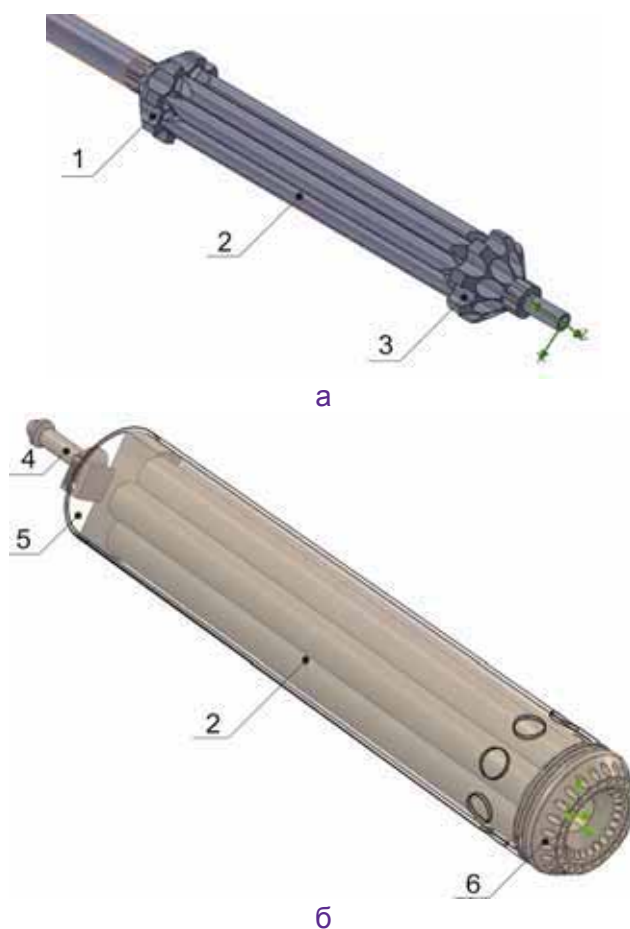


Рис. 4.4. Схема облучательного устройства прежней конструкции (а) и повышенной ёмкости (б): 1 — верхняя трубная решётка; 2 — мишень; 3 — нижняя трубная решётка; 4 — захват; 5 — цилиндрическая оболочка; 6 — перфорированное днище

няющее мишени от выпадения из корпуса устройства при транспортных операциях. Загрузка и выгрузка мишеней проводится дистанционно через открытый проём замкового устройства в радиационно-защитной камере. Загруженное устройство содержит семь мишеней с алюминиевой оболочкой диаметром 16 мм, длиной 235 мм, с толщиной стенки 1 мм. Конструкция нижней части устройства предусматривает его размещение как в облучательных каналах реакторов РБТ, так и в каналах отражателя реакторной установки СМ. Таблетки диоксида теллура свободно вставляются в цилиндрическую оболочку мишеней с зазором на диаметр 0,5 мм, торцевые детали герметично соединяются с цилиндрической оболочкой при помощи сварки, после чего проводится контроль герметичности. В качестве газовой среды в мишенях может использоваться гелий, аргон, воздух или их смеси. Внедрение данного устройства позволит практически удвоить выход полезного продукта без увеличения используемого реакторного ресурса и перейти к многократному применению облучательных устройств одинаковой конструкции в различных используемых для накопления иода-131 каналах реакторов РБТ-10, РБТ-6, СМ. Теплогидравлические расчёты показали, что разогрев стартового материала в новом устройстве при облучении в реакторах СМ и РБТ не превысит допустимых пределов. Максимальная расчётная температура в центре мишени составит 450 °С.

Изготовление таблеток диоксида теллура

Радионуклид иод-131 образуется при облучении теллура нейтронами ядерного реактора. В качестве стартового материала используется диоксид теллура природного изотопного состава. Из-за малого значения сечения ядерной реакции $^{130}\text{Te}(n, \gamma)^{131}\text{Te}(\beta)^{131}\text{I}$ для получения требуемого количества целевого изотопа приходится облучать сотни граммов диоксида теллура. В целях экономии реакторного ресурса материал облучается в компактном виде. Из специально изготовленных таблеток формируется сердечник реакторной мишени.

Увеличить наработку иода-131 можно за счёт увеличения загрузки стартового материала. Этого можно добиться, увеличив или количество облучательных устройств (мишеней), или загрузку стартового материала в каждую мишень. Первый способ ведёт к необходимости изготовления дополнительных облучательных устройств и увеличению числа используемых облучательных каналов. Поэтому усовершенствование и оптимизация параметров технологии изготовления таблеток (с целью увеличения плотности) для сборки сердечников мишени является актуальной задачей.

При модернизации производства проведены исследования процессов прессования и спекания таблеток. Технологическая схема изготовления таблеток приведена на рис. 4.5. Исходным материалом для изготовления таблеток является химически чистый, природного изотопного состава порошок оксида теллура. Требование к чистоте исходного сырья обусловлено высокими требованиями к чистоте конечного продукта — препарата иода-131. Насыпная плотность используемых порошков обычно составляет 1,25–1,55 г/см³. Подготовка порошка и использование связки при прессовании влияет на прочность таблеток и способствует улучшению качества поверхности. Последнее обстоятельство важно, так как по технологическому процессу не предусмотрена операция шлифовки спечённых таблеток. Для того чтобы избежать загрязнения таблеток примесями, в качестве связки и пластификатора были подобраны нейтральные связующие составы, которые при операциях сушки и спекания удаляются практически полностью (дистиллированная вода двойной перегонки). Отработку режимов прессования с целью получения максимальной плотности и стабильной правильной геометрии таблеток после спекания проводили на смеси и на каждом порошке отдельно. Оптимальный вариант соотношения в смеси порошков с разной насыпной плотностью — один к одному.

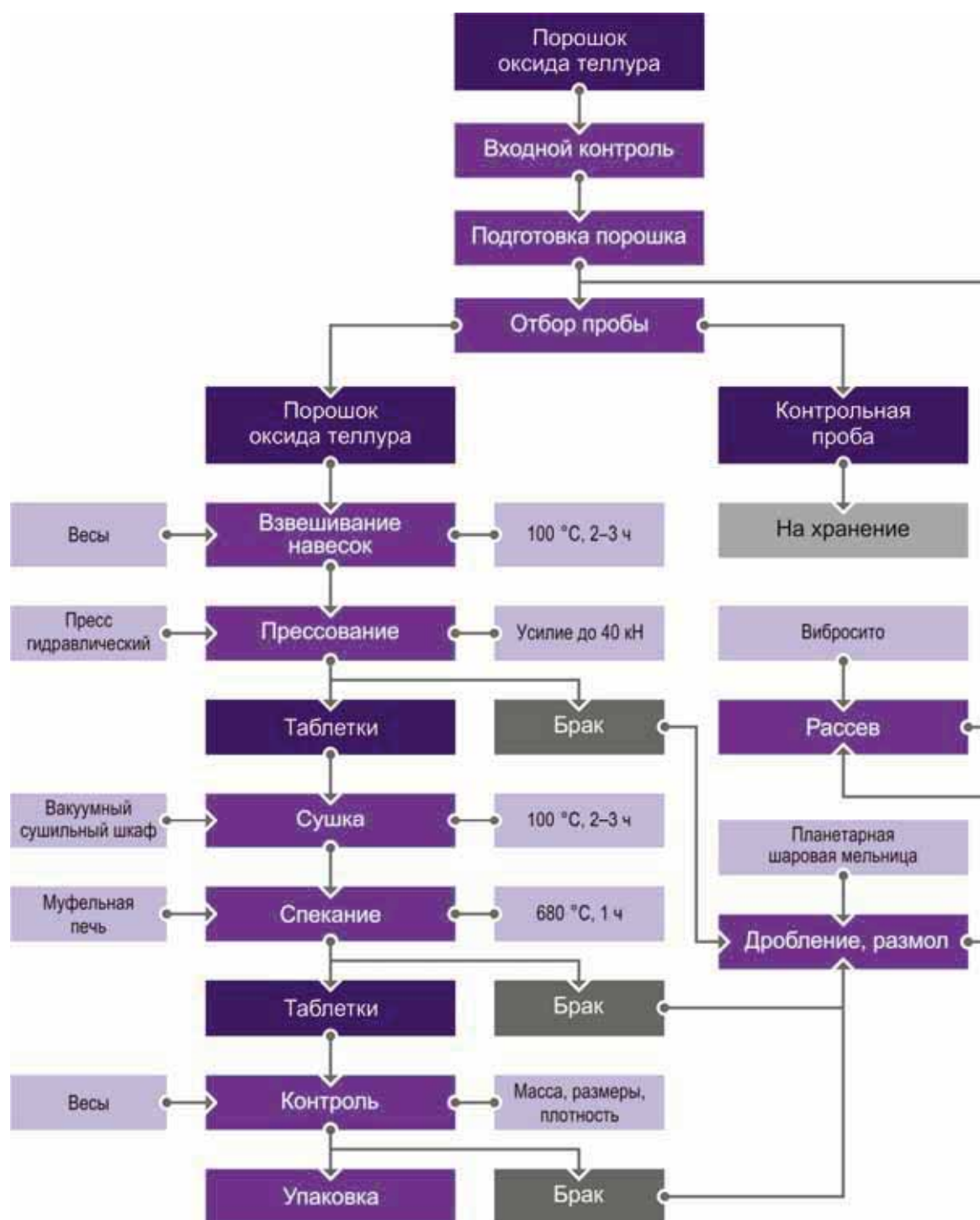


Рис. 4.5. Технологическая схема изготовления таблеток из оксида теллура

Данные по зависимости плотности таблеток от усилия прессования порошков с разной насыпной плотностью представлены на рис. 4.6. Для получения максимальной плотности необходимо прессование в диапазоне давления 127,4–176,4 МПа (1300–1800 кг/см²). Дальнейшее увеличение усилия прессования приводит к нарушению геометрических размеров и растрескиванию таблеток после спекания. Малое усилие приводит к получению непрочных таблеток и малой геометрической плотности. Спекание прессованных таблеток проводили после предварительной операции сушки при температуре около 100 °С в течение 2–3 ч. По результатам проведённых исследований определили оптимальные режимы

прессования и спекания таблеток, позволяющие достичь плотности материала не менее 80 % от теоретического значения — $5,4\text{--}6,2\text{ г/см}^3$ [2, 3]. Для организации работ по таблетированию материалов: диоксида теллура, карбоната стронция и других — и сборки реакторных мишеней был создан новый производственный участок, оснащённый самым современным оборудованием (рис. 4.7). Это позволило выполнять все технологические операции территориально в одном месте, что повысило и качество продукции, и производительность.

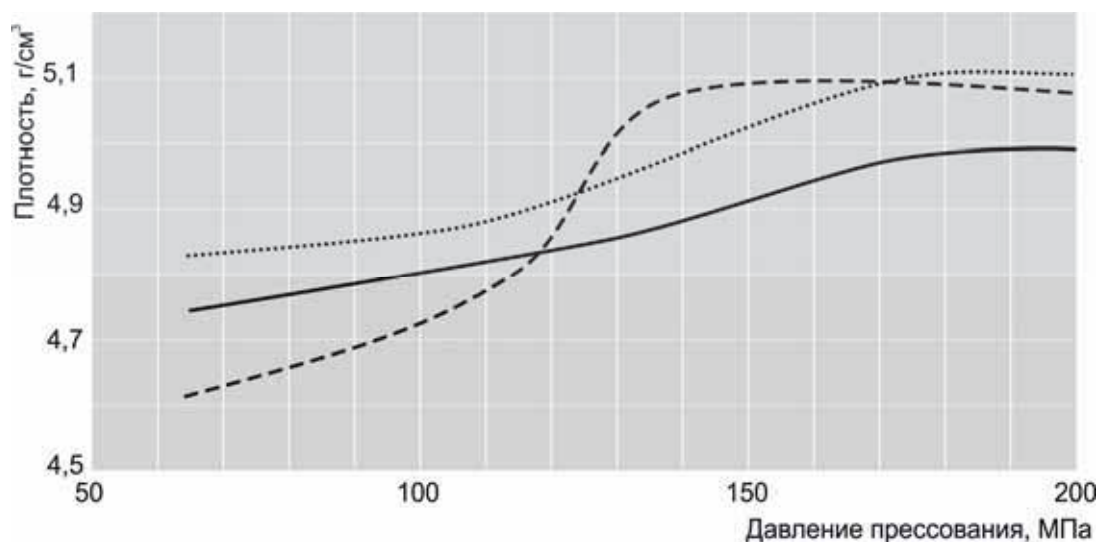


Рис. 4.6. Зависимость плотности спечённых таблеток от давления прессования при температуре спекания $680\text{ }^{\circ}\text{C}$ для порошков оксида теллура с насыпной плотностью $1,25\text{--}1,30$ (.....) и $1,50\text{--}1,55\text{ г/см}^3$ (——) и их смеси с соотношением 1:1 (— · — · —)



Рис. 4.7. Внешний вид одного из производственных помещений нового участка по изготовлению таблеток и сборки реакторных мишеней

Технологический процесс получения препарата и контроль процесса его изготовления

Для извлечения иода из облучённого диоксида теллура используется метод сухой отгонки, который имеет ряд преимуществ перед другими методами, таких как: простота (например, отсутствие стадий растворения и окисления), высокий выход и возможность получения растворов иода-131 с высокой объёмной активностью 555 ГБк/мл (до 15 Ки/мл). Препарат иода-131, полученный сухой отгонкой, имеет высокие показатели качества и не требует дополнительной очистки.

После облучения в реакторе и выдержки в течение 4–12 ч мишени доставляют на участок изготовления препарата. Облучённые таблетки извлекают из мишеней и подвергают прокалке в специальной герметичной печи при температуре плавления диоксида теллура. Летучий молекулярный иод выделяется из оксидной матрицы и вместе с воздухом-носителем поступает в адсорбер, где поглощается щелочным или карбонатным раствором. Полученный раствор представляет собой препарат иода-131. Обработку облучённого материала и получение препарата иода-131 проводят в герметичных радиационно-защитных боксах (рис. 4.8). Установка для сухой отгонки дублирована в двух идентичных боксах.



Рис. 4.8. Внешний вид одного из производственных помещений нового участка

В процессе современной модернизации на участке провели полную замену морально устаревшего и физически изношенного оборудования; актуализировали технологические инструкции и аналитические методики измерений, разработали аппаратно-программный комплекс «Досье-препарат», который в настоящее время проходит опытную эксплуатацию. Этот комплекс предназначен для регистрации, хранения и анализа данных о технологическом процессе производства препарата иода-131 (рис. 4.9).

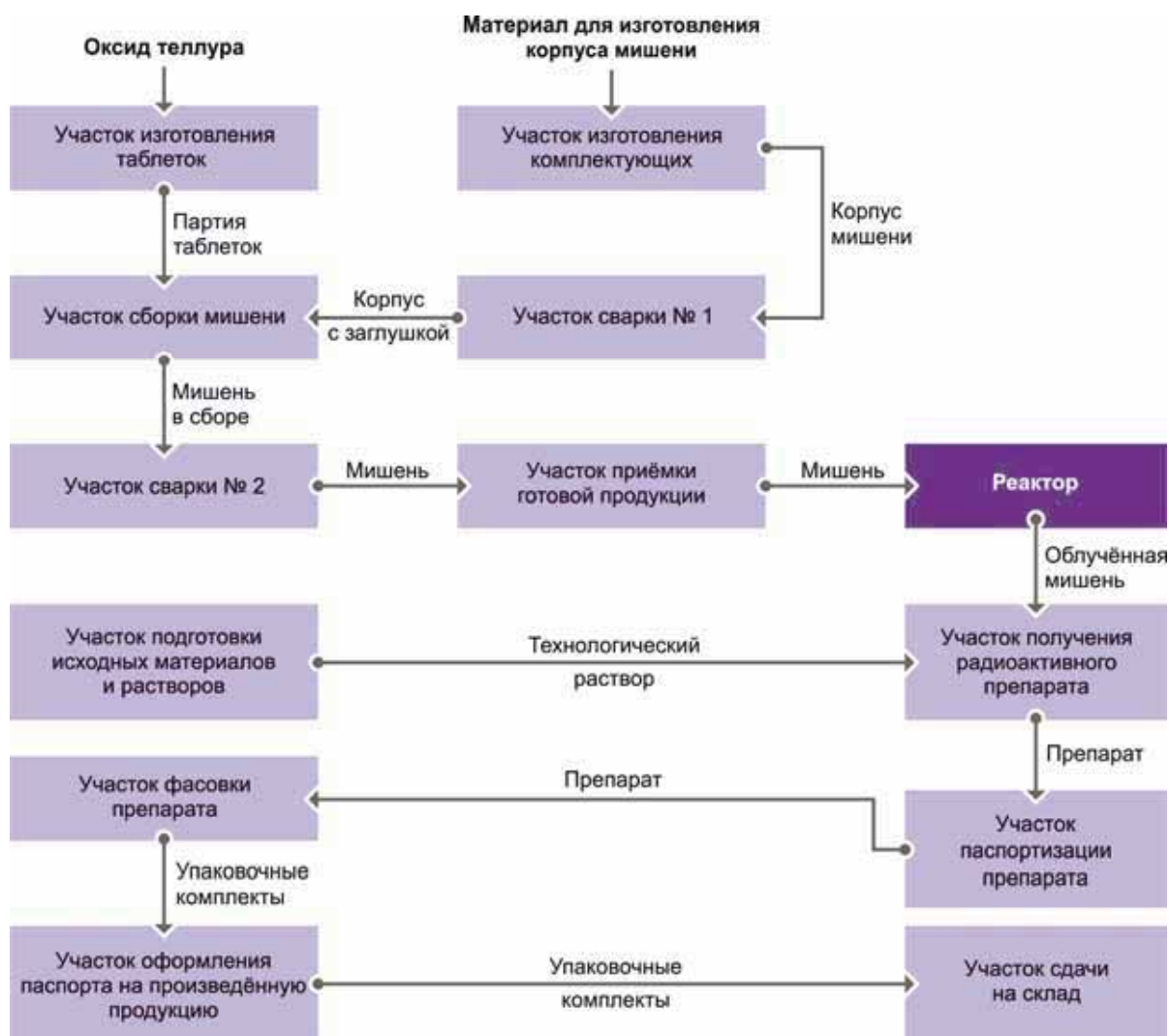


Рис. 4.9. Обобщённая схема взаимодействия производственных участков изготовления препарата йода-131

В качестве иллюстрации на рис. 4.10 представлена схема деятельности и объём вносимой в базу данных аппаратно-программного комплекса информации для конкретного производственного участка. Основными структурными элементами аппаратно-программного комплекса являются подсистемы: администрирования действий, выполняемых на различных этапах технологического процесса; управления пользователями; анализа совокупности записей о технологическом процессе; ввода исходных оцифрованных документов в базу данных; ввода данных; сопряжения оборудования с рабочими местами пользователей; хранения данных; формирования отчётов; вывода данных. В состав разрабатываемой системы будут включены следующие технологические компоненты:

- ◆ сервер базы данных, представляющий собой промышленную систему управления базами данных;
- ◆ локальная вычислительная сеть на базе технологии Ethernet, обеспечивающая передачу данных по протоколу TCP / IP на скорости не ниже 100 Мбит/с, или аналогичная.
- ◆ клиентские места сотрудников, получивших доступ к данным аппаратно-программного комплекса посредством технологии Intranet / Internet, представляющие собой автоматизированные рабочие места.

Рабочие места пользователей разделены на три типа: администратора, исследователя и пользователя.

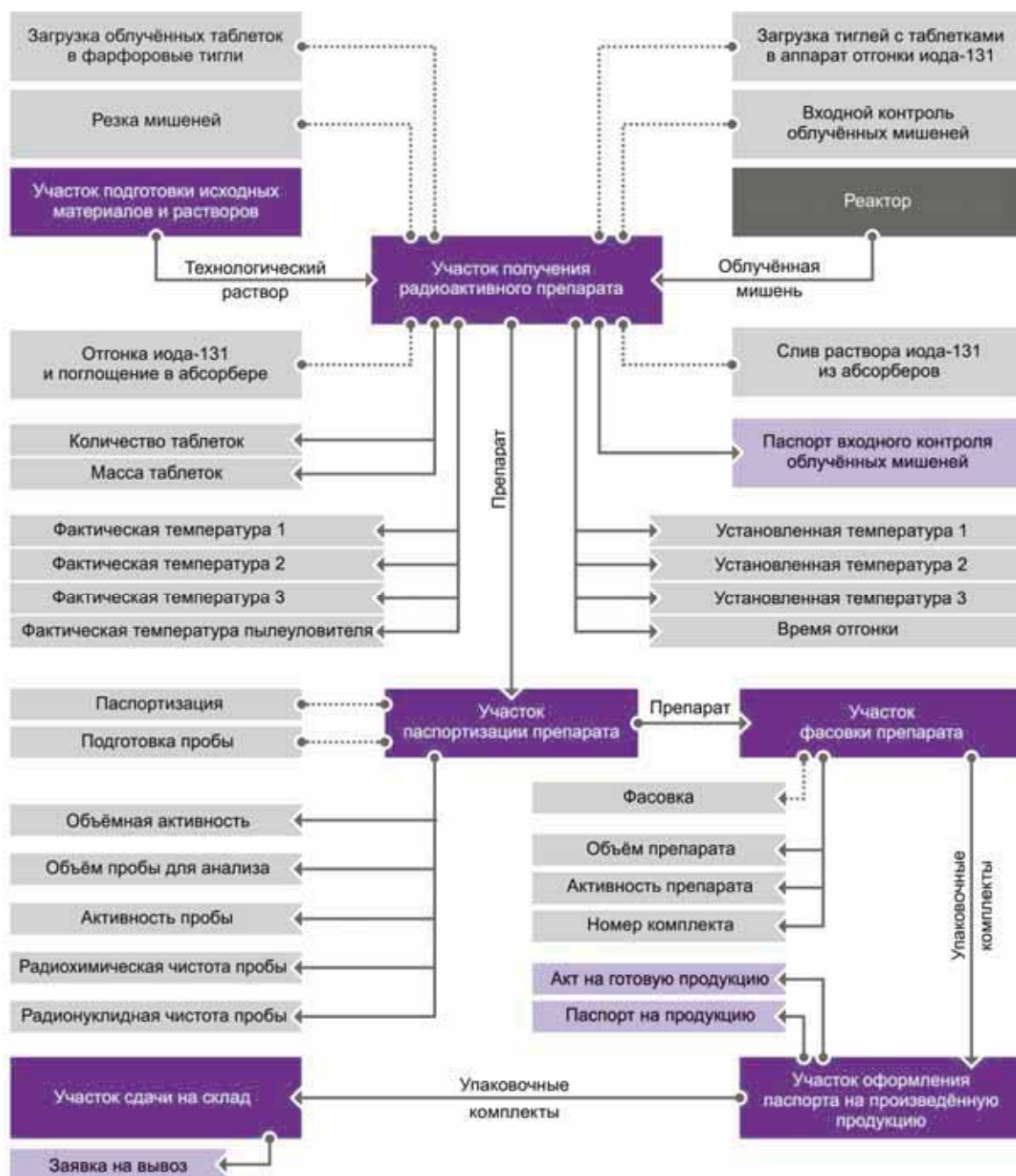


Рис. 4.10. Схема взаимодействия участков получения радиоактивного препарата, паспортизации препарата, фасовки препарата, оформления паспорта, сдачи на склад

Графически решение по структуре системы и подсистем аппаратно-программного комплекса изображено на рис. 4.11.

Комплекс технических средств представляет собой локальную вычислительную сеть, объединяющую сервер базы данных и рабочие места пользователей. На рабочих местах пользователей может быть установлено дополнительное оборудование, которое сопряжено с рабочими местами по одному из протоколов взаимодействия. В том случае, если оборудование не предполагает возможности сопряжения с рабочим местом пользователя в силу его закрытости и отсутствия каких-либо портов сопряжения,

предполагается, что показатели будут заноситься в аппаратно-программный комплекс в ручном режиме. Разрабатываемый аппаратно-программный комплекс обеспечивает возможность создания отчётов о производстве препарата йода-131 за период времени, заданный пользователем, о количестве не только использованных комплектующих указанного типа за период времени, заданный пользователем, но и материалов и параметров технологического процесса для конкретных партий мишеней или препарата. Таким образом, внедряемый аппаратно-программный комплекс является существенным шагом в направлении полного соблюдения правил производства активных фармацевтических ингредиентов, к которым относится и йод-131.

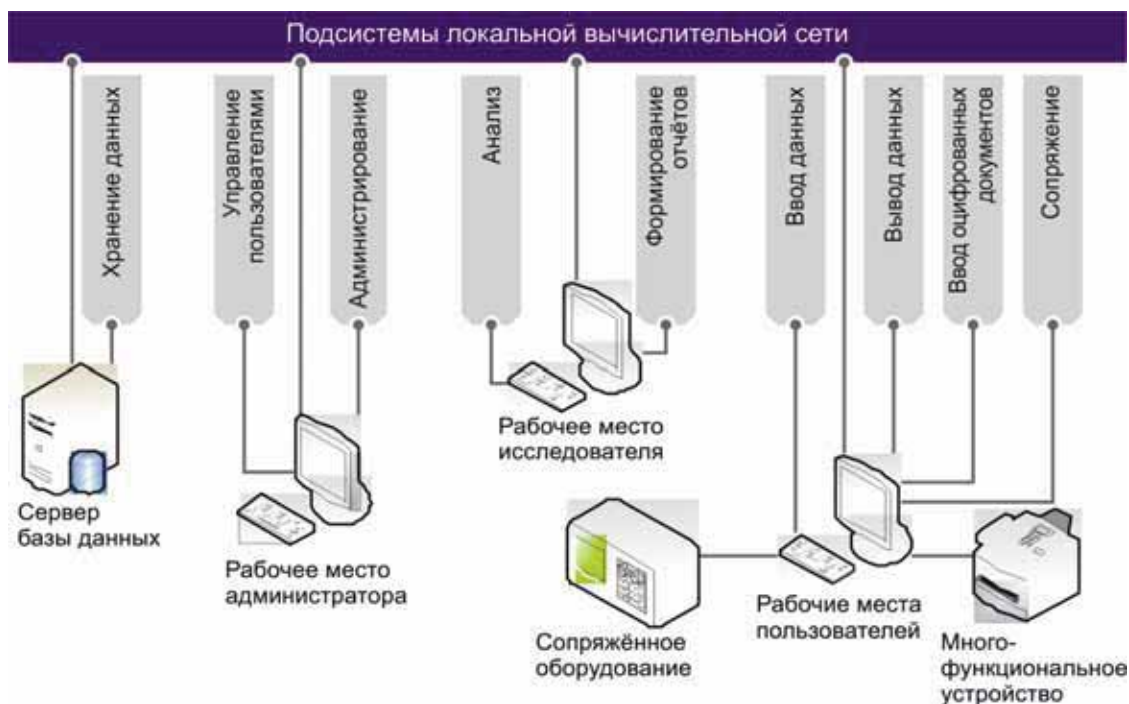


Рис. 4.11. Структурная схема системы и подсистем аппаратно-программного комплекса

Целью проведённой модернизации было увеличение производства препарата йода-131 до 1850 ГБк (50 Ки) в неделю (с семидневной калибровкой). Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

- 1) модернизирована реакторная технология получения йода-131, в рамках которой разработаны реакторные мишени повышенной ёмкости с оксидом теллура и унифицированные многоразовые облучательные устройства;
- 2) создан производственный участок изготовления предназначенных для облучения оксида теллура сердечников мишеней, на котором все операции технологического процесса изготовления сердечников мишеней выполняются в рамках единого производственного участка и который оснащён современным оборудованием (прессовым, термическим и прочим), позволяющим достигать требуемого качества изделий и автоматически регистрировать параметры технологического процесса;
- 3) разработана и реализована технология таблетирования оксида теллура на участке изготовления сердечников мишеней;
- 4) модернизирован участок изготовления препарата йода-131: произведена замена морально устаревшего и физически изношенного технологического оборудования участка;
- 5) разработан и внедряется аппаратно-программный комплекс «Досье-препарат», предназначенный для регистрации, хранения и анализа данных о технологическом процессе производства радионуклидного препарата йода-131.

Список литературы

1. Казаков Л.Л., Куприянов А.В., Малков А.П. и др. Модернизация реакторного процесса производства иода-131. — Годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 году). — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. — С. 165–167. — 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: 03.06.2016.
2. Кипарисов С.С., Либенсон Г.А. Порошковая металлургия. — М.: Металлургия, 1980.— 496 с.
3. Химическая энциклопедия: в 5 т. / под ред. И.Л. Кнунянца и др. — Т. 4. Полимерные материалы — Трипсин / под ред. Н.С. Зефирова и др. — М.: Советская энциклопедия, 1995. — 639 с.

В.А. Тарасов, Р.А. Кузнецов, Д.Г. Рыбин, Л.Л. Казаков,
А.С. Михеев, А.В. Куприянов, В.В. Пименов, В.А. Узигов, М.С. Каплина

ПОЛУЧЕНИЕ СТРОНЦИЯ-89 ИЗ СТРОНЦИЯ-88*

Препарат стронция $^{89}\text{SrCl}_2$ широко применяется в ядерной медицине для паллиативной терапии костных метастаз. До 2015 года основное производство стронция-89 в АО «ГНЦ НИИАР» базировалось на облучении оксида иттрия в реакторе БОР-60. Используемая пороговая реакция $^{89}\text{Y}(n, p)^{89}\text{Sr}$ (рис. 4.12) позволяет получать стронций-89 с минимальным содержанием примеси стронция-90.

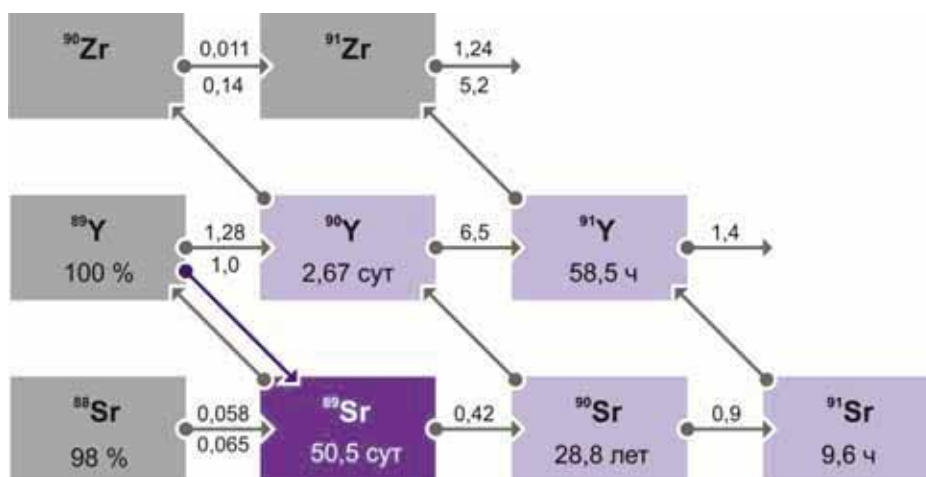


Рис. 4.12. Схема ядерных превращений при получении стронция-89 в ядерном реакторе с указанием периода полураспада и массовой доли элемента в стартовой смеси, где ■ — стабильный нуклид; ■, ■ — радионуклиды; \rightarrow — β^- -распад; \rightarrow — (n, p) -реакция; \rightarrow — тепловое сечение (n, γ) -реакции ($\times 10^{-24} \text{ см}^2$); \rightarrow — резонансный интеграл ($\times 10^{-24} \text{ см}^2$)

* Работа выполнена в рамках проекта «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в АО «ГНЦ НИИАР» для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий», финансируемого из средств Министерства образования и науки Российской Федерации (договор № 02.G25.31.0015). — Прим. авт.

С 2015 года облучательный ресурс реактора БОР-60 направлен на решение новых задач ядерной энергетики, в частности на испытания материалов и топлива для разрабатываемых типов реакторов. Поэтому была разработана технология производства стронция-89, основанная на облучении изотопно-обогащённого стронция-88, в высокопоточном тепловом реакторе СМ. Так как сечение производящей реакции $^{88}\text{Sr}(n,\gamma)^{89}\text{Sr}$ очень мало, для получения препарата с высокой удельной активностью требуется облучение стронция в наиболее высокопоточных устройствах, например в центральной нейтронной ловушке реактора СМ. Одновременно с целевым стронцием-89 в материале мишени нарабатывается радионуклид стронций-90 (см. рис. 4.12), а присутствие в стартовом материале изотопа стронция-84 даже в незначительном количестве приводит к образованию примеси радионуклида стронция-85. Массовая доля примесей радиоактивных изотопов стронция в препарате стронция-89 относительно активности основного радионуклида не должно превышать $2 \cdot 10^{-4}$ и $1 \cdot 10^{-3}$ % для стронция-90 и стронция-85 соответственно. Отделение изотопов стронция от целевого стронция-89 химическими методами после облучения невозможно, поэтому режимы облучения должны обеспечивать наработку радионуклидов стронция на уровне, соответствующем требованиям к препарату.

Поскольку существует дефицит высокопоточных облучательных объёмов — ячеек центральной ловушки реактора СМ — и стартовый материал должен быть в компактной форме, разработана технология изготовления таблеток карбоната путём прессования с последующим спеканием. По результатам расчётно-экспериментальных исследований обоснованы оптимальные режимы работы технологического оборудования, предназначенного для прессования таблеток, а также определены методы и приёмы подготовки порошка карбоната стронция к прессованию. Предварительные эксперименты позволили определить основные технологические операции по подготовке порошка и изготовлению таблеток, необходимые для разработки и изготовления оснастки (прессформы, матрица, пуансон), расчётные данные и состав необходимого оборудования.

Температурный режим спекания таблеток из порошка карбоната стронция определяется теми же факторами, что и для спекания оксидов основных металлов [1]: методами получения данного порошка (кристаллохимическое состояние) и температурой фазовых переходов. На стадии отработки технологии изготовления таблеток (с максимальной плотностью) были оптимизированы значения усилия прессования таблеток и температурный режим спекания. От усилия прессования зависит плотность исходных таблеток, которая в свою очередь определяет плотность конечных (спечённых) таблеток. При оптимизированных параметрах были получены хорошо воспроизводимые характеристики таблеток по плотности и геометрическим размерам. Отличие плотности таблеток от теоретической плотности карбоната составило менее 10 %. Параметры сердечников экспериментальных ампул, набранных из таблеток, приведены в табл. 4.1.

Таблица 4.1

Параметры сердечников экспериментальных ампул

Параметр	Номер ампулы			
	1	2	3	4
Материал таблеток	$^{88}\text{SrCO}_3$	$^{\text{nat}}\text{SrCO}_3$	$^{88}\text{SrCO}_3$	$^{88}\text{SrCO}_3$
Масса материала в сердечнике, г	1,60	2,52	1,62	1,66
Диаметр сердечника, мм	7,05	6,80	7,05	6,40
Длина сердечника, мм	18,35	22,95	16,9	15,6
Плотность, г/см ³	2,22	3,02	2,46	3,27

С целью уточнения сечений цепочки трансмутации было проведено моделирование облучения и ядерных превращений для нескольких экспериментальных ампул с карбонатом стронция: природного изотопного состава и обогащённого по изотопу стронция-88. Для определения нейтронно-физических характеристик в облучаемых объёмах проведён прецизионный расчёт по программе MCNP [2], использующей метод Монте-Карло. Была задана трёхмерная модель реакторной установки с реальной загрузкой каналов отражателя, ячеек активной зоны и центральной нейтронной ловушки. Регистрировались нейтронные функционалы — значения плотности потока нейтронов в четырёх энергетических группах; скорости (n, γ) -реакций на изотопах цепочки, позволяющие проверить используемые при расчёте трансмутации ядерные константы; скорости (n, γ) -реакции на кобальте-59 для определения температуры нейтронного газа. Моделирование превращений ядер при облучении нейтронами проводили с использованием программы ChainSolver [3]. Эта программа позволяет варьировать значения ядерных констант, определяющих скорость превращения ядер при облучении нейтронами. Исходные данные о сечениях ядерных реакций, использованные для расчёта выходов продуктов активации стронция, взяты из работы [4] и программы [5].

После облучения ампулы подвергали механической разделке, таблетки карбоната стронция растворяли в азотной кислоте. Растворы нитрата стронция отфильтровывали через фильтр «зелёная лента», от них отбирали аликвоты для измерения активности радионуклидов стронция (суммарная и удельная активность стронция-89, относительная активность стронция-85 и иттрия-90). В табл. 4.2 приведены расчётные и экспериментальные значения удельной активности стронция-89 и соотношение значений активности стронция-85 и стронция-89, а также стронция-90 и стронция-89. Приведённые в таблице сведения показывают хорошее совпадение расчётных и экспериментальных данных по удельной активности стронция-89, а также для соотношения значений активности стронция-85 и стронция-89. Это говорит о корректном определении нейтронно-физических характеристик в объёме облучаемого материала. Большое отличие (завышение приблизительно в три раза) расчётных значений соотношения активности стронция-90 и стронция-89 от экспериментальных объясняется недостоверными данными по сечению ядерной реакции $^{89}\text{Sr}(n, \gamma)^{90}\text{Sr}$ и свидетельствует о необходимости экспериментальных работ по уточнению этого параметра.

Таблица 4.2

Расчётные и экспериментальные данные по удельной активности стронция

Номер ампулы	$^{85}\text{Sr}/^{89}\text{Sr} \times 10^{-2}, \%$		$^{90}\text{Sr}/^{89}\text{Sr} \times 10^{-4}, \%$		Удельная активность стронция-89, Ки/г	
	Расчёт	Эксперимент	Расчёт	Эксперимент	Расчёт	Эксперимент
1	4,7	5,8	2,14	0,61	0,52	0,56
2	—	—	2,66	Около 0,4	0,43	0,47
3	4,6	4,6	2,78	0,9	0,61	0,58
4	4,4	4,4	2,89	1,04	0,62	0,68

На протяжении 2015 года проведено облучение более полусотни ампул с таблетками карбоната стронция. Суммарная активность произведённого стронция-89 на момент окончания облучения составила менее 3,7 ТБк (100 Ки).

Список литературы

1. Кипарисов С.С., Либенсон Г.А. Порошковая металлургия. — М.: Металлургия, 1980.— 496 с.
2. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C. / Editor Judith F. Briesmeister [Электронный ресурс]. — Report LA-13709-M. — Los Alamos, 18 December 2000. — 790 p. — Режим доступа: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>. Дата обращения: 08.06.2015.
3. Romanov E.G. Программа ChainSolver 2.20 [Электронный ресурс]: IAEA 1404 CHAIN-SOLVER 2.20, transmutation simulation of samples during irradiation in nuclear reactors. — Рубрика «Computer program services» раздела «Data Bank» официального сайта Агентства по ядерной энергии при Организации экономического сотрудничества и развития (Nuclear Energy Agency of Organisation for Economic Co-operation and Development). — Режим доступа: <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/iaea1404>. Дата обращения: 18.03.2016.
4. Mughabghab S.F. Atlas of Neutron Resonances, Resonance Parameters and Thermal Cross Sections $Z = 1-100$: 5th Edition. — Upton: National Nuclear Data Center Brookhaven National Laboratory USA, 2006. — 1372 с.
5. Программа JANIS 3.4 [Электронный ресурс]: NEA 1760 JANIS 4.0, a Java-based nuclear data display program. — Рубрика «Computer program services» раздела «Data Bank» официального сайта Агентства по ядерной энергии при Организации экономического сотрудничества и развития (Nuclear Energy Agency of Organisation for Economic Co-operation and Development). — Режим доступа: <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1760/>. Дата обращения: 18.03.2016.

*Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, Е.Г. Романов,
А.В. Куприянов, Л.Л. Казаков, Ю.П. Анохин*

ПОЛУЧЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ОБРАЗЦОВ АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

Радионуклидная терапия с использованием короткоживущих альфа-излучающих радионуклидов, таких как актиний-225, висмут-212 и висмут-213, торий-227, радий-223 и радий-224, свинец-212, рассматривается как перспективный метод лечения онкологических заболеваний. Одним из высокопроизводительных способов получения указанных выше радионуклидов является облучение радия-226 в высокопоточном ядерном реакторе. При этом происходит накопление актиния-227, тория-228 и тория-229, которые могут быть использованы в качестве материнских изотопов для получения короткоживущих альфа-излучателей (рис. 4.13). Целью данной работы было выделение опытных образцов актиния-227, тория-228, радий-223 и радия-224 из облучённого радия и определение их характеристик.

Одним из источников сырья для разрабатываемой технологии является радий-226, который входит в состав радиевых источников ионизирующего излучения и радона. Указанные источники активно изготавливали в середине XX века. К настоящему времени срок эксплуатации большинства таких источников истёк и они подлежат дорогостоящему захоронению. Поэтому в АО «ГНЦ НИИАР» разработали методики извлечения радия-226

из отработанных источников и очистки радия от примесей. Суть процесса заключается в растворении источника вместе с оболочками в царской водке^{*}, осаждении из полученного раствора нитрата радия и аффинажной очистке радия от примесей методом катионообменной хроматографии в присутствии этилендиаминтетрауксусной кислоты.

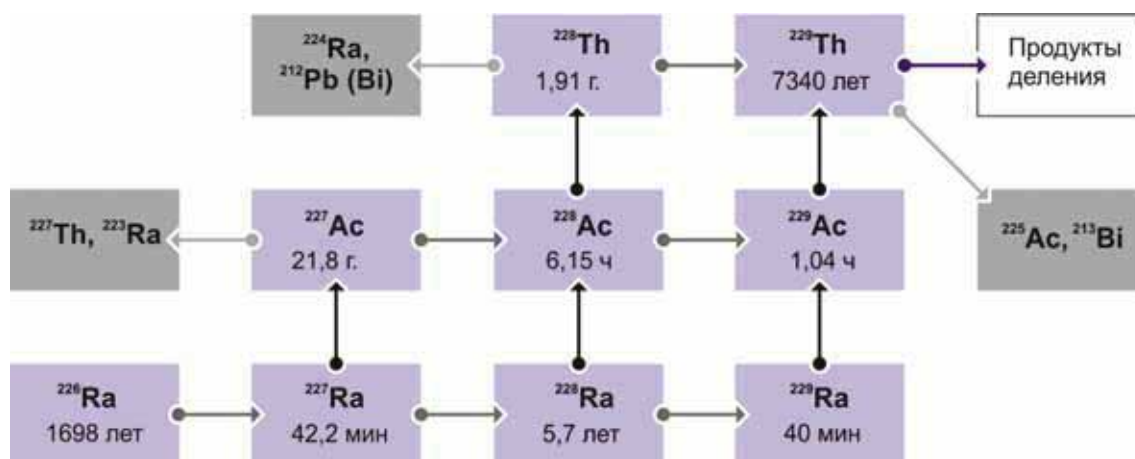


Рис. 4.13. Схема ядерных реакций, приводящих к образованию актиния-227, тория-228 и тория-229 при облучении радия-226 нейтронами [1], с указанием периода полураспада, где ■ — стабильный нуклид; ■ — радионуклид; ↑ — β^- -распад; ●→ — (n, f)-реакция; ●→ — (n, γ)-реакция

В результате апробации данной методики на источниках с оболочками из сплава платины и иридия получены экспериментальные образцы радия-226 с массовой долей примесей от 1 до 4 %. В качестве стартовой композиции для облучения радия было предложено использовать образующуюся при совместном прокаливании солей радия и свинца [2] смесь метаплюмбата радия и оксида синца (II). Двухвалентный свинец образует с радием ряд изоморфных соединений, и это его свойство используется при изготовлении мишени и последующей переработке облучённого материала для уменьшения потерь при работе с миллиграммовым количеством радия. Использование композитных мишеней также позволяет увеличить выход полезных продуктов активации на 30–40 % по сравнению с компактными образцами. Происходит это за счёт уменьшения эффекта резонансного самоэкранирования ядер радия-226.

Для изготовления сердечника радиевых мишеней к растворам нитрата радия добавляли рассчитанное количество нитрата свинца (II). Радий и свинец осаждали в виде $(\text{Ra}, \text{Pb})\text{CO}_3$, добавляя раствор K_2CO_3 , или в виде $(\text{Ra}, \text{Pb})(\text{NO}_3)_2$, добавляя концентрированную азотную кислоту. Полученные осадки для получения стартовой композиции прокаливали при температуре 600–800 °С. Состав опытных радиевых мишеней, условия их изготовления и облучения приведены в табл. 4.3.

В ходе проведённых экспериментов было установлено, что при высоких значениях температуры прокаливания распределение радия в радииво-свинцовой композиции может терять равномерность [3]. Точная причина этого пока не установлена, поэтому вопрос о температуре получения стартовой композиции остаётся открытым.

Отдельной проблемой при изготовлении радиевых мишеней является выбор материала и конструкции оболочек мишеней и способа упаковки стартовой композиции. Для того чтобы исключить попадание радиоактивного материала в первый контур реактора при разгерметизации мишени, обычно используется двухслойная (два барьера)

* Царская водка (лат. Aqua Regia, Aqua Regis, A.R.) — смесь концентрированных азотной и соляной кислот, взятых в соотношении один к трём по объёму. — Прим. ред.

упаковка стартового материала, где внешняя оболочка представляет собой герметичную ампулу из нержавеющей стали, титана или циркония. В первом эксперименте в качестве внутренней оболочки использовали негерметичную капсулу из кварцевого стекла, а для предотвращения рассыпания радия — пробку из кварцевой ваты. В дальнейших экспериментах было принято решение отказаться от кварца из-за его способности необратимо взаимодействовать с компонентами стартовой композиции с образованием силикатов, и для второго эксперимента была изготовлена капсула из реакторного графита с притёртой пробкой. Существенным недостатком этого способа упаковки оказалось значительное распухание капсулы после облучения. В настоящее время в качестве внутренней оболочки используют капсулу из нержавеющей стали.

Таблица 4.3

Характеристики опытных радиевых мишеней и условия их облучения

Параметр	Номер мишени				
	1	2	3	4	5
Масса в мишени, мг:					
радия	2,50	5,34	42,5	42,3	43,4
кислорода	72,2	70,7	75,9	74,3	75,5
свинца	928	905	905	883	898
Условия прокаливания:					
Состав осадка	(Ra, Pb)CO ₃		(Ra, Pb)(NO ₃) ₂		
Температура, °С	600	800	700	700	700
Время прокаливания, ч	4	8	4	4	4
Материал внутренней оболочки	Кварц	Графит	Нержавеющая сталь		
Место облучения	Нейтронная ловушка реактора СМ				
Время облучения, эфф. сут	25	19,5	19,4	19,0	19,5
Выдержка, сут	17	16	17	14	14

Чтобы короткоживущие радионуклиды распались, облучённый материал выдерживали 12–15 сут, затем растворяли и проводили фракционирование компонентов (рис. 4.14). Для отделения радия использовали процесс соосаждения нитрата радия с нитратом свинца. При этом полезные продукты активации радия, а именно: актиний-227 и торий-228, оставались в растворе. Разделение актиния и тория проводили методом анионообменной хроматографии с использованием анионита BioRad AG-1x8 в NO₃⁻-форме. Сорбцию тория проводили из азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л, а элюирование — той же кислотой только с концентрацией 0,5 моль/л. В этих условиях происходила очистка тория не только от актиния и остатков радия, но и от большинства осколков деления и продуктов активации оболочек.

В растворе, полученном после анионообменного выделения тория, основную активность составляли продукты активации компонентов нержавеющей стали, а именно: хром-51, железо-59 и кобальт-60. Также присутствовали следы радия-226, полония-210 и продукты активации примесей в стартовом материале. Выделение актиния-227 из данного раствора проводили методом экстракционной хроматографии с использованием сорбентов на основе ди(2-этилгексил)фосфорной кислоты (Д2ЭГФК), например Ln-Resin. Актиний сорбировали из соляной кислоты с концентрацией 0,015 моль/л и элюировали азотной кислотой с концентрацией 0,1–0,5 моль/л.

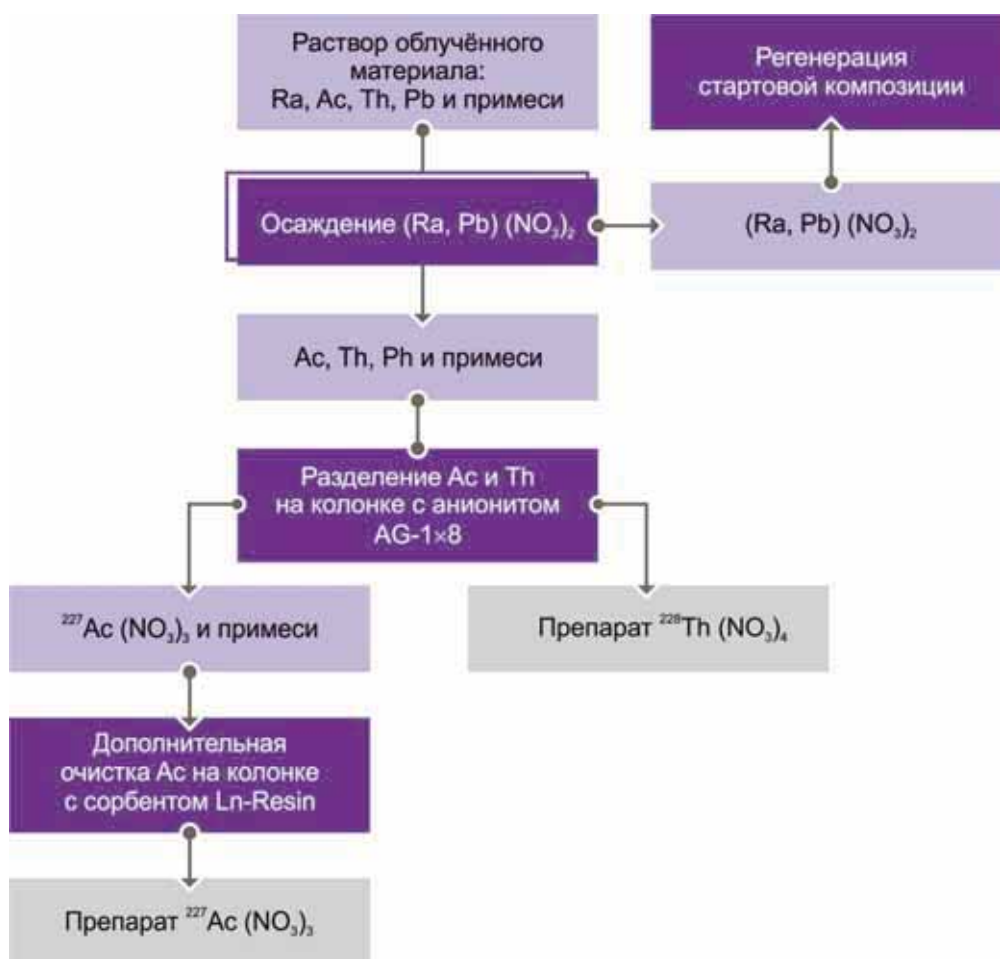


Рис. 4.14. Схема радиохимической переработки облучённого радия*

Для генерирования радия-223 из актиния-227 и радия-224 из тория-228 была предложена двухстадийная схема (рис. 4.15), имеющая схожий набор операций для обоих радионуклидов. На первой стадии в обоих случаях проводили отделение основной массы материнского радионуклида от радия. При получении радия-223 для этих целей использовали сорбцию актиния-227 и тория-227 на колонке с сорбентом Ln-Resin из соляной кислоты с концентрацией 0,015 моль/л с последующим элюированием актиния-227 азотной кислотой с концентрацией 0,5 моль/л. При получении радия-224 на первой стадии проводили сорбцию тория-228 на сильноосновном анионите AG-1x8 из азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л и последующее элюирование той же кислотой с концентрацией 0,1 моль/л.

На второй стадии проводили заключительную очистку радия от следов актиния-227 (тория-228) и других возможных примесей по практически одинаковой для обоих радионуклидов методике. Растворы радия-223, прошедшие через первую колонку, разбавляли рассчитанным объёмом ацетатно-аммиачного буферного раствора (с pH, равным 4,5), содержащего ЭДТА с концентрацией 0,02 моль/л. Для растворов радия-224 использовали упаривание с последующим растворением в аналогичном по составу растворе.

Полученные растворы пропускали через вторую колонку, содержащую 2,0 см³ катионообменной смолы BioRad AG-50x8 в NH₄⁺-форме. В этих условиях большинство примесей образуют с ЭДТА устойчивые комплексы и не удерживаются катионообменными смолами. Колонку последовательно промывали ацетатно-аммиачным буферным

* Сиреневым цветом выделены исходные вещества, серым цветом — полученные продукты, а фиолетовым — технологические операции. — Прим. ред.

раствором, дистиллированной водой и азотной кислотой с концентрацией 0,1 моль/л для удаления следов этилендиаминтетрауксусной кислоты и солей аммония. Элюирование радия проводили азотной кислотой с концентрацией 8 моль/л. Для перевода солей радия-223 и радия-224 в хлоридную форму упаривали азотнокислый раствор досуха и растворяли остаток от упаривания в соляной кислоте с концентрацией 0,05 моль/л.

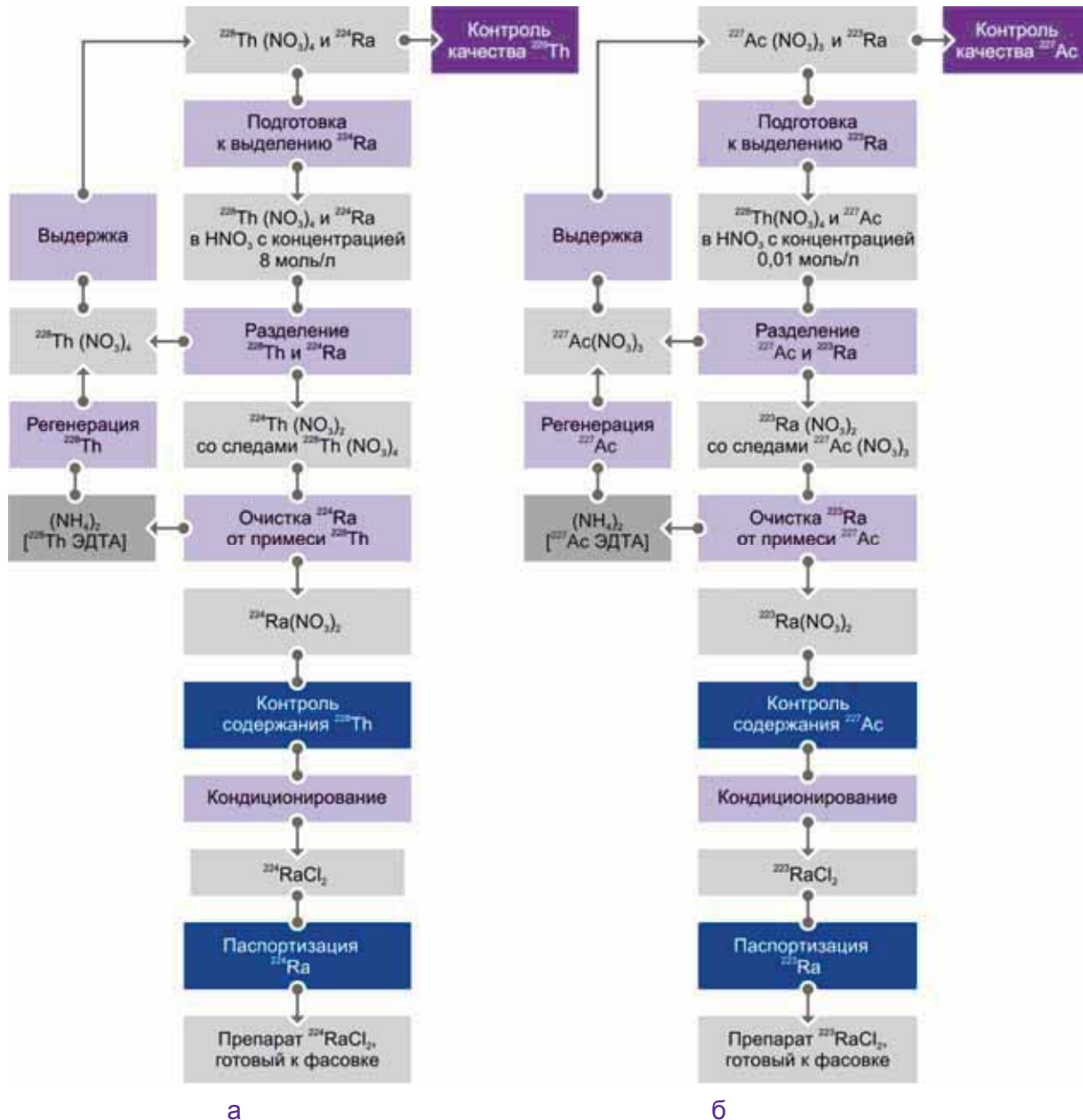


Рис. 4.15. Схема получения препаратов $^{224}\text{RaCl}_2$ (а) и $^{223}\text{RaCl}_2$ (б) *

Определение объёмной активности тория-228 и радия-226 в растворе облучённого материала и технологических растворах, полученных при фракционировании, проводили с помощью альфа-спектрометра, собранного на базе амплитудно-цифрового преобразователя АЦП-8К-В2, используя для регистрации альфа-частиц

* Сиреневым цветом выделены технологические операции, серым цветом — исходные вещества, синим — контрольные процедуры, а фиолетовым — процедуры периодические. — Прим. ред.

ионно-имплантированный детектор. Прямое измерение содержания актиния-227 данным методом возможно только в очищенном от примесей препарате. Определение активности актиния-227 во входной пробе проводили косвенным образом — по динамике накопления тория-227 и радия-223, а в очищенном препарате $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ — путём химического выделения. Препарат $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$, помимо тория-228, содержал изотопы тория-229 и тория-230, вклад которых в активность препарата чрезвычайно мал для их радиометрического измерения. Удельную активность тория-228 определяли методом масс-спектрометрии с использованием изотопного масс-спектрометра МИ1201В, оснащённого трёхленточным термоионизационным источником ионов и вторичным электронным множителем ВЭУ-2А. В результате радиохимической переработки облучённых радиевых мишеней был получен ряд образцов актиния-227 и тория-228, основные характеристики которых представлены в табл. 4.4 и 4.5.

Таблица 4.4

Характеристики экспериментальных образцов актиния-227

Параметр		Значение				
Номер партии		1	2	3	4	5
Внешний вид		Прозрачная бесцветная жидкость				
Химическая форма		$\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$				
Объём препарата, мл		150	42	45	100	100
Активность актиния-227 в препарате, МБк (мКи)		126 (3,4)	580 (16)	1710 (46)	1900 (51)	1580 (43)
Объёмная активность, МБк/мл (мКи/мл)		1,7 (0,023)	13,9 (0,38)	37,9 (1,02)	19,0 (0,51)	15,8 (0,43)
Отношение активности примесей к активности основного компонента, %	Радий-226	Не более $4 \cdot 10^{-2}$	Не более $6,9 \cdot 10^{-3}$	Не более 0,5	Не более $1,4 \cdot 10^{-2}$	Не более $2,1 \cdot 10^{-2}$
	Торий-228	Не более $6 \cdot 10^{-2}$	Не более $1,4 \cdot 10^{-2}$	Не более 0,5	Не более $2,0 \cdot 10^{-2}$	Не более $2,4 \cdot 10^{-2}$
	Хром-51	21,4	2,7	1,8	1,4	5,9
	Железо-59	0,17	$1,6 \cdot 10^{-2}$	0,01	Не более $2 \cdot 10^{-3}$	Не более 0,003
	Кобальт-60	0,02	—	Не более $4 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-3}$	Не более 0,001
	Остальные*	47 (лантан, церий, европий)	0,8	2,0	2,3	0,45
Концентрация растворителя (азотной кислоты), моль/л		0,5	0,25	0,5	0,5	0,5

* Здесь и далее в таблицах данной статьи под остальными примесями понимаются альфа- и гамма-излучающие радионуклиды, не являющиеся дочерними продуктами распада радия-226, актиния-227 и тория-228. — Прим. ред.

Таблица 4.5

Характеристики экспериментальных образцов тория-228

Параметр		Значение			
Номер партии		1	2	3	4
Внешний вид		Прозрачная бесцветная жидкость			
Химическая форма		Th(NO ₃) ₄			
Объём препарата, мл		100	800	1000	1000
Активность тория-228 в препарате, ГБк (Ки)		3,8 (0,104)	40 (1,08)	35 (0,95)	54 (1,46)
Объёмная активность, МБк/мл (мКи/мл)		1,7 (0,023)	13,9 (0,38)	37,9 (1,02)	19,0 (0,51)
Отношение активности примесей к активности основного компонента, %	Радий-226	Не более $6 \cdot 10^{-4}$	Не более $2 \cdot 10^{-2}$	Не более $4 \cdot 10^{-3}$	Не более $3 \cdot 10^{-3}$
	Актиний-227	–	Не более 0,73* (около 0,1)**	Не более 0,7*	Не более 0,1*
	Хром-51	0,83	Не более $5 \cdot 10^{-3}$	Не более $7 \cdot 10^{-3}$	Не более $9 \cdot 10^{-3}$
	Железо-59	Не более $9 \cdot 10^{-5}$	Не более $9 \cdot 10^{-3}$	Не более 0,01	Не более 0,02
	Кобальт-60	Не более $5 \cdot 10^{-5}$	Не более $4,4 \cdot 10^{-2}$	Не более 0,07	Не более 0,09
	Торий-228	3,4	6,1	5,8	6,5
	Остальные	0,36	–	–	–
Удельная активность тория-228, ТБк/г (Ки/г)		24,8 (670)	27,3 (738)	26,9 (727)	27,3 (737)
Концентрация растворителя (азотной кислоты), моль/л		0,05	0,1	0,1	0,1

* С химическим выделением.

** По отложенной пробе.

Для оперативного контроля объёмной активности радия-223 и радия-224 в технологических растворах применяли метод гамма-спектрометрии с использованием детектора из сверхчистого германия. Измерение объёмной активности опытных образцов проводили параллельно методами гамма- и альфа-спектрометрии. Определение отношения активности радия-226 и тория-228 к активности радия-224 проводили методом альфа-спектрометрии по результатам анализа отложенных проб после распада радия-224. Для определения отношения активности актиния-227 к активности радия-223 проводили его химическое выделение из аликвоты препарата методом катионообменной хроматографии на катионите BioRad AG-50x8 в присутствии ЭДТА. Отношение активности радия-226 к активности радия-223 определяли методом альфа-спектрометрии в исходном препарате, одновременно с измерением объёмной активности радия-223.

Концентрацию нерадиоактивных примесей бария, кальция, железа, хрома, никеля, свинца определяли методом атомно-эмиссионной спектрометрии. В результате был получен ряд образцов радия-223 и радия-224, основные характеристики которых представлены в табл. 4.6 и 4.7.

Таблица 4.6

Характеристики экспериментальных образцов радия-223

Параметр		Значение		
		1	2	3
Номер партии (образца)		1	2	3
Внешний вид		Прозрачная бесцветная жидкость		
Объём раствора, мл		5	20	20
Объёмная активность радия-224 (радия-223), Бк/мл		$2,82 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^7$	$3,86 \cdot 10^7$
Активность радия-224 (радия-223) в препарате, МБк (Ки)		1,41 (0,038)	220 (5,9)	772 (20,9)
Вид растворителя		HNO_3^*	HCl	HCl
Концентрация растворителя, моль/л		8	0,05	0,05
Отношение активности примесей к активности основного компонента, %	Радий-226	Менее 0,1	0,012	Не более $6,6 \cdot 10^{-2}$
	Актиний-227	Менее 3,5	Не более 0,03	Не более $3,1 \cdot 10^{-2}$
	Торий-228	–	–	Не более $1 \cdot 10^{-3}$
	Хром-51	Не более 0,36	Не более $5,5 \cdot 10^{-4}$	Не более 0,015
	Железо-59	Не более $7 \cdot 10^{-3}$	Не более $9,5 \cdot 10^{-4}$	Не более $5 \cdot 10^{-4}$
	Кобальт-60	Не более $4 \cdot 10^{-3}$	Не более $3,5 \cdot 10^{-4}$	Не более $2 \cdot 10^{-4}$
Отношение суммарной массы нерадиоактивных примесей к активности препарата, г/МБк (г/Ки)	Барий	–	Не более $125,8 (3,4 \cdot 10^{-3})$	$59,2 (1,6 \cdot 10^{-3})$
	Кальций	–	То же	Не более $125,8 (3,4 \cdot 10^{-3})$
	Железо	–	Не более $37 (1,0 \cdot 10^{-3})$	$51,8 (1,4 \cdot 10^{-4})$
	Хром	–	То же	$447,9 (6,7 \cdot 10^{-4})$
	Никель	–	»	Не более $355,2 (9,6 \cdot 10^{-5})$
	Свинец	–	»	$214,6 (5,8 \cdot 10^{-4})$

* Перевод нитратов в хлориды не проводили.

Таблица 4.7

Характеристики экспериментальных образцов радия-224

Параметр		Значение		
Номер партии (образца)		1	2	3
Внешний вид		Прозрачная бесцветная жидкость		
Объём раствора, мл		20	20	20
Объёмная активность радия-224 (радия-223), Бк/мл		$2,25 \cdot 10^5$	$2,51 \cdot 10^6$	$1,46 \cdot 10^7$
Активность радия-224 (радия-223) в препарате, МБк (Ки)		4,5 (0,11)	50,2 (1,34)	292 (7,9)
Вид растворителя		HNO ₃ *	HCl	HCl
Концентрация растворителя, моль/л		2	0,05	0,05
Отношение активности примесей к активности основного компонента, %	Радий-226	Менее 0,05	Не более 10^{-4}	Не более 0,02
	Актиний-227	Менее 0,42	Не более $3 \cdot 10^{-2}$	–
	Торий-228	Менее 0,04**	Не более $6 \cdot 10^{-4**}$	Не более 0,05
	Хром-51	0,05	Не более 0,2	Не более 0,15
	Железо-59	0,01	Не более 0,05	Не более 0,03
	Кобальт-60	0,02	Не более 0,025	Не более 0,02
Отношение суммарной массы нерадиоактивных примесей к активности препарата, г/МБк (г/Ки)	Барий	–	Не более 162,8 ($4,4 \cdot 10^{-3}$)	92,5 ($2,5 \cdot 10^{-3}$)
	Кальций	–	1073 (0,029)	То же
	Железо	–	162,8 ($4,4 \cdot 10^{-3}$)	28,12 ($7,6 \cdot 10^{-4}$)
	Хром	–	Не более 162,8 ($4,4 \cdot 10^{-3}$)	Не более 28,12 ($7,6 \cdot 10^{-4}$)
	Никель	–	То же	То же
	Свинец	–	162,8 ($4,4 \cdot 10^{-3}$)	»

* Перевод нитратов в хлориды не проводили.

** По отложенной пробе.

Работоспособность предложенного ранее способа получения альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения при облучении радия-226 была продемонстрирована с использованием миллиграммового количества облучённого радия. Разработаны и апробированы методики подготовки радия к облучению, радиохимической переработки облучённого материала с выделением и очисткой актиния-227 и тория-228, генериро-

вания радия-223 и радия-224. Получены экспериментальные образцы актиния-227, тория-228, радия-223 и радия-224 и определены их характеристики. Направление дальнейших исследований будет связано с промышленным применением технологии и совершенствованием аналитических методик контроля качества препаратов.

Список литературы

1. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л. и др. Получение альфа-излучающих нуклидов облучением радия-226 в высокопоточном реакторе СМ // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2015. Вып. 1. С. 23–30.
2. Патент 2436179 С3, Российская Федерация, ⁽⁵¹⁾МПК⁷ G21G1/02 (2006.01) [Электронный ресурс]. Стартовая композиция мишени на основе радия и способ её изготовления // П.С. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, Е.Г. Романов. — 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: 04.04.2016.
3. Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Кузнецов Р.А. и др. Исследование свойств барий-свинцовой композиции // Известия Самарского научного центра Российской академии наук. 2013. Т. 15. № 4. С. 1065–1072.

*Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, В.А. Тарасов, И.Л. Буткалюк,
Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, А.С. Куприянов, А.Ю. Баранов*

КОМПЛЕКС ПРОГРАММ ORIP_XXI ДЛЯ ПЛАНИРОВАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ИЗОТОПНОЙ ПРОДУКЦИИ

Радиоактивные изотопы находят всё более широкое применение в медицине, промышленности, прикладной и фундаментальной науке. Создание технологий получения и производства этих радионуклидов в экспериментальных облучательных устройствах исследовательских реакторов и изготовления источников ионизирующих излучений на основе радиоактивных изотопов является одним из приоритетных направлений деятельности АО «ГНЦ НИИАР». Исследовательские ядерные реакторы, имеющие высокую плотность потока нейтронов и позволяющие варьировать жёсткость спектра в широких пределах, являются уникальным средством для получения радионуклидов высокой активности. Но компьютерные программы для решения задач в области производства и применения радиоактивных изотопов, имеющиеся в настоящее время, либо недоступны в силу разных причин коммерческого характера, либо устарели и не допускают внесения изменений ни в исходные тексты кодов, ни в нейтронно-физические данные, которые используются этими программами для расчёта трансмутации.

Разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» комплекс программ *ORIP_XXI* [1] позволяет успешно анализировать, планировать и прогнозировать производство радионуклидов в высокопоточном ядерном реакторе, а также проводить расчёты, необходимые для безопасного хранения, транспортировки и утилизации радионуклидов (в отсутствии нейтронных потоков). В программе для моделирования ядерных превращений имеется возможность внесения пользователем изменений в данные, используемые для расчёта.

Программы можно использовать как для уточнения проверенных практической работой режимов накопления широко применяемых изотопов, так и для выбора новых перспективных нуклидов (например, для медицинского применения) и изучения способов их получения в реакторах. Также программы комплекса позволяют определять значения выхода неизбежно возникающих радиоактивных примесей в облучённом материале и на основании этой информации оптимизировать (с точки зрения минимизации примесей) производство за счёт выбора режимов облучения или изотопного состава стартовых материалов. Исследования, связанные с трансмутацией изотопов в отсутствии нейтронного поля, необходимы при решении задач по хранению, переработке и утилизации делящихся и радиоактивных материалов, в том числе облучённого ядерного топлива.

Комплекс ORIP_XXI включает основные программы, как-то: электронная карта нуклидов NKE, программа поиска цепочек ChainFinder и программа расчёта накопления ChainSolver; файлы констант (характеристики распадов, излучения, сечения нейтронных реакций, данные по выходам осколков деления и файл резонансных параметров); служебные утилиты.

Программа NKE предназначена для просмотра базовых ядерно-физических констант: периодов полураспада, сечений нейтронных реакций, данных о каналах распада, выходах осколков деления и прочего — и анализа информации о радиоактивных изотопах. Для создания файла данных комплекса программ использовались только открытые источники информации — библиотеки ядерно-физических констант и доступные публикации [2–10]. Главный вид экрана программы (рис. 4.16) — карта нуклидов, действия с которой (двойное нажатие клавиши мыши, выбор пунктов меню) служат для вызова пользователем различных подпрограмм. Отображаемые данные включают в себя информацию о химических элементах; свойствах основного и метастабильных состояний нуклидов (период распада, каналы распада в процентах); спектрах альфа-, бета-, гамма-частиц, электронов и позитронов, обусловленных радиоактивным распадом; выходе продуктов деления для различных делящихся ядер в быстром и тепловом спектрах нейтронов; тепловых сечениях и резонансных интегралах (захвата и деления), а также об усреднённых по спектру нейтронов деления сечениях пороговых (n, p)-, (n, α)-, (n, 2n)-, (n, n')-, (n, γ)-реакций.

Программа позволяет формировать сложный запрос для анализа всей информации, хранящейся в файле данных комплекса ORIP_XXI. Специальный диалог (рис. 4.17) помогает сформулировать условия отбора, описывающие, какие именно изомерные состояния должны быть представлены в выборке. Пользователь может задать условия отбора как для одной, так и для нескольких характеристик изотопов. Например, на рис. 4.17 показаны условия отбора, когда требуется выбрать изотопы-источники β^- -частиц, у которых радиоактивный распад не сопровождается излучением гамма-квантов. Такие нуклиды могут оказаться чрезвычайно перспективными для медицинского применения.

В новой версии программы NKE реализована возможность фильтрации данных с учётом характеристик дочерних продуктов спонтанного радиоактивного распада. Имеются версии программы NKE для устройств, работающих под управлением операционных систем Windows Mobile и Android.

Главное назначение программы ChainFinder — поиск цепочек радиоактивных нуклидов, которые могут быть реализованы при решении задач накопления изотопов в потоках нейтронов атомных реакторов. В программе ChainFinder задаются стартовый и конечный изотопы, и программа самостоятельно, используя файл данных комплекса программ ORIP_XXI, пытается построить цепочки ядерных превращений (рис. 4.18). При поиске цепочек можно учитывать или не учитывать реакции распада, захвата и деления (в спектре тепловых нейтронов) и пороговые реакции (в спектре быстрых нейтронов). Интересным примером применения программы в практической работе может служить случай, когда выясняются пути накопления изотопа урана-234 в топливе

атомных реакторов, при этом в качестве основного стартового изотопа выбирается уран-235 или уран-238.



Рис. 4.16. Общий вид окна программы NKE (с легендой)

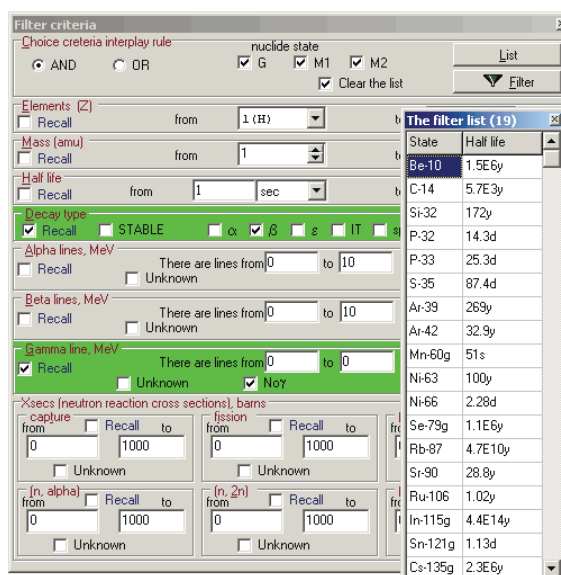


Рис. 4.17. Вид окна фильтра программы NKE при выполнении отбора состояний нуклидов

Программа *ChainSolver* предназначена для выполнения расчётов, проводимых на заключительном этапе перед облучением или перед поставкой полученных изотопов заказчику. В расчётах могут учитываться эффекты самоэкранирования резонансов сечения поглощения нуклидов, депрессия потока тепловых нейтронов во время облучения и детальный график облучения (график работы реактора и перестановок облучаемой мишени в различные позиции). Подобные расчёты исключительно трудоёмки, так как для каждого этапа облучения данные по его потокам нейтронов, сечениям реакций, времени облучения и составу исходных продуктов должны просчитываться отдельно. Главное приближение, принимаемое при расчёте трансмутации, — предположение об отсутствии влияния изменений состава облучаемого материала на характеристики реактора как источника нейтронов.

Интерфейс программы *Chain-Solver* построен на основе визуальной компоненты Delphi, предназначенной для отображения нескольких страниц на одной форме. Каждая страница служит для решения некоторой группы задач, необходимых для расчёта накопления.

Страница «Chain» программы (рис. 4.19, а) позволяет создавать, изменять состав и редактировать цепочку трансмутации. Под редактированием понимается изменение характеристик состояний цепочки или связей между состояниями. Возможно автоматическое построение

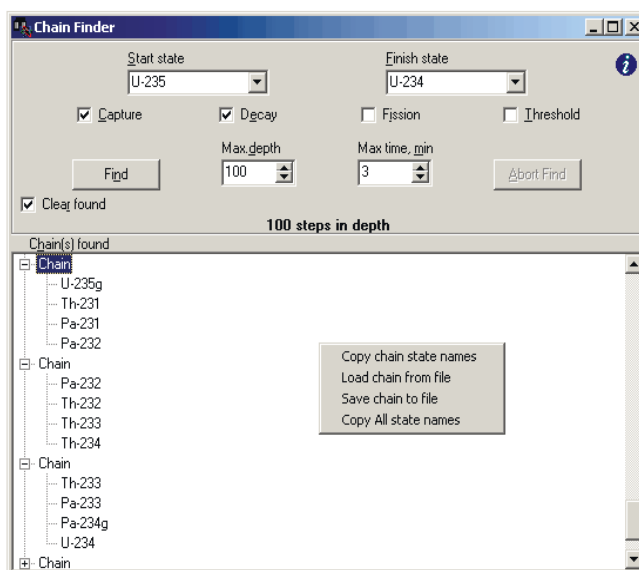


Рис. 4.18. Общий вид окна программы ChainFinder

связей между нуклидами, которые уже есть в цепочке, и вновь добавляемым нуклидом. Ядерно-физические константы для каждого изотопного состояния и связи могут быть изменены пользователем, изменённые значения будут использоваться в процессе численного моделирования.

Страница «Conditions» (рис. 4.19, б) предназначена для задания условий облучения: значений массы исходных изотопов, данных для учёта депрессии теплового потока и резонансного самоэкранирования. Задаются и значения весовых долей состояний нуклидов цепочки, массы элементов, общей массы образца (для расчёта удельного энерговыделения), допустимого отклонения для величин ядерных концентраций. Расчёт с учетом резонансного самоэкранирования является чрезвычайно трудоёмким и требует задания дополнительных параметров. Пользователь задает тип решётки блоков резонансного поглотителя: No — одиночный блок в окружении внешнего замедлителя, Sq — прямоугольная (квадратная) решётка, Hex — шестиугольная решётка, Simple — одиночный блок в окружении бесконечно протяжённого внешнего замедлителя. Также задаются параметры как подмешанных замедлителей, как-то: атомная масса, сечение рассеяния и ядерная концентрация (Mixed moderator — обычно материал матрицы мишени), так и внешнего замедлителя (Outer moderator), объёмы оболочки блока резонансного поглотителя и внешнего замедлителя.

Страница «Times» предназначена для ввода параметров и графика облучения. В окне многострочного редактора вводятся пары значений: временной интервал (в сутках) и уровень мощности. Также вводятся значения плотности потока тепловых, резонансных, быстрых нейтронов, соответствующие номинальной мощности реактора, значение номинальной мощности и значение температуры нейтронного газа, которое позволяет учитывать при моделировании трансмутации зависимость сечений нейтронных реакций от характеристик спектра тепловых нейтронов. Программа позволяет задавать многостадийные процессы облучения, когда облучаемый материал на разных стадиях располагается в различных облучательных позициях реактора или разных реакторов с отличающимися спектрами нейтронов.

Страница «Calc» (рис. 4.19, в) предоставляет интерфейс для различных алгоритмов решения системы обыкновенных дифференциальных уравнений, описывающей трансмутации нуклидов цепочки. Коэффициенты обыкновенных дифференциальных уравнений меняются во времени из-за изменения плотности потока нейтронов и концентрации нуклидов, что вызывает изменения коэффициентов депрессии и резонансного самоэкранирования. Известно, что не существует единственного численного метода решения обыкновенных дифференциальных уравнений, одинаково пригодного для любых систем [11]. Пользователь может воспользоваться различными подпрограммами решения обыкновенных дифференциальных уравнений: VODE, LSODA, RADAU и MEBDF [12]. Все подпрограммы могут быть вызваны из динамически загружаемых библиотек, а подпрограммы LSODA и VODE — и без загрузки библиотек. Используются два различных метода вычисления якобиана системы обыкновенных дифференциальных уравнений: он может вычисляться в главной программе или путём внутренней генерации в подпрограмме из результатов вычисления разностных отношений. Все подпрограммы были протестированы при помощи универсального набора тестов [13] и специальной утилиты комплекса ORIP_XXI на цепочках трансмутации, допускающих простое аналитическое решение. Типичное время вычислений не превышает нескольких минут для практических задач.

На странице «Answers» (рис. 4.19, г) выводятся различные характеристики, получаемые из вычисленных значений ядерной концентрации: масса изотопов и элементов, активность (полная, отдельно для альфа-, бета-частиц, электронного захвата, изомерного перехода), удельная активность изотопов на грамм массы элемента, изотопный состав, массовый выход, коэффициенты депрессии и резонансного самоэкранирования, энерговыделение за счёт нейтронного деления.

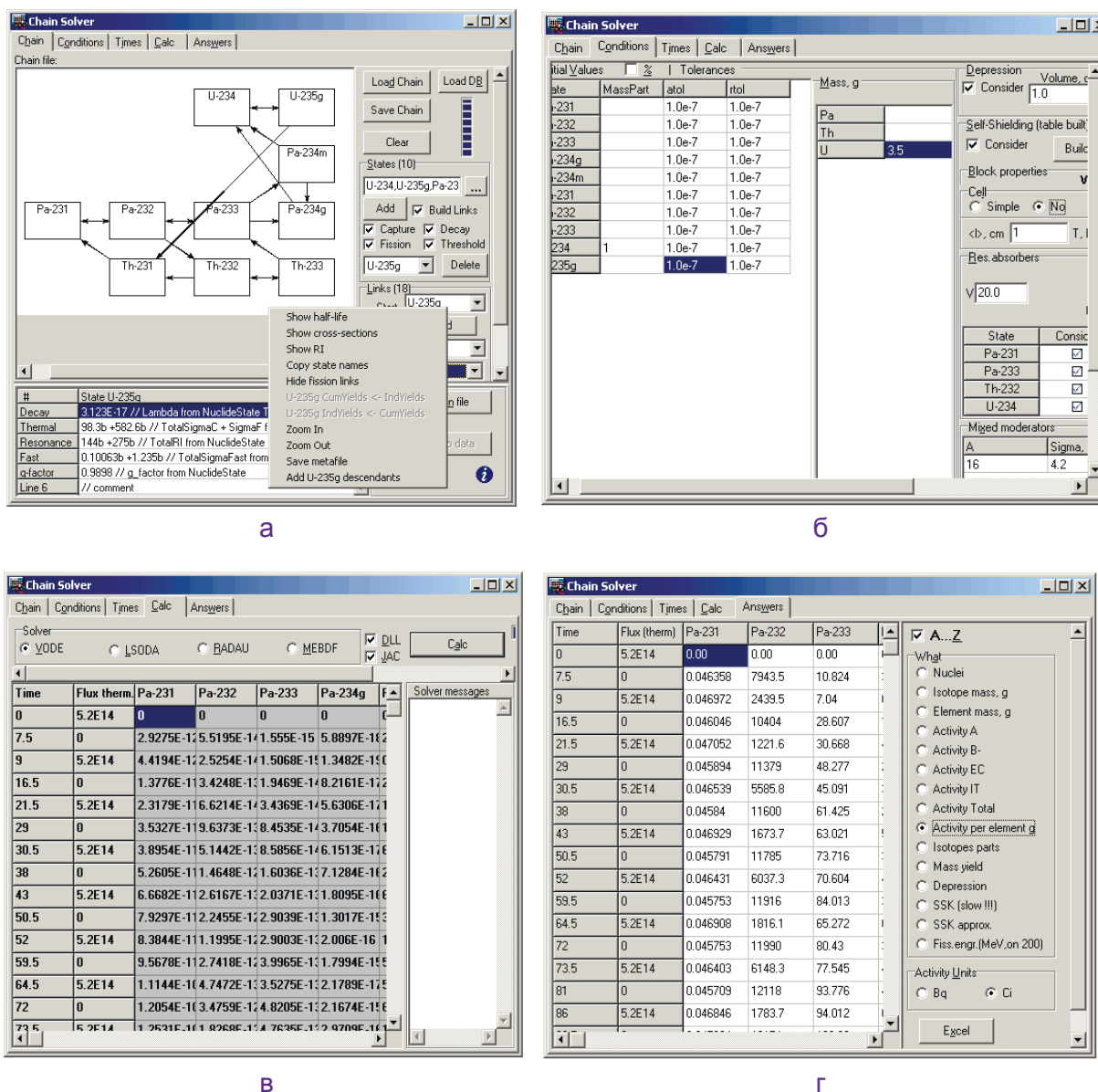


Рис. 4.19. Общий вид страниц программы ChainSolver: а — Chain; б — Conditions; в — Calc; г — Answers

Созданный комплекс программ *ORIP_XXI* позволяет отображать данные по нуклидам; предоставляет возможность автоматического построения и расчёта цепочки трансмутации в потоке нейтронов с учётом изменения мощности реактора и перестановок облучаемых материалов в позиции с различным спектром нейтронов; даёт возможность проводить расчёты по активации материалов нейтронным излучением в процессе облучения; получать оценку накопленной активности; определять изменения химического и изотопного состава, что позволяет оценить изменения свойств материалов, происходящие в результате облучения и / или хранения.

Список литературы

1. CCC-731/ORIP_XXI The State Scientific Center [Электронный ресурс]. Changes to the Rscic Code and Data Collection. — Website of Radiation Safety Information Computational Center / Newsletters. — USA (Tennessee, Oak-Ridge): Oak-Ridge

- National Laboratory, No. 583, December 2013. P. 1–2. — Режим доступа: <https://rsicc.ornl.gov/Newsletters/news.13/news13december.pdf>. Дата обращения: 31.03.2016.
2. Ганев И.Х. Физика и расчёт реакторов: учебное пособие для вузов / под. общ. ред. Н.А. Долежалы. — М.: Энергоиздат, 1981. — 386 с.
 3. Handbook of Chemistry and Physics / D.R. Lide editor. — 78-th edition. — USA (Florida, Boca Raton): Chemical Rubber Company Press, 1997. — 2447 p.
 4. Nuclear Wallet Cards / Jagdish K. Tuli editor. — 7-th edition. — National Nuclear Data Center for The U.S. Nuclear Data Program. — USA (Upton, New York): National Nuclear Data Center of Brookhaven National Laboratory USA, April 2005. — 115 p. — Доступно также в сети Интернет. Режим доступа: <http://oregonstate.edu/instruct/ch374/ch418518/Appendix%20B-2.pdf>. Дата обращения: 31.03.2016.
 5. Mughabghab S.F. Atlas of Neutron Resonances, Resonance Parameters and Thermal Cross Sections $Z = 1-100$. — 5-th Edition. — USA (Upton, New York): National Nuclear Data Center of Brookhaven National Laboratory USA, 2006. — 1372 p.
 6. JANIS — JAVA-based Nuclear Data Information [Электронный ресурс]. — Website of System Nuclear Energy Agency / Data Bank / Nuclear Data Services / JANIS. — Режим доступа: <https://www.oecd-nea.org/janis/>. Дата обращения: 31.03.2016.
 7. England T.R., Rider B.F. Evaluation and Compilation of Fission Product Yields. — Report LA-UR-94-3106, ENDF-349. — USA (Los Alamos): Los Alamos National Laboratory, 1994. — 173 p. — Доступно также в сети Интернет. Режим доступа: <http://t2.lanl.gov/nis/publications/endl349.pdf>. Дата обращения: 31.03.2016.
 8. Hacker Ch. Program Rad Decay [Электронный ресурс]. — Website of Informer Technologies, Inc. / Developer Tools / Database Tools. — Режим доступа: <http://rad-decay.software.informer.com>. Дата обращения: 31.03.2016
 9. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: справочник. — Изд. 4-е.— М.: Энергоатомиздат, 1995. — 494 с.
 10. Browne E., Firestone R.B. and Shirley V.S. Table of Radioactive Isotopes. — USA (New York): John Wiley and Sons, Inc., 1986. — 1056 p.
 11. Byrne G.D., Hindmarsh A.C. Stiff ODE Solvers: A Review of Current and Coming Attractions // Journal of Computational Physics, 1986 (70). — 144 p.
 12. Романов Е.Г. Применение универсальных численных методов для задачи трансмутации нуклидов в потоке нейтронов // Обозрение прикладной и промышленной математики, 2009. Т. 16, вып. 4. С. 700.
 13. Walter M. Lioen, Jacques J.B. de Swart. Test Set for Initial Value Problem Solvers. Release 2.1 September 1999. — Report MAS-R9832 (Modelling, Analysis and Simulation), December 1998. — Amsterdam: Stichting Mathematisch Centrum. — 171 p. — Доступно также в сети Интернет. Режим доступа: http://www.dm.uniba.it/~testset/CWI_reports/testset1999r21.pdf. Дата обращения: 31.03.2016.

Е.Г. Романов, В.А. Тарасов

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ОПЕРАЦИИ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ РАСТВОРА МОЛИБДЕНА-99

Технологический процесс получения радионуклида молибдена-99 основывается на щелочном растворении мишеней из уран-алюминиевого сплава UAl_x , облучённых в реакторе. Растворение облучённых мишеней проводится в смеси гидроксида натрия с концентрацией 3 моль/л и нитрата натрия с концентрацией 4 моль/л. В результате растворения алюминий поступает в раствор в виде алюминатов натрия. В процессе растворения интерметаллидной матрицы мишени уран из металлического состояния переходит в форму диураната натрия. Поскольку диуранат натрия малорастворим в щелочных растворах, уран практически полностью выпадает в осадок, который отделяется затем от маточного раствора фильтрованием. Для удаления иода фильтрат пропускают через колонку, заполненную частицами оксида алюминия с нанесённым на них металлическим серебром, а затем закисляют в реакционном сосуде азотной кислотой до концентрации 0,3–0,5 моль/л. После закисления раствор пропускают через колонку с оксидом алюминия. Адсорбированный на колонке молибден элюируют раствором аммиака и подвергают дополнительной очистке способом анионного обмена и адсорбционной хроматографии. После глубокой очистки от примесей молибден-99 находится в растворе карбоната аммония, объём которого составляет не менее 500 мл. Для подготовки полученного продукта к фасовке и отправке проводят его упаривание до влажных солей с последующим растворением в заданном объёме раствора гидроксида натрия. В процессе упаривания происходит термическое разложение карбоната аммония. В действующем технологическом процессе упаривание проводят в круглодонной колбе, установленной на электрической плитке с магнитной мешалкой. Недостатком этой операции является её большая длительность: упаривание раствора занимает пять-шесть часов, что составляет 20 % от общей продолжительности процесса, увеличивает трудозатраты и потери продукта за счёт радиоактивного распада (до 5 %) и сорбции на большой поверхности упаривания.

Разрабатываемая установка предназначена для повышения производительности процесса и сокращения потерь продукта. Основное назначение создаваемого макета, являющегося средством технологического оснащения операции, заключается в отработке режимов операции концентрирования раствора радионуклида молибдена-99 — молибдата натрия — в растворе карбоната аммония путём упаривания. Схема макета аппарата концентрирования приведена на рис. 4.20.

Нагрев макета аппарата концентрирования осуществляли электрическим нагревателем. При проведении испытаний макета требуемый режим нагревания смогли достичь, установив на лабораторном автотрансформаторе необходимое напряжение. Измерение активности испытуемых радионуклидов молибдена-99 и иода-131 проводили с использованием гамма-спектрометра. При измерении радиохимической чистоты препарата молибдена-99 использовали утверждённую в институте методику количественного химического анализа радиохимической чистоты препарата. Измерение pH растворов проводили с помощью pH-метра РН-150М. Растворы карбоната аммония и гидроксида натрия готовили, используя реактивы квалификации не ниже ч.д.а.* и бидистиллированную воду.

Определение мощности нагревания циркуляционных трубок, обеспечивающих равномерное упаривание раствора. Для того чтобы определить мощность нагревания циркуляционных трубок, обеспечивающих равномерное упаривание раствора, использовали результаты испытаний и по ним выбрали значение напряжения

* Чистый для анализа. — Прим. ред.

нагревателя, составляющее 125 В, как обеспечивающее устойчивую циркуляцию воды в аппарате.

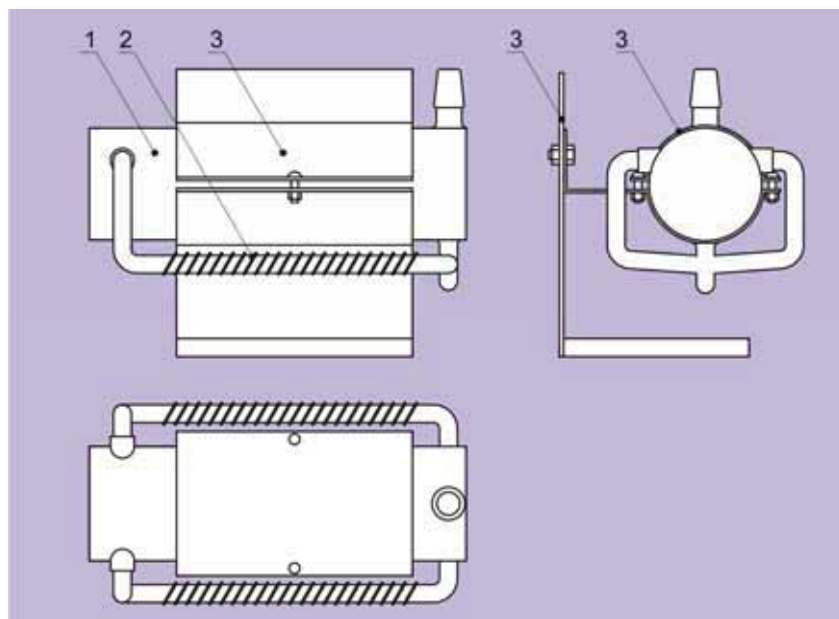


Рис. 4.20. Схема макета аппарата концентрирования:
1 — испаритель; 2 — нагревательные элементы; 3 — штатив-держатель

Таблица 4.8

**Скорость упаривания
для конденсата различного объёма**

Номер измерения	Время, мин	Объём конденсата, мл	Скорость упаривания, мл/ч
1	5	29	348,0
2	10	58	354,0
3	15	89	356,0
4	20	117	351,0
5	25	143	343,2
6	30	172	344,0
7	35	206	353,1
8	40	237	355,5
9	45	258	344,0
10	50	293	351,6
11	55	323	352,4
12	58	341	352,8

Используя данные, представленные в табл. 4.8 провели расчёт доверительной погрешности определения скорости упаривания [1] по следующим формулам:

$$а) \bar{X} = \frac{\sum_{i=1}^n X_i}{n}, \quad (4.2)$$

где \bar{X} — среднее арифметическое значение результатов измерения;
 n — число измерений;
 X_i — значение i -го результата измерения;

Определение скорости упаривания раствора. Приготовили 350 мл раствора карбоната аммония с концентрацией 0,5 моль/л. Поместили раствор в макет аппарата, провели упаривание раствора при напряжении 125 В, определённом по результатам предыдущих испытаний. В процессе упаривания измеряли объёма конденсата, собранного в мерном цилиндре, с интервалом в 5 мин. Рассчитали скорость упаривания (табл. 4.8) по формуле

$$E_i = V_i / t_i, \quad (4.1)$$

где V_i — объём конденсата в момент времени t_i , мл;

t_i — момент времени, ч;

E_i — скорость упаривания, мл/ч.

$$\text{б) } S^2 = \frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{X})^2}{n-1}, \quad (4.3)$$

где S^2 — выборочная дисперсия;

$$\text{в) } S = \sqrt{S^2}, \quad (4.4)$$

где S — среднеквадратическое отклонение отдельного измерения;

$$\text{г) } S_{(\bar{x})} = \frac{S}{\sqrt{n}}, \quad (4.5)$$

где $S_{(\bar{x})}$ — среднеквадратическое отклонение среднего арифметического.

Доверительная погрешность ΔE определения скорости упаривания при доверительной вероятности P , равной 0,95, рассчитывали по формуле

$$\Delta E = t_{\alpha} \times S_{(\bar{x})}, \quad (4.6)$$

где t_{α} — коэффициент Стьюдента (значения коэффициентов Стьюдента приведены в [2]) при доверительной вероятности P , равной 0,95, и числе степеней свободы f , равном $(n-1)$.

Используя значения, представленные в табл. 4.8, вычислили по формулам (4.2–4.6) доверительную погрешность определения скорости упаривания, равную $\pm 0,003$ л/ч. Таким образом, среднее значение скорости упаривания при напряжении 125 В составляет $(0,351 \pm 0,003)$ л/ч.

Определение воспроизводимости величины (объёма) кубового остатка в нескольких последовательных циклах упаривания. Приготовили 350 мл раствора карбоната аммония с концентрацией 0,5 моль/л. Поместили раствор в макет аппарата, провели упаривание раствора с использованием режимов, обеспечивающих упаривание раствора со скоростью 0,35 л/ч, до окончания дистилляции раствора. Момент окончания процесса дистилляции фиксировали по моменту прекращения поступления упариваемого раствора из нагревательных трубок в основной объём аппарата. Через заливной патрубок с помощью стеклянной пипетки отбирали кубовый остаток, переносили его в мерный цилиндр и измеряли объём кубового остатка. Определяли объём кубового остатка в пяти последовательных циклах упаривания (табл. 4.9). Рассчитали его среднее значение — $(8,6 \pm 0,4)$ мл. Расчёт доверительной погрешности проводили по формулам (4.2–4.6).

Таблица 4.9

Объём кубового остатка

Номер испытания	1	2	3	4	5
Объём, мл	9	8,2	8,4	8,6	8,8

Определение степени разложения карбоната аммония и полноты его удаления из молибденосодержащего раствора. Провели пять последовательных циклов упаривания 350 мл раствора карбоната аммония с концентрацией 0,5 моль/л. Упаривание вели до окончания дистилляции раствора, затем отбирали кубовый остаток и переносили его в приёмный стакан и измеряли рН кубового остатка (таб. 4.10). Рассчитали среднее значение рН раствора — $9,53 \pm 0,04$. Расчёт доверительной погрешности проводили по формулам (4.2–4.6). Слабощелочная среда раствора свидетельствовала о наличии в кубовом остатке растворённого аммиака.

Таблица 4.10

Значения рН кубового остатка

Номер испытания	1	2	3	4	5
рН, мл	9,53	9,51	9,50	9,57	9,55

Исходя из полученного значения рН рассчитали значение аналитической концентрации гидроокиси аммония в кубовом остатке. С этой целью для расчёта

концентрации ионов OH^- в растворе слабого однокислотного основания [3] использовали формулу (4.1)

$$[\text{OH}^-] = -0,5K + (0,25K^2 + K C_{\text{NH}_4\text{OH}})^{0,5}, \quad (4.7)$$

где K — константа диссоциации NH_4OH , моль/л;
 $C_{\text{NH}_4\text{OH}}$ — аналитическая концентрация NH_4OH , моль/л;
 $[\text{OH}^-]$ — равновесная концентрация ионов OH^- , моль/л.

Значение K приведено в работе [4] и равно $1,79 \cdot 10^{-5}$ моль/л. Значение $[\text{OH}^-]$ считали из соотношения [4–5]

$$\text{pH} + \text{pOH} = 14. \quad (4.8)$$

Отсюда следует, что

$$\text{pOH} = 14 - 9,53 = 4,47;$$

$$[\text{OH}^-] = 10^{-4,47} = 3,39 \cdot 10^{-5}.$$

Подставив значения $[\text{OH}^-]$ и K в формулу (4.7), рассчитали значение $C_{\text{NH}_4\text{OH}}$, которое равно $9,81 \cdot 10^{-5}$ моль/л.

После окончания измерения pH раствора к кубовому остатку добавили 1 мл азотной кислоты с концентрацией 7 моль/л. Выделение газа в момент закисления раствора свидетельствовало бы о присутствии карбонат-ионов в кубовом остатке, однако никакого газовыделения обнаружено не было.

Определение степени (доли) потерь молибдена-99 за счёт капельного брызгоуноса. Приготовили 350 мл раствора карбоната аммония с концентрацией

Таблица 4.11

**Активность молибдена-99
во фракциях конденсата**

Объём фракции конденсата, мл	Активность фракции, Бк	Массовая доля, $\times 10^3$ %
53	345	2,50
50	55	0,40
50	40	0,29
51	38	0,27
50	45	0,33
50	55	0,40
35	1353	9,90
Всего	1931	14,00

0,5 моль/л и суммарной активностью молибдена-99 в растворе, равной $1,362 \cdot 10^7$ Бк, упарили раствор, используя режимы, обеспечивающие упаривание со скоростью 0,35 л/ч. В процессе упаривания конденсат собирали в полипропиленовые флаконы порциями приблизительно по 50 мл. После упаривания точно измерили объём каждой фракции (табл. 4.11) с помощью мерного цилиндра. Провели измерение активности радионуклида молибдена-99 в каждой отобранной фракции, затем рассчитали массовую долю молибдена-99 в каждой отобранной фракции по формуле

$$\varphi_i = \frac{A_i}{A_{\text{исх}}} \cdot 100 \%, \quad (4.9)$$

где φ_i — массовая доля радионуклида в отобранной фракции, %;

A_i — активность радионуклида в отобранной фракции, Бк;

$A_{\text{исх}}$ — суммарная активность радионуклида в растворе, Бк;

Исходя из значений активности молибдена-99 во фракциях конденсата можно заключить, что хотя явление капельного брызгоуноса и существует, однако доля потерь молибдена-99 невелика.

Определение величины потерь молибдена-99 за счёт адсорбции на различных частях аппарата в процессе концентрирования упариванием. Приготовили 350 мл раствора карбоната аммония с концентрацией 0,5 моль/л и суммарной активностью молибдена-99 в растворе, равной $7,69 \cdot 10^6$ Бк, упарили раствор, используя режимы, обеспечивающие упаривание со скоростью 0,35 л/ч. В процессе упаривания фракционирование конденсата не проводили. Провели измерение активности радионуклида молибдена-99 в конденсате (A_i) с использованием гамма-спектрометра. Рассчитали массовую долю молибдена-99 во фракции конденсата по формуле (4.9). Извлекли из аппарата кубовый остаток и измерили массовую долю молибдена-99 в нём методом гамма-спектрометрии. Промыли водой внутренние поверхности корпуса аппарата, циркуляционных трубок и водяного холодильника и измерили активность радионуклида молибдена-99 в промывных растворах. Рассчитали баланс молибдена-99, сравнивая значение активности молибдена-99 в исходном растворе и суммарное значение (в кубовом остатке, конденсате и промывных растворах) активности.

Относительная доверительная погрешность измерения активности радионуклида молибдена-99 в отобранных пробах составила 6–13 %. Данные, представленные в таб. 4.12, показывают, что разница содержания молибдена-99 в названных фракциях и исходном растворе не превышает погрешности анализа. Это даёт основания полагать, что сорбция молибдена-99 на поверхности аппарата не является значимой.

В результате выполненных работ определены:

- ◆ значение скорости упаривания, которое составляло $(0,351 \pm 0,003)$ л/ч (при напряжении 125 В);
- ◆ воспроизводимость объёма кубового остатка в нескольких последовательных циклах упаривания (среднее значение объёма кубового остатка составило $(8,6 \pm 0,4)$ мл);
- ◆ степень разложения карбоната аммония и полнота его удаления из молибденосодержащего раствора;
- ◆ концентрация гидроокиси аммония, равная $9,81 \cdot 10^{-5}$ моль/л;
- ◆ потеря молибдена-99 за счёт капельного брызгоуноса — $1,4 \cdot 10^{-2}$ % от активности исходного раствора.

При определении величины потери молибдена-99 за счёт адсорбции на различных частях аппарата в процессе концентрирования упариванием пришли к выводу, что сорбция молибдена-99 на поверхности аппарата не является значимой величиной. Установлено также, что процедура упаривания не влияет на радиохимическую чистоту препарата и что в процессе упаривания раствора не происходит очистки препарата молибдена-99 от примеси радионуклидов иода.

Список литературы

1. Новицкий П.В., Зограф И.А. Оценка погрешностей результатов измерений. — Л.: Энергоатомиздат, 1991. — 304 с.
2. Выгодский М.Я. Справочник по высшей математике. — М.: Наука, 1977. — 871 с.

Таблица 4.12

Баланс активности молибдена-99

Фракция	Активность, $\times 10^6$ Бк	Массовая доля, %
Исходный раствор	7,69	100
Конденсат	$3,46 \cdot 10^3$	$4,5 \cdot 10^{-2}$
Кубовый остаток	5,23	68,0
Промывные растворы	2,09	27,2
Всего	—	95,2

3. Надеинский Б.П. Теоретические обоснования и расчёты в аналитической химии. — М.: Высшая школа, 1959. — 445 с.
4. Лурье Ю.Ю. Справочник по аналитической химии. — М.: Химия, 1971. — 454 с.
5. Михайлов В.А., Сорокина О.В., Савинкина Е.В., Давыдова М.Н. Химическое равновесие. — М.: Издательство «БИНОМ», 2008. — 197 с.

К.В. Ротманов, Р.А. Кузнецов

ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРНОГО ПРОИЗВОДСТВА КАЛИФОРНИЯ-252*

Научно-исследовательский институт атомных реакторов на протяжении более сорока лет осуществляет производство изотопов трансурановых элементов, которые находят применение в различных областях промышленности, науки, медицины (табл. 4.13). Наиболее широко используются соединения на основе радионуклида калифорния-252 (с периодом полураспада около 2,6 года) в качестве активных частей источников нейтронов для нейтронно-активационного анализа, нейтронной радиографии, нейтронной брахитерапии, определения коэффициента размножения сборок делящихся материалов, разведки нефтяных и рудных месторождений [1].

Таблица 4.13

Производимые в АО «ГНЦ НИИАР» изотопы трансурановых элементов

Радионуклид	Сфера применения
Плутоний-238	Радиоизотопные термоэлектрические генераторы, рентгенорадиометрический анализ, плутониебериллиевые источники нейтронов
Плутоний-242	Исследования фундаментальных свойств актинидов
Америций-241	Америциебериллиевые источники нейтронов, контрольно-измерительная техника, детекторы дыма
Америций-243	Радиохимические исследования
Кюрий-244	Радиоизотопные термоэлектрические генераторы, спектрометрия
Кюрий-248	Синтез сверхтяжёлых элементов
Берклий-249	Синтез сверхтяжёлых элементов
Калифорний-252	Ядерная энергетика, активационный анализ, радиография, медицина, геология
Эйнштейний-253	Научные исследования (физика ядра)

* Работа выполнена в рамках проекта «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в АО "ГНЦ НИИАР" для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий», финансируемого из средств Министерства образования и науки Российской Федерации (договор № 02.G25.31.0015). — Прим. авт.

Есть несколько способов получения трансураниевых элементов. Один из них, в настоящее время не использующийся, — проведение взрывов ядерных или термо-ядерных зарядов. При ядерных взрывах возникают кратковременные нейтронные потоки высокой плотности (около 10^{24} см⁻² за время менее 10^{-6} с). При этом образуются сильно избыточные нейтронами ядра актиноидов, которые при многократных бета-распадах превращаются в ядра элементов с высокими атомными номерами, вплоть до фермия-257. Другой способ получения трансураниевых элементов — использование ускорителей заряженных частиц. Например, элементы с атомными номерами 96–101 были получены бомбардировкой мишеней альфа-частицами, а элементы с атомными номерами выше 101 — бомбардировкой ядрами углерода, кислорода, бора. Сечения ядерных реакций с тяжёлыми ионами очень малы, поэтому наработка трансураниевых элементов в значимом количестве для прикладного применения данным способом не осуществима [2]. Для этого используется третий способ — реакторное облучение стартового материала.

Реакторное получение изотопов трансураниевых элементов начинается с облучения изотопов нептуния или плутония. Для образования ядер калифорния-252 необходимо, чтобы ядра плутония-239 испытали последовательно тринадцать нейтронных захватов (рис. 4.21). Теоретически представимое непрерывное облучение реакторных мишеней, содержащих стартовый плутоний, с целью получения калифорния-252, во-первых, невозможно практически по причине образования газообразных продуктов деления, распухания сердечника и вероятного разрушения мишени, во-вторых, неэффективно вследствие превращения полезных «попутных» продуктов (америдия, изотопов кюрия) в осколки деления. Именно поэтому наработка калифорния осуществляется в несколько этапов, каждый из которых состоит из фабрикации мишеней со стартовым материалом, их реакторного облучения и последующей радиохимической переработки с отделением полезных продуктов трансураниевых элементов от осколков деления. Затем, в зависимости от поставленных целей, выделенные продукты направляют или на следующий этап облучения, или потребителю.

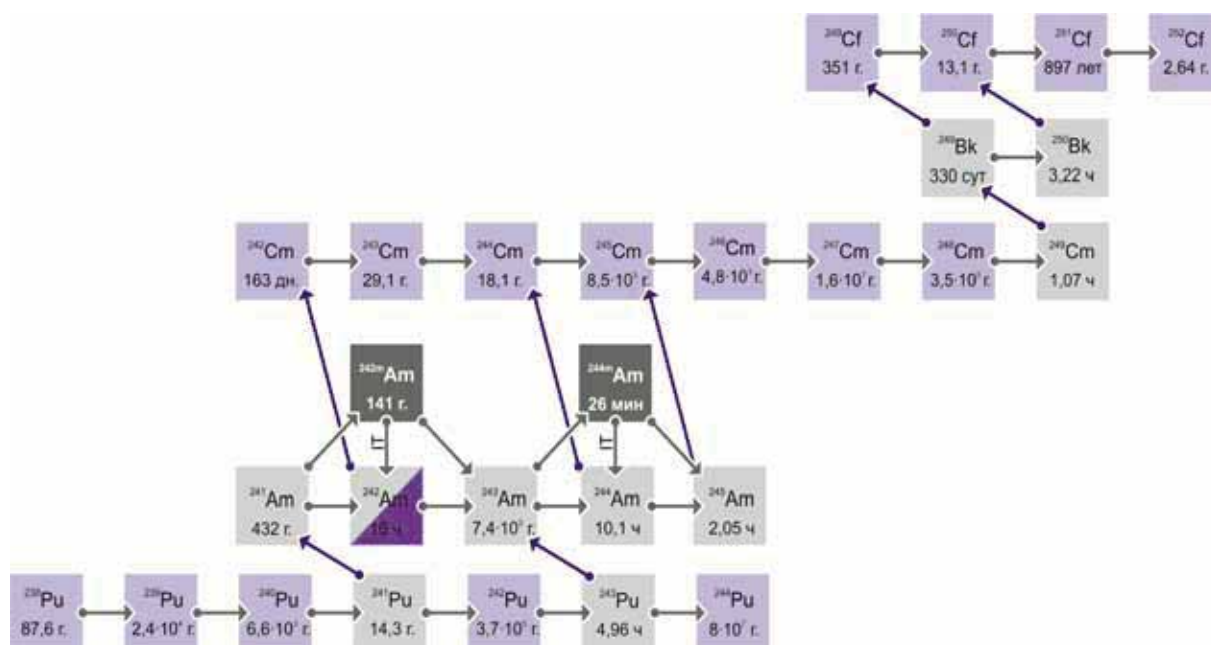


Рис. 4.21. Цепочка трансмутации ядер трансураниевых элементов при облучении нейтронами с указанием периода полураспада, где: ■ — метастабильное состояние нуклида (изомерный переход переводит метастабильное состояние, обозначаемое буквой "m" в названии, в основное); ▣ — нуклид, испытывающий β⁻-распад (↘); ▢ — нуклид, испытывающий α-распад; IT — изомерный переход; ●→ — (n,γ)-реакция радиационного захвата нейтрона

Масштабное производство трансураниевых элементов невозможно без использования реактора с высокой плотностью потока тепловых нейтронов. Такой реактор СМ был построен на промышленной площадке института [3]. С 1962 года функционирует радиохимический комплекс, в котором проводятся исследования окислительно-восстановительных реакций, экстракции, комплексообразования трансураниевых элементов. Начальный период производства трансураниевых элементов был сопряжён с рядом трудностей. К примеру, работы с данными материалами были секретными вплоть до 1985 года. Это усложняло организацию научных исследований. Как и то, что производство мишеней с плутонием для первых облучений в реакторе СМ осуществлялось в Москве, поэтому на согласования и транспортировку ядерных материалов затрачивалось больше времени, чем в случае, когда мишени изготавливались бы непосредственно в институте. Весьма трудоёмким и длительным было проведение расчётов накопления трансураниевых элементов при облучении в реакторе, поскольку они выполнялись вручную, а результаты заносились в журналы [4].

Параллельно с советской трансураниевой программой в шестидесятые годы прошлого столетия активный старт по данному направлению был дан и в США. Было привлечено несколько национальных лабораторий: Ок-Риджская, Аргоннская, Лос-Аламосская, Ливерморская, а также промышленные предприятия в Саванна-Ривер. В 1965 году в Ок-Ридже был пущен реактор HFIR, который, как и СМ, имел ловушечную конструкцию для наработки трансураниевых элементов [5].

В России научные и опытно-конструкторские разработки по созданию производства калифорния-252 одновременно велись по четырём взаимосвязанным направлениям. Первое направление включало работы по научному обоснованию и созданию технологии накопления калифорния-252 из плутония-240 с использованием ядерных реакций многократного последовательного захвата нейтронов, осуществление которых стало возможно благодаря наличию высокопоточного реактора СМ. Второе направление работ связано с разработкой технологии, оборудования и организацией производства, которое обеспечивает химическое выделение из облучённых материалов весового количества плутония и трансплутониевых элементов, включая калифорний, с глубокой очисткой их от побочных продуктов ядерных реакций. Третье направление включало разработку конструкции, технологии изготовления и организацию производства миниатюрных и высокопоточных источников нейтронного излучения, отвечающих требованиям международных стандартов, предъявляемым к данным изделиям. Четвёртое направление объединяло работы, связанные с развитием способов применения источников нейтронного излучения на основе калифорния-252 в медицине и различных отраслях народного хозяйства и формированием рынка сбыта.

В институте достаточно давно разработан и апробирован многоступенчатый процесс облучения мишеней с трансураниевыми элементами, включающий промежуточные стадии радиохимической переработки, необходимые для отделения осколков деления и выделения полезных изотопов плутония-242, америция-243, берклия-249 и кюрия. Полный цикл получения значимого количества калифорния-252 весьма длителен и занимает 6–7 лет с момента начала облучения первой мишени с плутонием (рис. 4.22).

В обычной схеме получения калифорния-252 [6] в качестве первичного сырья используют смесь изотопов плутония, содержащую значительную долю плутония-239. Плутоний-239 обладает высокой способностью к делению под действием нейтронного облучения, а значит, содержание этого изотопа определяет энерговыделение в мишени. Для снижения удельного энерговыделения за счёт деления облучение исходного плутония проводили в относительно низкопоточных облучательных позициях (например, каналы реактора МИР) в течение длительного времени (около 3–3,5 лет). Поэтому после радиохимической переработки облучённых мишеней получали смесь тяжёлых

изотопов плутония с массовой долей плутония-242 около 20–30 %. Такой стартовый материал уже можно было облучать в высокопоточных устройствах реактора СМ с целью дальнейшей конвертации в ядра калифорния-252.

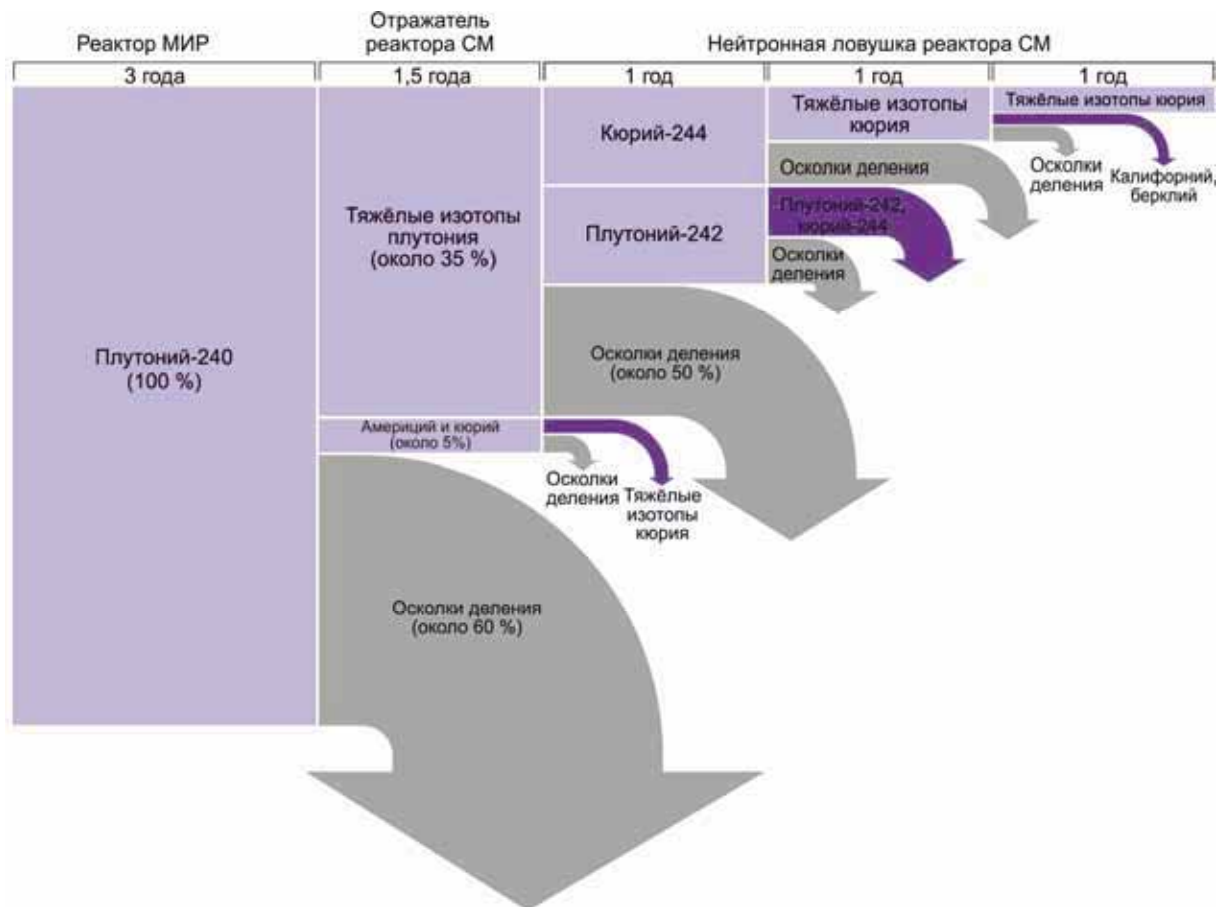


Рис. 4.22. Диаграмма выходов радионуклидов после циклов облучения с указанием массовой доли элементов и места облучения

Основным реакторным устройством для облучения мишеней с трансурановыми элементами является нейтронная ловушка, расположенная в центре активной зоны реактора. Конструкция центральной нейтронной ловушки менялась на различных этапах с целью наиболее оптимального использования реакторного ресурса в зависимости от поставленных задач (рис. 4.23). До 1990 года в центре реактора находился экспериментальный канал, в который можно было загрузить до 17 мишеней (см. рис. 4.23, а). После реконструкции был установлен бериллиевый блок, в который можно было загрузить до 27 мишеней (см. рис. 4.23, б). Использование бериллия позволило сделать спектр нейтронов более жёстким для более интенсивной наработки калифорния-252. Однако реакторный ресурс востребован не только для накопления трансплутониевых элементов, поэтому в настоящее время используется сепараторная конструкция с водяным заполнением (см. рис. 4.23, в), что позволяет увеличить плотность потока тепловых нейтронов. При следующей реконструкции реактора предполагается использовать нейтронную ловушку без центрального компенсирующего органа, в которую можно будет установить до 57 мишеней.

Особенностью реактора СМ (в отличие от реактора HFIR!) является то, что облучательные ячейки могут быть расположены не только в центральной ловушке и бериллиевом отражателе, но также и в топливной зоне, где спектр нейтронов до-

статочно жёсткий. Такие ячейки используют для ускорения накопления кюрия-244 при облучении мишеней с плутонием, поскольку в цепочке превращений присутствуют изотопы с большим значением резонансного интеграла захвата нейтронов.

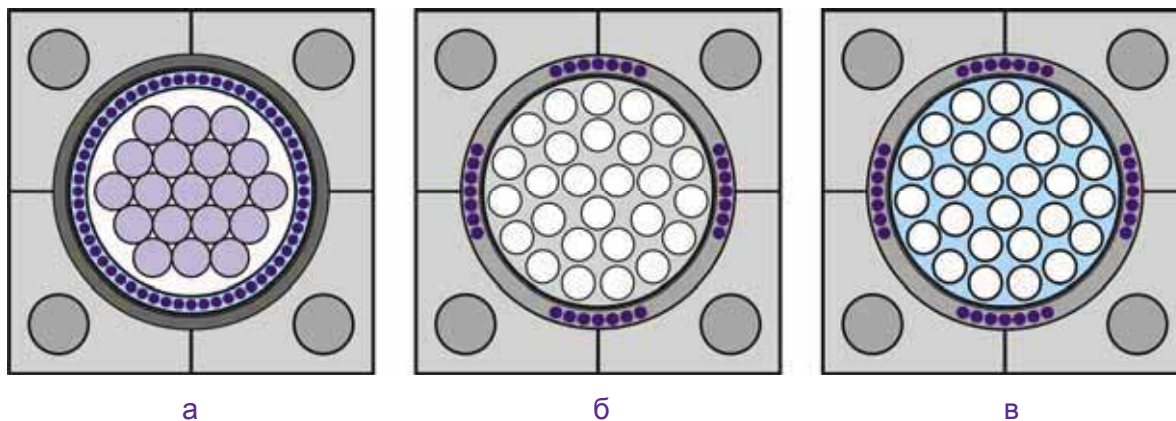


Рис. 4.23. Модификации центральной нейтронной ловушки реактора СМ:
а — с экспериментальным каналом в центре; б — с бериллиевым блоком;
в — с водяным заполнением

Одно из таких устройств, так называемая малая нейтронная ловушка, используется с 2009 года [7, 8]. Малая нейтронная ловушка представляет собой две специальные ТВС, расположенные указанным на рис. 4.24 способом, образуя замедляющую полость на границе с бериллиевыми вкладышами центральной нейтронной ловушки. В экспериментальном канале каждой такой ТВС размещается до трёх мишеней. Спектр в малой ловушке характеризуется повышенной долей резонансных нейтронов и идеально подходит для накопления кюрия-244 (у ядер плутония-240, плутония-242 и америция-243 резонансный интеграл захвата существенно превышает сечение захвата тепловых нейтронов).

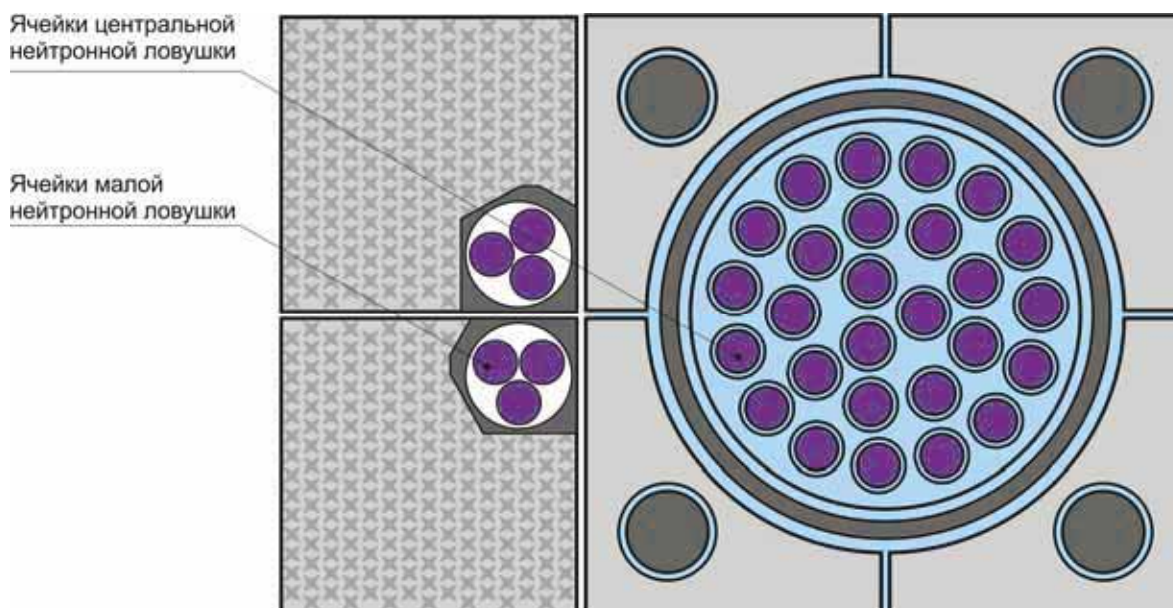


Рис. 4.24. Схема расположения малой нейтронной ловушки относительно центральной нейтронной ловушки

Цикл производства калифорния-252 включает следующие этапы^{*}:

1. Изготовление мишеней с тяжёлыми изотопами плутония.
2. Двухстадийное реакторное облучение:
тяжёлые изотопы плутония → плутоний-242 → кюрием-244.
3. Промежуточная радиохимическая переработка облучённых мишеней с тяжёлыми изотопами плутония (отделение осколков деления, получение препаратов плутония-242, америция-243, кюрия-244).
5. Изготовление мишеней с кюрием-244.
6. Реакторное облучение мишеней с кюрием-244.
7. Промежуточная радиохимическая переработка облучённых мишеней с кюрием-244 (отделение осколков деления, получение препаратов тяжёлых изотопов плутония, берклия-249, калифорния-252).
8. Изготовление мишеней с тяжёлыми изотопами кюрия.
9. Реакторное облучение мишеней с тяжёлыми изотопами кюрия.
10. Финальная радиохимическая переработка (отделение осколков деления, получение препаратов тяжёлых изотопов кюрия, берклия-249, калифорния-252).

Для корректного анализа реакторных этапов производства калифорния-252 необходимо иметь достоверные данные по нейтронно-физическим характеристикам локализованных областей реактора, в которых происходит облучение мишеней, а также располагать верифицированной моделью прогнозного расчёта показателей накопления изотопов трансурановых элементов.

Для определения пространственно-энергетического распределения нейтронов в элементах облучаемой мишени использовали программу MCNP [9]. Состав материальных зон расчётной модели соответствовал стандартно задаваемой модели реактора с уровнем выгорания топлива в активной зоне около 15 %, а положение компенсирующих и регулирующих органов системы управления и защиты — среднему значению по кампании реактора. Для расчётов показателей накопления изотопов трансурановых элементов применяли программу ChainSolver [10], которая позволяет учитывать эффект самоэкранирования резонансов сечения поглощения нуклидов, депрессию потока тепловых нейтронов в мишени, а также график работы реактора и перестановки облучаемой мишени в позиции с различным спектром нейтронов.

Как и для любой оптимизационной задачи, применительно к долгосрочному планированию производства калифорния-252 необходимо определить начальные условия или исходный ресурс, требования и ограничения, а также целевую функцию. Исходный ресурс определяется количеством стартовых материалов на складе (в первую очередь, тяжёлыми изотопами плутония, кюрием-244 и тяжёлыми изотопами кюрия различного изотопного состава). Ограничения задачи планирования вытекают из кинетики процесса накопления целевых радионуклидов, а также из требований безопасной эксплуатации мишеней при облучении в реакторе. В качестве оптимизационной функции рассматривается не максимальная, а требуемая годовая производительность калифорния-252. Воспроизводство и улучшение качества стартовых композиций, в первую очередь тяжёлых изотопов кюрия, являются дополнительными требованиями и, с одной стороны, обеспечивают стабильность и долгосрочность производства калифорния-252, а с другой — определяют многовариантность решения рассматриваемой задачи.

Рассмотрим этапы производства калифорния-252 более детально.

^{*} В данной работе мы не учитываем неинтересный с точки зрения оптимизации этап получения тяжёлых изотопов плутония из плутония-240. За рамками рассмотрения остаются и частные, сугубо физические задачи оптимизации (например, оптимизация выхода берклия-249 при облучении кюрия или максимизация выхода калифорния-252 при облучении смеси тяжёлых изотопов кюрия различного состава [6]). — Прим. авт.

1. Изготовление мишеней (тяжёлые изотопы плутония, кюрий-244, тяжёлые изотопы кюрия). Величина загрузки тяжёлых изотопов плутония и кюрия-244 в одну мишень ограничена по условиям теплосъёма допустимым значением линейной плотности теплового потока (120 кВт/м с коэффициентом запаса около 2). Линейная плотность теплового потока в мишени определяется скоростью деления ядер в объёме стартового материала и меняется в процессе облучения (рис. 4.25).

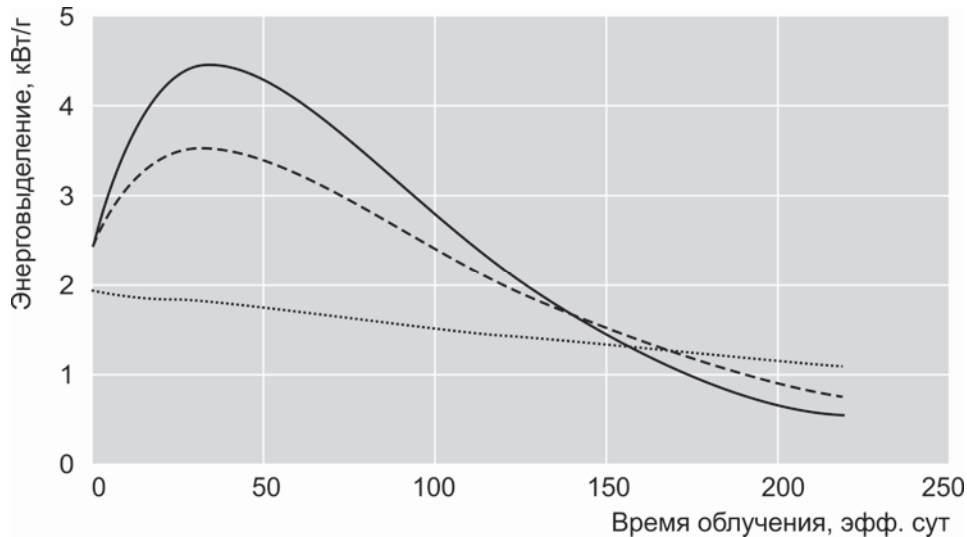


Рис. 4.25. Зависимость среднего энерговыделения (на 1 г стартового трансуранового элемента) в мишенях с тяжёлыми изотопами плутония, расположенных в ТВС (—) и отражателе (---), а также в мишенях с тяжёлыми изотопами кюрия (.....), расположенных в нейтронной ловушке, от времени облучения

На рис. 4.26 приведена временная зависимость линейной плотности теплового потока в мишени с тяжёлыми изотопами плутония для двухстадийного облучения. Поскольку вначале в тяжёлых изотопах плутония велико содержание интенсивно делящихся изотопов плутония-239 и плутония-241, первая стадия облучения проводится в канале отражателя, где поток нейтронов существенно ниже, чем в нейтронной ловушке, вторая — в нейтронной ловушке реактора СМ.

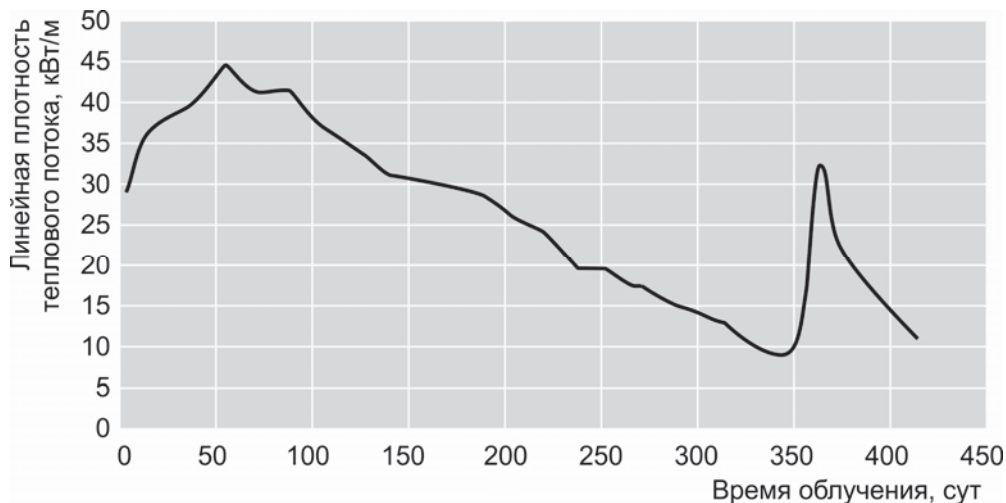


Рис. 4.26. Зависимость линейной плотности теплового потока в мишени с тяжёлыми изотопами плутония от времени облучения

Величина загрузки тяжёлых изотопов кюрия в одну мишень определяется исходя из требуемого объёма годового производства калифорния-252.

2. Двухстадийное реакторное облучение: тяжёлые изотопы плутония → плутоний-242 → кюрием-244. На первой стадии облучения в канале отражателя (рис. 4.27) примерно в течение года в тяжёлых изотопах плутония растёт содержание плутония-242. Затем для интенсификации накопления кюрия-244 мишень целесообразно перегрузить в более высокопоточное облучательное устройство — нейтронную ловушку (рис. 4.28). Максимальное значение массовой доли кюрия-244 достигается примерно через год облучения в центральном блоке трансуранных мишеней, дальнейшее облучение мишени с тяжёлыми изотопами плутония нецелесообразно.

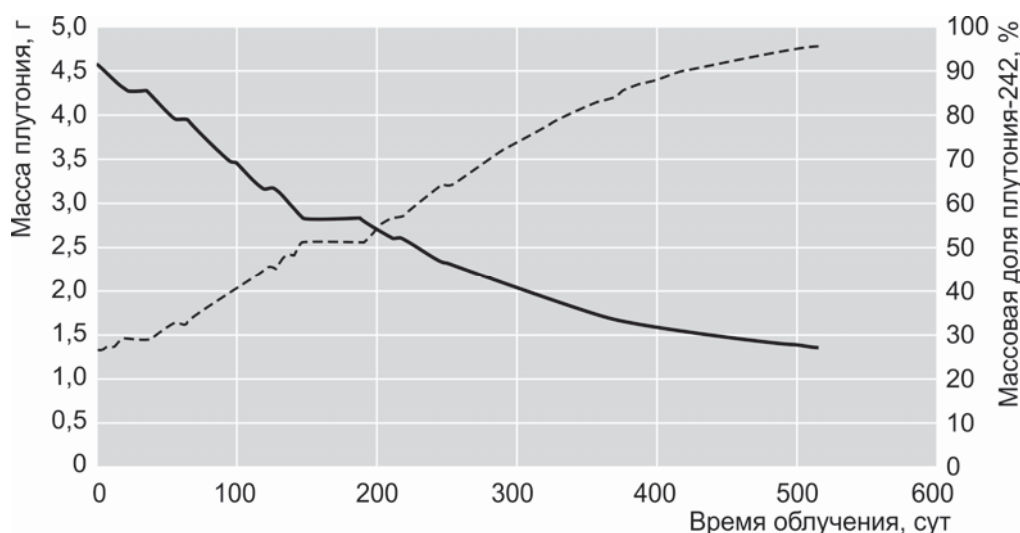


Рис. 4.27. Накопление плутония-242 (-----) при облучении тяжёлых изотопов плутония (—) в отражателе реактора CM

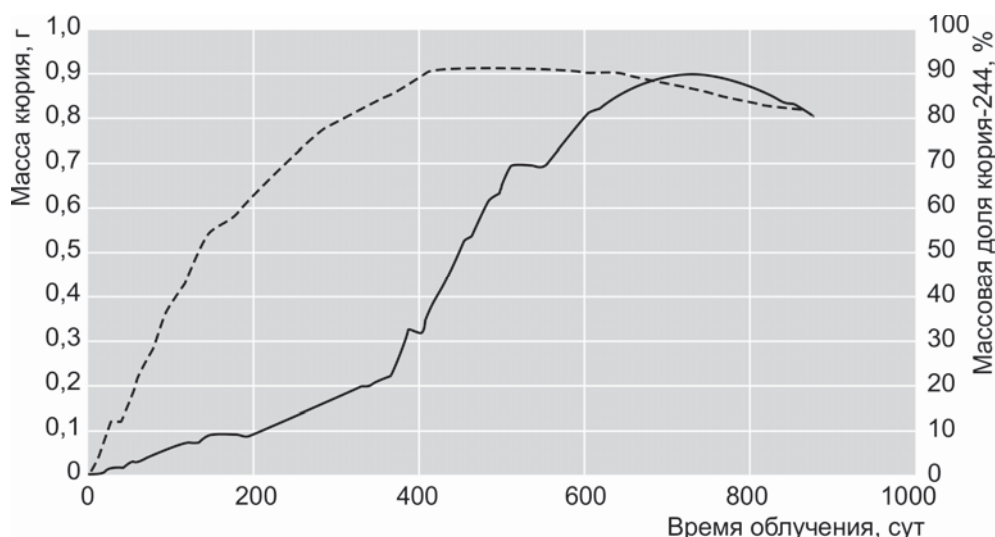


Рис. 4.28. Накопление кюрия-244 (-----) из тяжёлых изотопов плутония при двухстадийном облучении с указанием массы кюрия (—)

На первой стадии облучения вместо каналов отражателя целесообразно использовать ячейки малой ловушки (см. рис. 4.24), в которых скорость накопления изотопов кюрия практически в два раза выше (рис. 4.29).

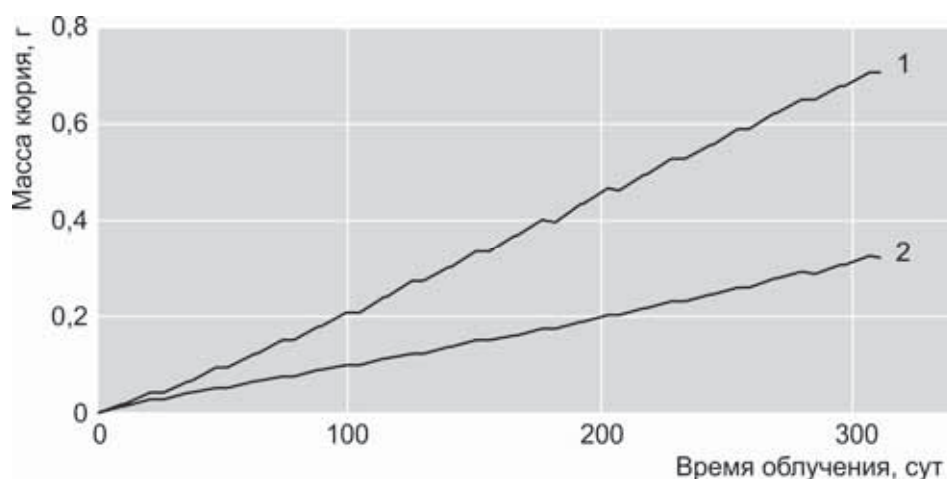


Рис. 4.29. Накопление кюрия в мишени при облучении в малой ловушке (1) и канале отражателя (2)

3. **Облучение мишеней с кюрием-244.** Цель данного этапа — получение тяжёлых изотопов кюрия. На рис. 4.30 приведена зависимость накопления изотопов кюрия от времени облучения кюрия-244 в нейтронной ловушке реактора СМ. Отметим, что рост массы кюрия-246 не велик, но за счёт выгорания кюрия-244 происходит быстрое увеличение массовой доли первого в смеси изотопов. Выбор сроков облучения для этого этапа не столь очевиден и варьируется от одного до двух лет (фактически время облучения выбирается в зависимости от требуемого качества тяжёлых изотопов кюрия, которое определяется содержанием кюрия-246 и кюрия-248).

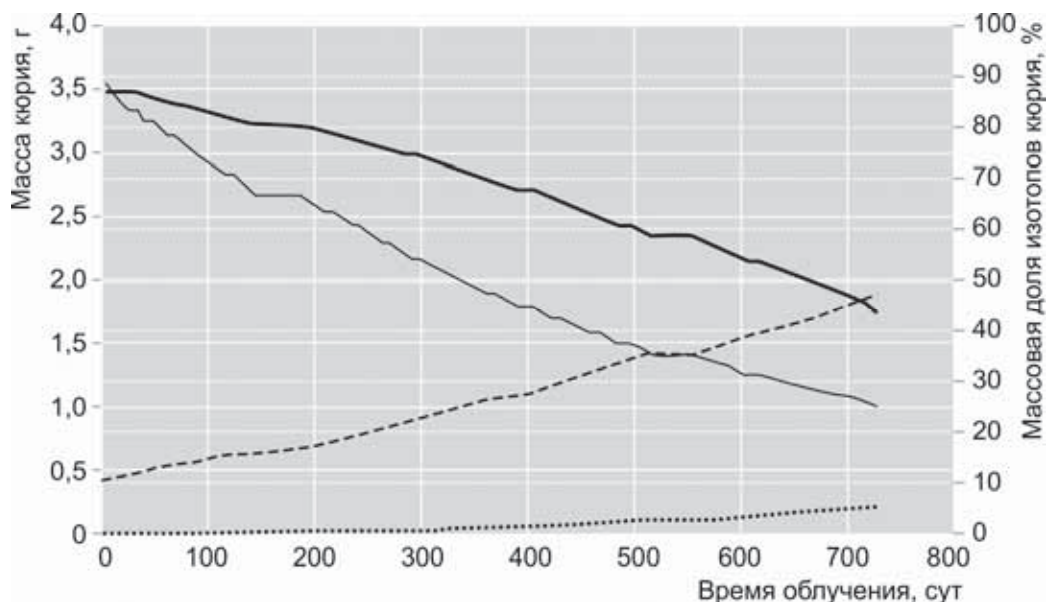


Рис. 4.30. Изменение массовой доли изотопов кюрия-244 (—), кюрия-246 (---), кюрия-248 (.....) от времени облучения кюрия (—)

4. **Облучение мишеней с тяжёлыми изотопами кюрия.** На рис. 4.31 представлена временная зависимость массы кюрия и калифорния-252 при облучении тяжёлых изотопов кюрия в нейтронной ловушке реактора СМ. После года облучения скорость прироста ядер калифорния-252 существенно уменьшается.

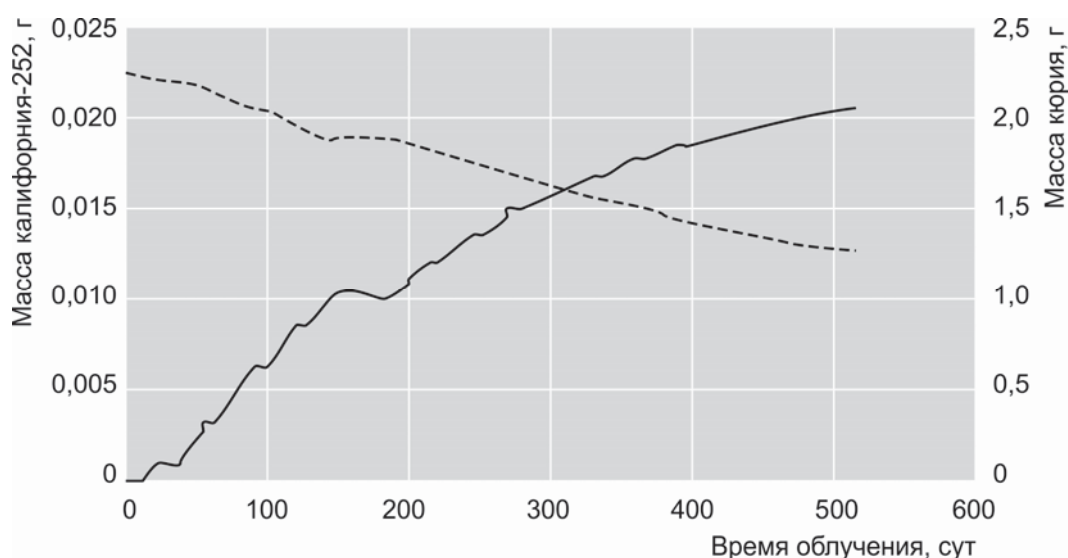


Рис. 4.31. Зависимость массы кюрия (----) и калифорния-252 (—) от времени облучения

5. Радиохимическая переработка облучённых мишеней. Особенностью разработанной в АО «ГНЦ НИИАР» технологии в отличие от американской, где на некоторых стадиях используют соляную кислоту, является применение на всех стадиях только малоагрессивных азотно-кислых сред, что позволяет эксплуатировать оборудование из обычной нержавеющей стали. Технология обеспечивает высокий уровень извлечения плутония (98–99 %) и трансплутониевых элементов (не ниже 95 %) и глубокую очистку их от радиоактивных и инертных примесей (около 10^5).

Ограничивающими и оптимизационными критериями, необходимыми при планировании реакторного облучения мишеней с трансплутониевыми элементами, являются:

- ◆ значение предельной линейной плотности теплового потока, ограничивающее максимальную загрузку тяжёлых изотопов плутония и кюрия-244 в одну мишень;
- ◆ загрузка тяжёлых изотопов кюрия в одну мишень, выбираемая исходя из требуемого годового объёма производства калифорния-252;
- ◆ максимальное значение выхода кюрия-244, достигаемое при последовательном облучении в течение одного года в отражателе или малой ловушке и последующем годовом облучении в нейтронной ловушке реактора СМ (допустимый момент остановки мишени определяют исходя из сопоставления значений предельной плотности теплового потока и ожидаемого всплеска энерговыделения за счёт увеличения скорости деления). Применение на предварительном этапе облучательных ячеек малой нейтронной ловушки позволяет практически в два раза повысить выход кюрия-244;
- ◆ длительность реакторного облучения кюрия-244, определяемая требуемым для конкретного варианта планирования производства калифорния-252 изотопным составом тяжёлых изотопов кюрия (массовая доля изотопов кюрия-246 и кюрия-248);
- ◆ время облучения мишени с тяжёлыми изотопами кюрия, определяемое исходя из требуемого годового объёма производства калифорния-252 с учётом того, что скорость накопления калифорния-252 существенно уменьшается после годичного облучения в нейтронной ловушке;
- ◆ количество доступных облучательных ячеек (ограниченность реакторного ресурса), которое следует учитывать на всех этапах облучения мишеней.

В качестве основной цели рассматривается обеспечение требуемой годовой производительности калифорния-252, а в качестве дополнительной — обеспечение

расширенного воспроизводства и улучшения качества стартовых композиций, в первую очередь тяжёлых изотопов кюрия.

Используя сформулированные выше критерии и ограничения, а также результаты детального анализа кинетики накопления, рассмотрим две различные концепции долгосрочного производства калифорния-252. Понятно, что реализация обеих концепций должна обеспечить выполнения основной цели — требуемого годового производства калифорния-252 на долгосрочную перспективу. Для наиболее полного отражения нюансов предлагаемых схем разделим тяжёлые изотопы кюрия на три вида по массовой доле в них кюрия-248:

- ◆ более 10 % — первый тип изотопов, получаемый наряду с калифорнием-252 при облучении тяжёлых изотопов кюрия второго типа в течение одного года;
- ◆ 5–10 % — второй тип изотопов, получаемый при облучении кюрия-244 в течение двух лет;
- ◆ менее 5 % — третий тип изотопов, получаемый при облучении кюрия-244 в течение одного года.

Очевидно, что наиболее ценным продуктом являются изотопы первого типа, позволяющие при облучении оперативно получать требуемое количество калифорния-252.

Суть первой концепции долгосрочного производства калифорния-252 (с нулевым балансом тяжёлых изотопов кюрия) заключается в следующем. Для обеспечения производства калифорния-252 в первые три года облучают мишени с тяжёлыми изотопами кюрия второго типа, имеющимися на складе. Попутно получают некоторое количество тяжёлых изотопов кюрия первого типа, меньшее по сравнению с первоначальной массой тяжёлых изотопов кюрия второго типа на величину выгорания. Следующая задача состоит в том, чтобы получить такое количество тяжёлых изотопов кюрия третьего типа из тяжёлых изотопов плутония, чтобы, смешав их с тяжёлыми изотопами кюрия первого типа, получить исходные тяжёлые изотопы кюрия второго типа той же массы. Расчётным путём определено, что необходимое количество тяжёлых изотопов кюрия третьего типа можно получить облучением двух мишеней с кюрием-244 в течение одного года. Для получения необходимого для изготовления двух мишеней количества кюрия-244 требуется последовательно облучить шесть мишеней с тяжёлыми изотопами плутония: сначала год — в отражателе, затем ещё год — в нейтронной ловушке. Таким образом, получая калифорний-252 в нужном количестве, одновременно обеспечивают нулевой баланс тяжёлых изотопов кюрия второго типа на складе (расход равен прибыли).

Достоинством данной схемы является сравнительно малое число занимаемых облучательных позиций, быстрый выход на стационарный уровень производства калифорния-252, а недостатком — то, что данная схема не обеспечивает расширенного воспроизводства препаратов тяжёлых изотопов кюрия и улучшения их качества.

Суть второй концепции долгосрочного производства калифорния-252 (с улучшением качества тяжёлых изотопов кюрия) представлена на рис. 4.32. Основная идея концепции заключается в переводе имеющихся на складе препаратов тяжёлых изотопов плутония и тяжёлых изотопов кюрия второго типа в препараты тяжёлых изотопов кюрия первого и второго типов соответственно. С этой целью каждый год ставят на облучение и облучают в течение трёх лет по одной мишени с тяжёлыми изотопами кюрия второго типа, получая тяжёлые изотопы кюрия первого типа и требуемое количество калифорния-252. Параллельно идёт процесс наработки тяжёлых изотопов кюрия второго типа из тяжёлых изотопов плутония. Устанавливая на облучение двенадцать мишеней с тяжёлыми изотопами плутония, после двух лет облучения получаем количество препарата, необходимое для изготовления трёх мишеней с препаратом кюрия-244. После облучения трёх мишеней с кюрием-244 в течение двух лет получаем требуемое количе-

ство калифорния-252 и тяжёлых изотопов кюрия второго типа, необходимое для изготовления одной следующей стартовой мишени.

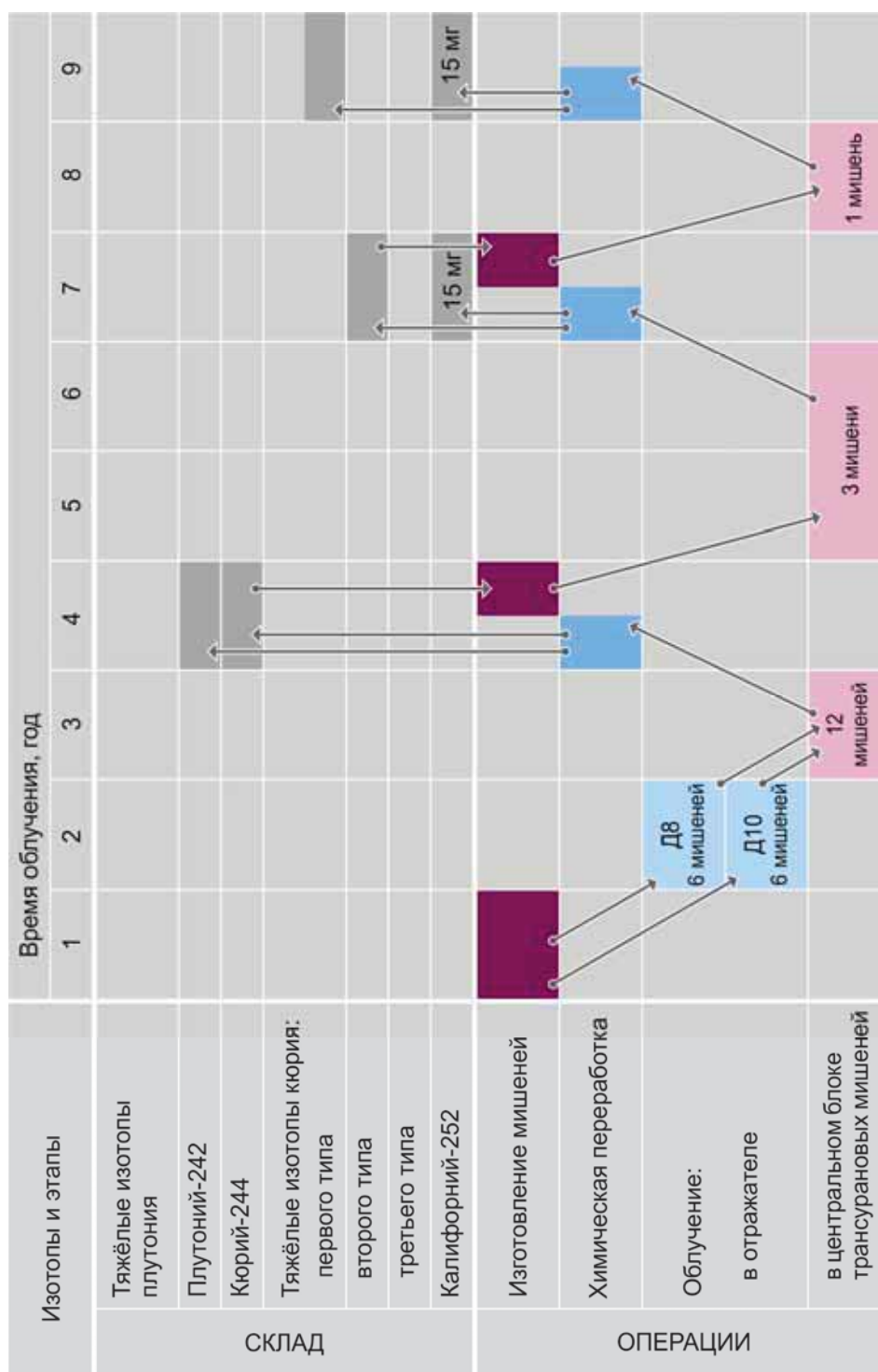


Рис. 4.32. Схема долгосрочного производства калифорния-252

Достоинством этой схемы является расширенное воспроизводство препаратов тяжёлых изотопов кюрия и улучшение их изотопного состава, а основным недостатком — потребность в большом количестве облучательных ячеек, продолжительный выход на стационарный уровень производства.

Применительно к данной схеме на рис. 4.33. приведена динамика изменения в относительных единицах массы изотопов трансурановых элементов на всех этапах реакторного производства. Из препарата тяжёлых изотопов плутония при облучении

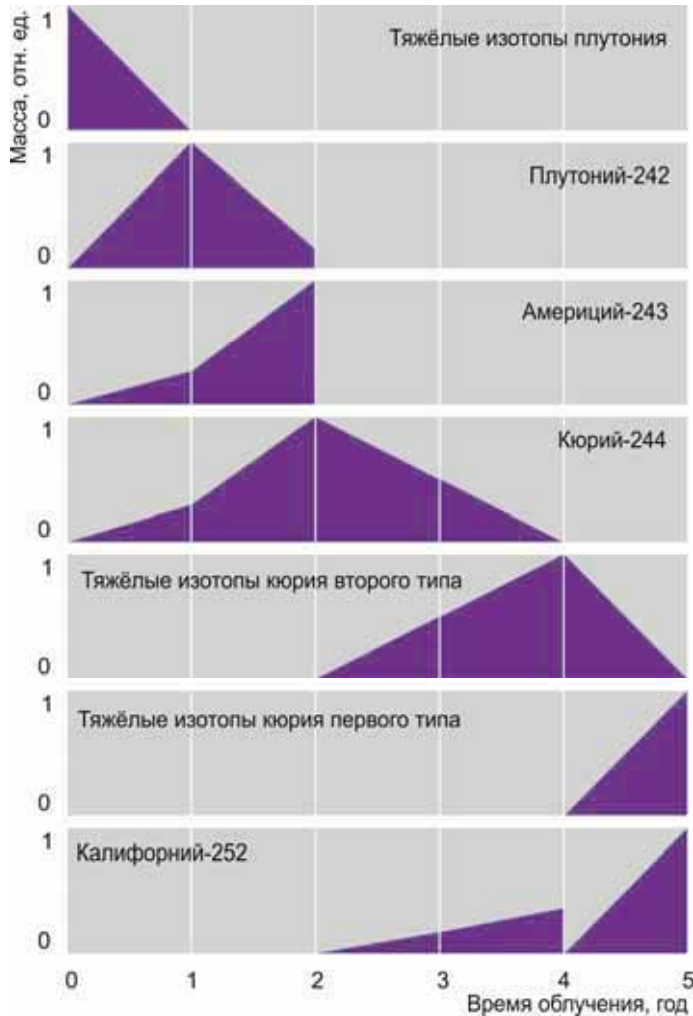


Рис. 4.33. Изменение массы изотопов трансурановых элементов в процессе облучения

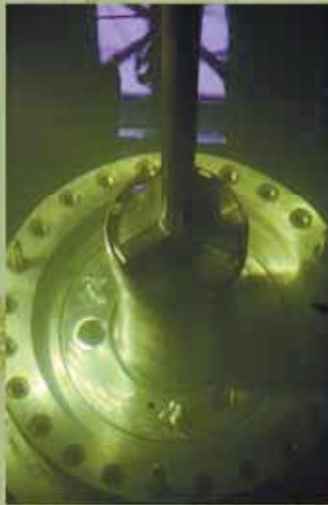
в канале отражателя в течение первого года получается плутоний-242, при этом также образуется америций-243 и кюрий-244. Строго говоря, смесь изотопов трансурановых элементов становится препаратом только после радиохимической переработки. Для компактности применяем термин «препарат» для описания реакторных этапов производства, понимая, что в действительности одна смесь изотопов переходит в качественно другую смесь изотопов трансурановых элементов. При облучении в центральном блоке трансурановых мишеней в течение одного года скорость накопления америция-243 и кюрия-244 существенно возрастает. Масса этих препаратов на момент выгрузки мишени из реактора достигает оптимума, что отражено на диаграмме. Из мишени выделяются америций-243 и плутоний-242, причем в последнем доля определяющего изотопа превышает 95 %. Затем полученный на предыдущих этапах кюрий-244 облучается в течение двух лет. При этом происходит накопление тяжёлых изотопов кюрия второго типа и калифорния-252. После облучения калифорний-252 выделяют из мишени, а тяжёлые изотопы кюрия второго типа идут на дальнейшее облучение, поэтому на диаграмме кривая накопления калифорния имеет разрыв. При облучении на этапе «тяжёлые изотопы кюрия второго типа → калифорний-252» накопление калифорния снова начинается с нуля, но происходит быстрее из-за большего содержания в стартовом материале таких изотопов, как кюрий-246 и кюрий-248. На этом этапе тяжёлые изотопы кюрия второго типа переходят в тяжёлые изотопы первого типа, а масса калифорния-252 при годичном облучении достигает требуемого значения.

Сформулированы критерии оптимизации и ограничения производства калифорния-252 в высокопоточном реакторе СМ при долгосрочном планировании, изучены основные закономерности трансмутации ядер при различных вариантах построения реакторного процесса, продемонстрированы варианты долгосрочных планов облучения мишеней с трансплутониевыми элементами, учитывающие конкретные требования к производству калифорния-252 и отвечающие сформулированным оптимизационным критериям.

Список литературы

1. Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 255 с.
2. Левин В.И. Получение радиоактивных изотопов. — М.: Атомиздат, 1972. — 256 с.
3. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности / под ред. В.А. Цыканова. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1991. — 104 с.
4. Клинов А.В., Топоров Ю.Г. Исследовательские реакторы, трансплутониевые элементы и мы (1964–1985 гг.). — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1996. — 8 с.
5. R.D. Cheverton, T.M. Sims. HFIR Core Nuclear Design. — ORNL-4621, July 1971. — USA (Tennessee, Oak-Ridge): Oak-Ridge National Laboratory, 1971. — 198 p.
6. Николаев В.М., Карелин Е.А., Кузнецов Р.А., Топоров Ю.Г. Технология трансплутониевых элементов. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2000. — 358 с.
7. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Основные итоги первого этапа модернизации активной зоны СМ // Атомная энергия, 2007. Т. 102, вып. 2. С. 8–92.
8. Патент № 2400838, Российская Федерация, ⁽⁵¹⁾МПК G21C17/00 (2006.01) [Электронный ресурс]. Способ формирования активной зоны исследовательского ядерного реактора / Малков А.П., Петелин А.Л., Романов Е.Г. // Бюл., 2010. № 27. — 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: 06.04.2016.
9. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C. / Editor Judith F. Briesmeister [Электронный ресурс]. — Report LA-13709-M. — Los Alamos, 18 December 2000. — 790 p. — Режим доступа: <http://permlink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>. Дата обращения: 08.06.2015.
10. Вахетов Ф.З., Романов Е.Г., Тарасов В.А. Комплекс программ для расчёта трансмутаций нуклидов // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2003. Вып. 3. С. 53–57.

*В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров, Е.Г. Романов,
А.В. Куприянов, Я.Н. Гордеев*





5

**РАДИАЦИОННАЯ
И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ,
ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**

Вопросы обеспечения радиационной безопасности и надёжности ядерно- и радиационно опасных объектов, экологической безопасности и минимизации негативного воздействия на окружающую среду, обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом занимают ключевые позиции в стратегических целях Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».

Наиболее значимые результаты в области обеспечения радиационной безопасности относятся к развитию методического сопровождения радиационного контроля трития. В 2015 году были начаты экспериментальные отработки нового для института метода проведения пробоотбора трития в выбросах радиоактивных веществ. И хотя экспериментальные исследования всё еще продолжаются, этот метод уже показал свою эффективность.

Получены новые расчётные результаты в области нормирования эффективных доз облучения сотрудников института. В АО «ГНЦ НИИАР» с помощью внедрённой программы АРМИР, реализующей современные методики оценки атрибутивного риска возникновения профессиональных радиационно-индуцированных заболеваний у сотрудников предприятий атомной отрасли, определён оптимальный режим облучения, при котором сотрудники не попадут в группы потенциального риска возникновения профессиональных заболеваний.

Продолжена деятельность по приведению процедуры обращения с радиоактивными отходами в соответствие с требованиями действующих федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. Введение нового объекта — построенного в отчётном году пункта контейнерного хранения твёрдых радиоактивных отходов — позволит не только решить эту задачу, но и усовершенствовать процесс обращения с радиоактивными отходами в институте и сделать более безопасным хранение этих отходов. Проведён анализ возможного техногенного и природного воздействия на хранилище жидких радиоактивных отходов, который показал, что вероятность реализации сценариев с негативным воздействием на работоспособность хранилища и на безопасность населения и окружающей среды пренебрежимо мала. Таким образом, в рамках комплекса работ по продлению сроков эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов было обосновано обеспечение его безопасности в полном объёме.

Для решения проблемы транспортировки отработавшего ядерного топлива на переработку изготовлен новый транспортный упаковочный комплект. По сравнению с имеющимися аналогами использование нового транспортного упаковочного комплекта позволит почти в пять раз снизить необходимое количество перевозок пеналов с отработавшими тепловыделяющими сборками реактора БОР-60. Приёмочные испытания подтвердили соответствие характеристик транспортного упаковочного комплекта требованиям конструкторской документации и возможность работы с комплектом на штатном оборудовании предприятия-переработчика отработавших тепловыделяющих сборок. Перевозки пеналов с ядерным топливом начнутся в 2016 году.

В.В. Серебряков

ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО КОНТРОЛЮ ГАЗООБРАЗНЫХ ФОРМ ТРИТИЯ В ГАЗОАЭРОЗОЛЬНЫХ ВЫБРОСАХ

В рамках инновационных исследований в АО «ГНЦ НИИАР» разработана программа экспериментов по отработке метода пробоотбора трития в газообразных формах путём термokatалитического окисления в проточной трубчатой печи. Тритий изначально образуется в действующих реакторах института в атомарном и газообразном виде, затем частично окисляется в водных технологических средах и вентиляционном воздухе до оксидной формы, при этом его газообразные формы могут присутствовать в радиоактивных газоаэрозольных выбросах. Регламентирующим основанием для исследований является необходимость контролировать содержание трития в оксидной и газообразных формах в вентиляционных газоаэрозольных выбросах радиационно-опасных объектов АО «ГНЦ НИИАР» в соответствии с требованиями нормативных документов [1, 2].

Целью данной работы были отработка, экспериментальное обоснование и внедрение метода пробоотбора трития, находящегося в газообразных и летучих формах в вентиляционном воздухе и воздушных радиоактивных газоаэрозольных выбросах (водород, метан, другие гидриды). Определение содержания трития в газообразных формах позволит более точно и обоснованно оценивать степень радиационной опасности трития для персонала и населения, а также разрабатывать методики и рекомендации по регламенту контроля этого радионуклида.

Метод отбора основан на окислении водородных газообразных форм до воды в присутствии катализатора в проточной электропечи и улавливании образующейся тритированной влаги адсорбентом. Метод отбора на цеолитовый сорбент давно используется в институте при регламентном контроле выбросов для улавливания оксида трития. Собранная на сорбенте влага впоследствии выделяется на лабораторной установке термовакuumной десорбции и используется для измерений в ней активности трития жидкостно-сцинтилляционным методом.

Для осуществления экспериментов на вентиляционном центре института был дополнительно проведён монтаж устройств, пробоотборных линий, измерительных и контрольных приборов к действующей системе отбора оксида трития (рис. 5.1). После монтажа дополнительной системы отбора проб трития выполнены пусконаладочные работы, в ходе которых определены возможности регулировки параметров пробоотбора, их оптимальные значения и проверена работа контрольных приборов. Созданная система отбора предполагает следующий основной порядок проведения экспериментов. Одновременно с регламентированным отбором оксида трития на сорбент по существующим линиям пропускают часть воздуха по экспериментальной ветке, включающей в себя окислительную колонку с катализатором, расположенную внутри нагревательной электрической печи. В колонке происходит окисление тритиевых газообразных форм с образованием влаги, которая после печи собирается на сорбенте внутри дополнительного адсорбера вместе с парами исходной влаги, присутствующей в отбираемом воздухе. Включение и работу дополнительной системы отбора с нагревом катализатора в электропечи проводят под непрерывным наблюдением инженера-оператора в течение нескольких рабочих дней до момента, когда необходимое количество тритиевой влаги будет накоплено в адсорбере. На время выключения нагрева подачу контролируемого воздуха в дополнительную линию прекращают. После окончания отбора насыщенные влагой адсорберы с параллельных линий передают в лабораторию, где на установке термовакuumной десорбции из каждого пробоотборника выделяют влагу. В обоих образцах выделенной влаги измеряют удельную активность трития. Результаты этих измерений с учётом режимов и параметров отбора, позволяют определить вклад в суммарную активность трития его газообразных форм в контролируемом воздухе. Предусмотренные программой исследований повторные в течение года эксперименты с варьированием условий отбора (состав

катализатора, температура его нагрева, расход воздуха, время прокачки, режимы работы реакторных установок, периодичность и прочее) позволят определить оптимальные условия для регламентного контроля газообразных форм трития.

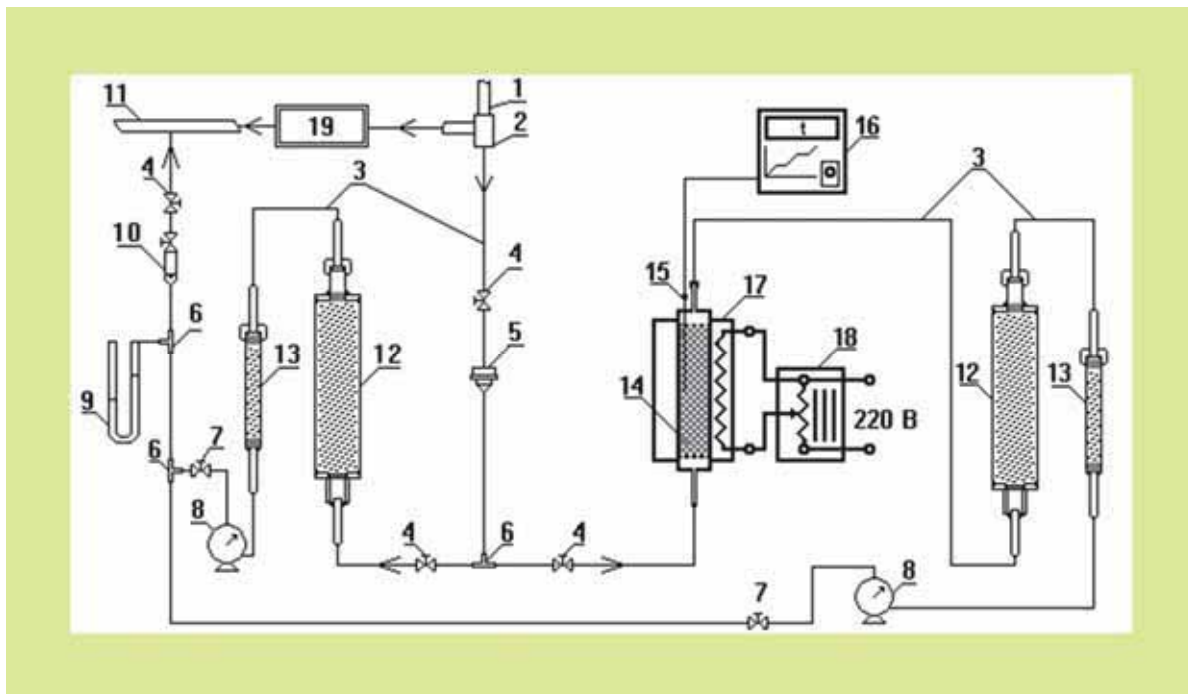


Рис. 5.1. Схема системы отбора трития из газоаэрозольных выбросов: 1 — линия отбора воздуха из галереи вентиляционной трубы; 2 — раздаточная ёмкость; 3 — вакуумные линии / шланги; 4 — отсечной вентиль; 5 — фильтродержатель с аэрозольным фильтром; 6 — тройник; 7 — регулировочный вентиль; 8 — газовый счётчик; 9 — водяной манометр; 10 — регулировочный ротаметр; 11 — вакуумная линия газодувки системы оперативного контроля выбросов; 12 — основной адсорбер-пробоотборник; 13 — малый контрольный адсорбер; 14 — окислительная колонка с катализатором; 15 — термопара; 16 — прибор контроля температуры; 17 — печь электрическая трубчатая; 18 — электроавтотрансформатор; 19 — система оперативного контроля выбросов

Первый эксперимент был проведён в декабре в течение 14 рабочих дней. Контролируемой средой была воздушная газоаэрозольная смесь, поступающая из галереи высотной трубы вентиляционного центра института по пробоотборной линии системы оперативного контроля выбросов. Каждый дневной отбор на разогретый до температуры 300–320 °С палладиевый катализатор длился по 5–7 ч. В результате эксперимента оказалось, что по экспериментальной линии с катализатором за одинаковое время при одинаковой подаче газовой смеси отбирали примерно в два раза больше влаги, чем по линии отбора оксида трития. Последующие измерения активности трития в собранной по каждой линии влаге и соответствующие балансовые расчёты показали, что во время эксперимента объёмная активность трития в газоаэрозольных выбросах в среднем составляла 360 Бк/м³ в виде оксида и 340 Бк/м³ в составе газообразных форм, то есть 48 % от общей активности.

Начало исследований по утверждённой программе прошло успешно, подтверждено наличие не сорбируемых газообразных форм трития, показана возможность их сбора методом термокаталитического окисления в проточном режиме, получены ранее не известные научные данные, которые будут пополняться, обновляться и обрабатываться по мере продолжения экспериментов.

Список литературы

1. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99 / 2010). Государственные санитарно-эпидемиологические правила и нормативы.— М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. — 83 с.
2. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002). Государственные санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2014. — 41 с.

А.А. Рыбин, С.Г. Барышников, М.В. Ряскова

АВТОМАТИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ДЕСОРБЦИИ ТРИТИЕВОЙ ВЛАГИ ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

В вопросах обеспечения радиационной безопасности на объектах использования атомной энергии такой элемент, как тритий, по своим радиационным свойствам занимает особое место. Как изотоп водорода, обладающий всеми его химическими свойствами, тритий является трудно локализуемым и в то же время биологически активным долгоживущим радионуклидом. Имея большой период полураспада (12,34 года) и обладая высокой миграционной способностью в природных средах, тритий является глобальным загрязнителем природных комплексов и одним из наиболее опасных радионуклидов. Современный уровень технологий и радиационной защиты на ядерных объектах при штатных режимах эксплуатации обеспечивает достаточно низкий уровень содержания трития в производственных помещениях и вентиляционных выбросах. Однако при проведении ремонтных работ и особенно в аварийных ситуациях уровень концентрации трития может повышаться.

В АО «ГНЦ НИИАР» для отбора трития из газоаэрозольных выбросов, в которых этот радионуклид присутствует в составе оксида водорода, используют цеолитовый сорбент, а для выделения и сбора тритиевой влаги — лабораторную установку термовакуумной десорбции, созданную более пятнадцати лет назад. Целью настоящей работы было сокращение ручных операций и автоматизация процессов десорбции тритиевой влаги при осуществлении радиационного контроля, в том числе процесса нагрева цеолита, контроля изменения вакуума и температуры, а также наладка оборудования для поддержания оптимальных условий процесса десорбции. До автоматизации непрерывный контроль над температурой в электропечи и холодной ловушке осуществляли с помощью термодатчиков, подключённых к переключаемым каналам аналогового измерителя температуры. Оператор установки вручную регулировал нагрев электропечи и контролировал уровень хладагента (смесь гексана и азота), постоянно готовя смесь и добавляя её в сосуд для холодных ловушек.

Общее описание процесса десорбции на автоматизированной установке (рис. 5.2) заключается в следующем. Пробоотборник с цеолитом, подлежащий регенерации, помещают в трубчатую электрическую печь и подсоединяют к вакуумным линиям. После создания в системе необходимого давления (не выше 500 Па) приступают к охлаждению ловушки-вымораживателя. Затем с помощью терморегулятора с подключённой к нему термопарой запускают программу нагрева печи. По заданной программе подъём температуры происходит со скоростью 2 °С/мин. При достижении 430 °С нагрев автоматически отключается, происходит расхолаживание печи. Десорбируемая из цеолита в результате нагрева влага поступает в холодную ловушку, находящуюся в охлаждаемой термостати-

ческой ёмкости, где конденсируется, образуя тритиевую пробу. Для охлаждения ловушки в термос автоматически поступает жидкий азот из металлического сосуда Дьюара. Проведённая модернизация системы охлаждения ловушки-вымораживателя позволяет автоматизировать процесс поступления в термос жидкого азота из металлического сосуда Дьюара. Для этого в сосуд с жидким азотом через герметизирующую пробку вводят нагреватель (резистор) и металлическую трубку (азотопровод), другой теплоизолированный конец трубки опускают в термос с ловушкой-вымораживателем. Процесс охлаждения контролируется терморегулятором. На уровне двух третей высоты ловушки закреплена хромель-алюмелевая термопара, подключённая к каналу терморегулятора, запрограммированного на поддержание температуры ниже $-100\text{ }^{\circ}\text{C}$. Такое расположение термопары выбрано экспериментальным путём и обеспечивает наилучшее поддержание температурного режима. При превышении температурного порога регулятор включает нагреватель, и под давлением образующегося в сосуде Дьюара газообразного азота жидкий азот начинает поступать по трубке в термос. Образующийся газообразный азот из жидкой фазы на дне термоса охлаждает ловушку. При достижении $-100\text{ }^{\circ}\text{C}$ терморегулятор отключает нагреватель. Процесс полного выделения влаги завершается через 3,5–4 ч.

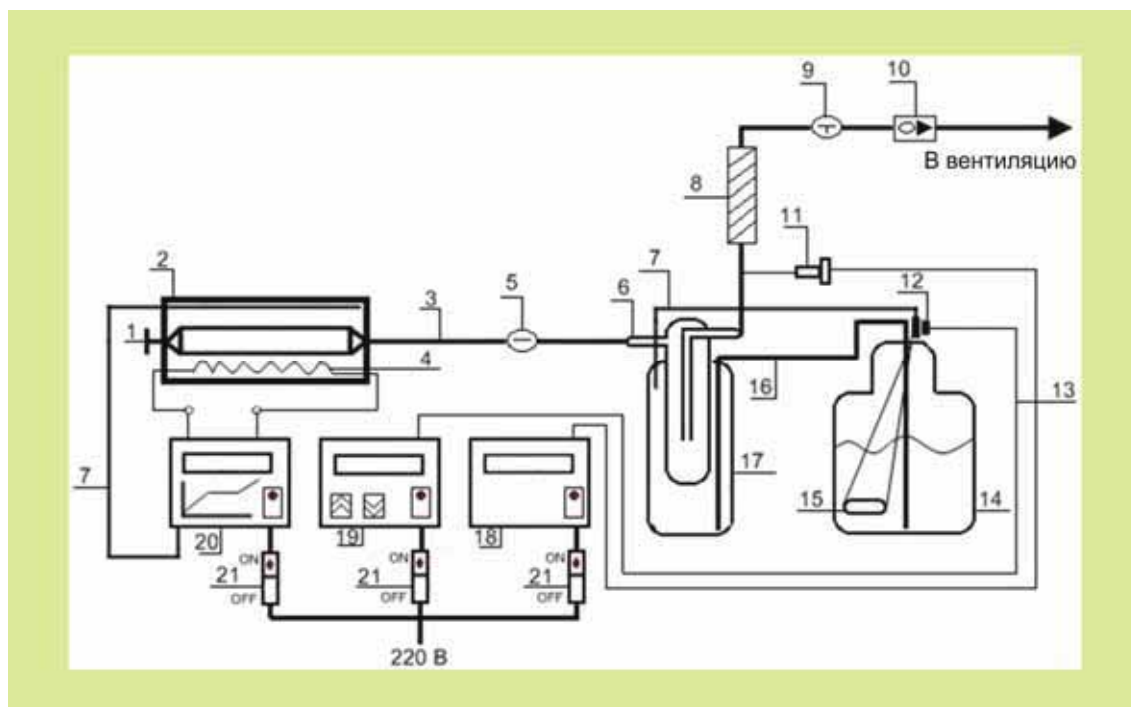


Рис. 5.2. Схема модернизированной установки десорбции: 1— рабочий пробоотборник-адсорбер с цеолитом; 2— электропечь трубчатая; 3— вакуумные линии; 4— нагреватель печи; 5— кран двухходовой вакуумный; 6— ловушка-вымораживатель; 7— термопары; 8— адсорбер страховочный (осушитель); 9— кран трёхходовой вакуумный; 10— насос вакуумный; 11— лампа вакуумная; 12— разъем связи; 13— кабель связи; 14— сосуд Дьюара с азотом; 15— проволочный резистор; 16— трубка подачи азота; 17— термос из нержавеющей стали; 18— вакуумметр; 19— двухканальный терморегулятор; 20— программный терморегулятор; 21— автоматы питания

Основными задачами модернизации установки были настройка пропорционально-интегрально-дифференциальных коэффициентов регулятора печи и изготовление азотопровода, который бы не перемерзал, и нагревателя азота, проходящего через горлышко сосуда Дьюара, а также новой ловушки-вымораживателя с увеличенным объёмом камеры и стенда с размещённым на нём оборудованием. На модернизированной

ной установке была проведена серия экспериментов по десорбции тритиевой влаги из пробоотборников-адсорберов. Первоначально для вымораживания влаги использовали две последовательно расположенные ловушки с индивидуальной для каждой из них системой охлаждения. Как показал эксперимент, понижение температуры в термостатических ёмкостях способствовало уменьшению давления в системе до 100–140 Па (по сравнению с 300–1000 Па в исходном варианте установки). Сочетание низкой температуры хладагента и глубокого вакуума в системе привело к полной конденсации влаги в первой ловушке. Это позволило ограничиться одной ловушкой и одним комплектом оборудования для системы охлаждения, что существенно упростило установку и облегчило обслуживание. Ввод в эксплуатацию модернизированной установки для десорбции тритиевой влаги из цеолита позволил:

- ◆ отказаться от использования токсичного вещества — гексана, в старой установке необходимого для приготовления хладагента, и закупки гексана, расход которого составлял 12 кг в год;
- ◆ исключить трудоёмкий процесс приготовления и поддержания хладагента за счёт автоматизации подачи жидкого азота;
- ◆ сократить расход жидкого азота за счёт исключения потерь во время испарения на воздухе при охлаждении гексана (при ручном доливе);
- ◆ перейти за счёт сокращения расхода азота на использование сосуда Дьюара меньшей ёмкости (шестилитрового вместо шестнадцатилитрового), более удобного и лёгкого;
- ◆ повысить ресурс цеолита в пробоотборнике за счёт более равномерного нагрева печи;
- ◆ облегчить работу оператора установки, действия которого теперь ограничиваются подготовкой установки, наблюдением за показаниями приборов и регистрацией их результатов;
- ◆ обеспечить возможность разработки программного обеспечения для занесения показаний терморегуляторов в базу данных.

А.А. Гончар, Сергей А. Муралёв

АТРИБУТИВНЫЙ РИСК КАК КРИТЕРИЙ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ОПТИМАЛЬНОГО РЕЖИМА ОБЛУЧЕНИЯ СОТРУДНИКОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Выпускаемые сегодня Международной комиссией по радиационной защите документы по радиационной безопасности рекомендуют проводить описание возможных последствий облучения сотрудника, используя термин «радиационный риск». Под радиационным риском понимается вероятность возникновения в результате облучения у человека или его потомства какого-либо вредного последствия. Всестороннее исследование такой вероятности привело к необходимости введения понятия «атрибутивный риск». Эта величина характеризует относительный вклад радиации в вероятность возможного заболевания конкретного человека. Если, например, для некоего сотрудника атрибутивный риск возникновения рака легкого равен 10 %, то это означает, что в случае возникновения этого заболевания с вероятностью 10 % оно будет обусловлено воздействием именно радиационного фактора (профессиональное заболевание) и с вероятностью 90 % — дру-

гими, нерадиационными факторами (наследственность, курение и прочее). Несмотря на то, что атрибутивный риск — расчётная, а не измеряемая величина, она используется в некоторых странах (Великобритания, США) в качестве критерия для определения необходимости выплаты компенсаций при диагностировании у сотрудников радиационно-индуцированных заболеваний. К примеру, сотруднику атомной отрасли с профессиональным заболеванием, у которого атрибутивный риск ниже некоторого порогового значения, выплаты не производятся, а размер выплат остальным сотрудникам пропорционален величине их атрибутивного риска.

В АО «ГНЦ НИИАР» расчёт и анализ атрибутивного риска персонала проводится с помощью программного комплекса АРМИР (версия 3.0). При расчёте атрибутивного риска в программе АРМИР учитываются возрастные и половые характеристики сотрудника, возраст на момент постановки на индивидуальный дозиметрический контроль и стаж, динамика облучения за время работы и полученная в текущем году доза внешнего и внутреннего облучения.

Одним из основных принципов обеспечения радиационной безопасности персонала является недопущение превышения основных пределов доз облучения, установленных нормами радиационной безопасности (НРБ-99/2009)*. Пределы доз для персонала — 20 мЗв в год и 1 Зв за весь период трудовой деятельности — установлены из условия недопущения возникновения у человека детерминированных эффектов облучения. При этом стохастические эффекты облучения могут возникнуть с вероятностью не более 10^{-3} , то есть статистически не более чем у одного из тысячи человек, ежегодно в течение пятидесяти лет получающих дозу облучения по 20 мЗв. Такой риск возникновения онкологических заболеваний при профессиональном облучении в настоящее время является социально приемлемым, так как по своей величине он сравним, например, с риском гибели рабочего на стройке.

В рамках настоящей работы была исследована вероятность попадания условного сотрудника в группу людей с повышенным атрибутивным риском, у которых в случае возникновения онкологического заболевания, оно будет обусловлено именно радиационным фактором при профессиональном облучении. Отметим, что попадание человека в группу риска не означает, что у него обязательно возникнет заболевание. В качестве допущения при расчётах принято, что облучение составляет по 20 мЗв ежегодно (разрешённая НРБ-99/2009 доза). В результате расчёта установлено, что вне зависимости от возраста сотрудника на момент начала облучения описанный выше режим облучения не является оптимальным с точки зрения формирования групп риска. Если начать облучать сотрудника в 27 лет, то он будет включён в группу с высоким атрибутивным риском радиационной обусловленности заболевания лейкозом уже к тридцати годам, а в группу с высоким атрибутивным риском радиационной обусловленности заболевания раком пищевода, желудка, печени или мочевого пузыря — к шестидесяти годам. Оптимальным для начала облучения в указанном режиме является возраст от 35–40 лет и старше, поскольку такие сотрудники гораздо менее подвержены возникновению лейкоза, чем двадцатилетние, но при этом за профессиональную карьеру не успеют набрать дозу, обуславливающую возникновение рака пищевода, желудка, печени или мочевого пузыря. Для статистически значимой радиационной обусловленности возникновения рака лёгкого необходим режим облучения сотрудников более жёсткий, чем по 20 мЗв ежегодно, на протяжении всей профессиональной деятельности. Но обязательно необходимо проводить дополнительные исследования атрибутивного риска персонала.

В.В. Авдонин

* Нормы радиационной безопасности (НРБ-99 / 2009). Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

ИЗМЕНЕНИЯ В СИСТЕМЕ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ С ВВОДОМ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ПУНКТА КОНТЕЙНЕРНОГО ХРАНЕНИЯ НИЗКО- И СРЕДНЕАКТИВНЫХ ТВЁРДЫХ ОТХОДОВ

В процессе научно-производственной деятельности подразделений института происходит образование твёрдых, жидких и газообразных радиоактивных отходов. Обращение с радиоактивными отходами представляет собой сложную и ответственную задачу, от решения которой во многом зависит радиационно-экологическая обстановка в прилегающем регионе. К твёрдым радиоактивным отходам относятся материалы и изделия, в которых сумма отношений значений удельной активности техногенных радионуклидов к их предельным значениям превышает единицу. По морфологии такие отходы разнообразны и включают пластикат, бумагу, полиэтиленовую плёнку, загрязнённые радионуклидами грунты, строительный мусор, средства индивидуальной защиты, не подлежащие дезактивации металлоконструкции, отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, ионообменную смолу в сухом виде, фильтры из ткани Петрянова и прочее. В АО «ГНЦ НИИАР» схема обращения с твёрдыми радиоактивными отходами реализована в местах их образования и службе-комплексе по обращению с радиоактивными отходами и включает в себя следующие виды деятельности: сбор, сортировку, паспортизацию, транспортирование отходов от мест образования к местам длительного хранения и переработки, хранение низко-, средне- и высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов. В АО «ГНЦ НИИАР» действуют несколько объектов долговременного хранения твёрдых радиоактивных отходов, краткая характеристика которых представлена ниже.

Пункт долговременного хранения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов был организован в 1962 году. Хранение отходов осуществляется в траншеях глубиной от 5 до 6 м, сооружаемых по мере необходимости на территории объекта. Траншеи после заполнения перекрываются извлечённым грунтом. Инженерные барьеры, системы спецвентиляции и спецканализации отсутствуют. По результатам первичной регистрации радиоактивных отходов решение об отнесении низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов к категориям удаляемых или особых отложено до истечения срока эксплуатации объекта — до 31 декабря 2017 года. В рамках реконструкции и обеспечения безопасности хранилищ твёрдых радиоактивных отходов проведены комплексные инженерные и радиационные обследования хранилища и разработаны проекты его объектного мониторинга, консервации и вывода из эксплуатации.

Хранилище высоко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов сооружено в 1959 году и принято в эксплуатацию в 1963 году. Первая партия отходов поступила в хранилище в июле 1964 года. Здание хранилища представляет собой приповерхностный железобетонный бункер, разделённый на ряд отсеков, предназначенных для хранения отходов. В девяностые годы вокруг здания были построены дополнительные сооружения, также разделённые на отсеки и предназначенные для размещения в них отходов, но при этом были ликвидированы водосборные каналы, осуществлявшие отвод дождевых и талых вод от хранилища. По результатам первичной регистрации радиоактивных отходов решение об отнесении среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов хранилища к категориям удаляемых или особых отложено до истечения срока эксплуатации объекта — до 31 декабря 2017 года. С 2006 года здание хранилища с пристройками заполнено отходами, поэтому все среднеактивные твёрдые радиоактивные отходы направляются на временное хранение в хранилище высокоактивных твёрдых радиоак-

тивных отходов. В рамках федеральной целевой программы проведены комплексные инженерные и радиационные обследования хранилища и разработана проектная документация по выводу его из эксплуатации.

Хранилище высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов принято в эксплуатацию в 1986 году. По проекту хранилище предназначено для хранения: высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов из радиационно-защитных камер; крупногабаритных отходов демонтируемого оборудования, имеющих радиоактивное загрязнение; отработанных альфа-, бета-, гамма- и нейтронных источников, применяемых на предприятии; высокоактивных отходов с технологических установок. С 2006 года в отдельные отсеки хранилища начат приём среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов. Хранилище представляет собой отдельно стоящее одноэтажное однопролётное здание, состоящее из наземной и подземной частей. Конструктивно здание представляет собой обвалованный заглублённый железобетонный бункер, разделённый на отсеки, и расположенную над ним крупнопанельную железобетонную наземную часть для размещения технологического оборудования и укрытия отсеков от атмосферных осадков. Размещение отходов в отсеки осуществляется через загрузочные люки или плиты. Для сбора и удаления душевых вод, дистанционного осуществления операций по обращению с отходами и управления технологическим процессом в здании предусмотрены технические системы специальной вентиляции, газоочистки, канализации. По результатам первичной регистрации хранящиеся в пункте долговременного хранения радиоактивные отходы отнесены к категории удаляемых. В рамках федеральной целевой программы проведены комплексные инженерные и радиационные обследования хранилища и разработаны проекты объектного мониторинга, консервации и вывода его из эксплуатации.

Проведённые обследования хранилищ АО «ГНЦ НИИАР» выявили некоторые несоответствия системы обращения с твёрдыми радиоактивными отходами современным требованиям нормативно-технической документации:

- ◆ пункты хранения низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов не обеспечивают экологическую безопасность хранения отходов;
- ◆ при приёмке твёрдых радиоактивных отходов на долговременное хранение в действующие объекты не проводится их сортировка, переработка, переупаковка и кондиционирование, подготовка к захоронению и передаче национальному оператору;
- ◆ способ хранения твёрдых радиоактивных отходов не позволяет обеспечить оперативность, полноту и достоверность информации о количественных и качественных характеристиках радиоактивных отходов, размещённых в отсеках (траншеях) пунктов долговременного хранения отходов.

Для устранения выявленных несоответствий был разработан проект по реконструкции и обеспечению безопасности хранилищ твёрдых радиоактивных отходов, предполагающий сооружение пункта контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых отходов (рис. 5.3). В последующие годы был проделан большой объём работ для реализации этого проекта, в результате чего получены положительные заключения государственной экспертизы и государственной экологической экспертизы, лицензия на право сооружения хранилища твёрдых радиоактивных отходов, а в 2015 году завершено строительство пункта контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых отходов.

Основными сооружениями пункта контейнерного хранения являются:

- ◆ технологический корпус — одноэтажное здание размером 27,5 на 48,0 м;
- ◆ хранилище твёрдых низкоактивных отходов — одноэтажное здание размером 30,0 на 48,0 м;
- ◆ хранилище твёрдых среднеактивных отходов — одноэтажное здание размером 15,0 на 48,0 м.



а



б

Рис. 5.3. Общий (а) и внешний (б) вид пункта контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов

Технологический корпус предназначен для следующих операций: сортировки отходов; переработки методами измельчения и прессования твёрдых радиоактивных отходов с целью сокращения их объёма; переупаковки и размещения упаковок с отходами в контейнеры; кондиционирования отходов; подготовки контейнеров твёрдых радиоактивных отходов к хранению и захоронению; паспортизации упаковок с отходами; подготовки к передаче контейнеров с твёрдыми радиоактивными отходами национальному оператору. Назначением пункта хранения является контролируемое безопасное временное контейнерное хранение кондиционированных упаковок с твёрдыми радиоактивными отходами. Срок эксплуатации сооружаемого объекта — тридцать лет (рис. 5.4).



а



б

Рис. 5.4. Основные этапы строительства пункта контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов: а — возведение металлического каркаса хранилища низкоактивных отходов; б, в — начало строительства технологического корпуса; г, д — закладка основания хранилища среднеактивных отходов и его сооружение; е — внутренние работы в технологическом корпусе



В



Г



Д



е

Рис. 5.4. Окончание

Введение в эксплуатацию пункта контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых отходов приведёт к качественным изменениям в системе обращения с твёрдыми радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР» и обеспечит:

- ◆ сокращение объёма образующихся в институте низко- и среднеактивных твёрдых отходов (в десятки и более раз) и снижение финансовых обязательств института по обращению с радиоактивными отходами;
- ◆ соответствие процессов сортировки, переработки и кондиционирования низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов современным требованиям нормативно-технической документации;
- ◆ оперативный учёт и контроль за обращением с низко- и среднеактивными твёрдыми радиоактивными отходами в пункте хранения;
- ◆ прекращение поступления среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов в хранилище высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов и увеличение потенциального срока эксплуатации этого хранилища;
- ◆ улучшение радиационной и экологической безопасности, повышение защищённости персонала, населения и окружающей среды за счёт перевода твёрдых радиоактивных отходов в безопасное состояние и качественно новые условия хранения в течение длительного времени;
- ◆ функционирование АО «ГНЦ НИИАР» в единой государственной системе обращения с радиоактивными отходами;
- ◆ подготовку отходов для последующей передачи на захоронение в соответствии с требованиями Федерального закона от 11.07.2011 г. № 190 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

Е.В. Крайнов, В.В. Давыдов, В.В. Маклаков, С.Г. Разживин

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОГО ТЕХНОГЕННОГО И ПРИРОДНОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ХРАНИЛИЩЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В рамках работ для продления срока безопасной эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов был проведён анализ источников техногенного и природного происхождения, которые могут отрицательно повлиять на работоспособность и безопасность хранилища в течение дополнительного срока эксплуатации, а также расчёт параметров внешних воздействий и оценка их потенциальной опасности для хранилища. При анализе рассматривались потенциально опасные техногенные источники, находящиеся в пределах 10 км от площадки АО «ГНЦ НИИАР», и такие исходные события, как взрывы, пожары на близлежащих промышленных объектах и транспортных путях. Среди внешних воздействий природного происхождения рассмотрены такие явления, как ураганы, смерчи, наводнения, землетрясения, пожары, оползни.

Территориально хранилище жидких радиоактивных отходов расположено в бассейне среднего течения реки Волги, на третьей правобережной террасе её левого притока — реки Большой Черемшан, в лесном квартале вблизи водного бассейна Куйбышевского водохранилища. Хранилище располагается в Мелекесской впадине, являющейся частью Ульяновской межводной зоны. Рельеф местности ровный, представляющий собой систему слаборасчленённых невысоких равнин. Абсолютные отметки высот поверхности изменяются в интервале от 66 до 72 м, перепад высот на 100 м составляет 1–1,5 м. Значительных изменений в географии района месторасположения с момента ввода в эксплуатацию хранилища жидких радиоактивных отходов не произошло.

Максимальный уровень воды в реке Большой Черемшан наблюдается в мае–июне. Самый существенный подъём уровня был в 1979 году, когда абсолютная отметка воды достигла 53,9 м. По данным штаба по делам гражданской обороны и чрезвычайным ситуациям Ульяновской области в случае внезапного прорыва напорного фронта одного из вышестоящих гидроузлов (Чебоксарская ГЭС) максимальный уровень прорывной волны в районе Димитровграда может составить в межень 54,6 м, в половодье — 55,8 м. Во всех этих случаях максимальный уровень воды будет значительно ниже территории размещения хранилища жидких радиоактивных отходов (66–72 м). Таким образом, риск затопления территории расположения хранилища отсутствует. Гидрологических изменений, способных оказывать влияние на хранилище, за время его эксплуатации не было.

Сейсмологические исследования и оценка сейсмической опасности показали, что грунты на всей территории АО «ГНЦ НИИАР» относятся к II категории по сейсмическим свойствам. Территория Димитровграда и Мелекесского района по степени сейсмической опасности отнесена к территориям, где вероятность превышения в течение 50 лет интенсивности сейсмического воздействия в 6 баллов составляет 95 %, а вероятность превышения сейсмического воздействия в 7 баллов — 99 %. Вулканическая деятельность на всей территории региона отсутствует. Современные геологические процессы, такие как оползни, обвалы, разрушение берегов и карстовые явления в радиусе нескольких десятков километров от территории расположения хранилища жидких радиоактивных отходов не наблюдаются. Согласно результатам бурения скважин (более 40 глубоких скважин) на площадке стандартных размеров разведочной сети (2,5×2,5 км) тектонических явлений на территории института в прошлом не обнаружено. Район расположения зданий хранилища жидких радиоактивных отходов характеризуется невысокой степенью сейсмичности, оцениваемой в 6 баллов.

Исследования природных геологических процессов в районе размещения института были проведены на территории радиусом до 300 км и включали геофизическое и клима-

тическое изучение района, историческое и инструментальное изучение сейсмичности района, геологическое изучение территории, гидрологические изыскания, каротаж скважин и космофотосъёмку территории, магнитную и гидрохимическую съёмки. Определено, что сейсмические проявления на территории не привязаны к движениям геологических структур. Инструментальные измерения сейсмических сотрясений, проводимые сейсмостанцией института с 2002 года, подтверждают это предположение. В ходе анализа было определено, что природные воздействия геологического и сеймотектонического характера за период эксплуатации не повлияли на безопасность хранилища жидких радиоактивных отходов. Район расположения хранилища является стабильным участком земной коры (с отсутствием активных тектонических разломов и прочего), глубокие геологические осадочные формации которого труднодоступны для случайного или преднамеренного проникновения.

Среднегодовая температура воздуха на площадке института за период с 1989 по 2003 годы равна $+4,6^{\circ}\text{C}$. Экстремальные значения температуры воздуха, наблюдавшиеся в районе расположения метеостанции равны $+37^{\circ}\text{C}$ (максимальная температура) и -38°C (минимальная температура). Среднегодовая величина осадков в Димитровграде за 1989–2003 годы составляет 610,8 мм, суточный максимум осадков — 63 мм. Рассматриваемая территория относится к IV снеговому району, для которого нормативное значение веса снегового покрова на 1 м^2 равно 1,5 кПа. Значения относительной влажности воздуха в течение года изменяются от 62 до 87 %. Среднегодовая относительная влажность воздуха по данным наблюдений составляет 77 %. Анализ метеорологических данных показал, что в районе расположения хранилища жидких радиоактивных отходов за последние сорок лет климатические условия существенно не изменились и не оказывают воздействия на данный объект.

Техногенные воздействия происходят при непосредственном участии человека. К таким воздействиям относятся взрывные аварии, в том числе взрывы боеприпасов (промышленного производства и самодельных), механические повреждения элементов и систем объектов, важных для безопасности (кабелей, линий энергообеспечения). В начале девяностых годов в институте совместно со специалистами отрасли были определены потенциальные источники предполагаемого взрыва, проведён расчёт параметров ударных волн и устойчивости зданий и сооружений АО «ГНЦ НИИАР». Исходными событиями являлись взрывы твёрдых взрывчатых веществ, перевозимых по железной или автомобильной дороге; пропанобутановой смеси, перевозимой по автомобильной дороге; ёмкостей с водородом; бензохранилища автохозяйства института или ближайшей базы горючесмазочных материалов, а также взрывы на магистральном газопроводе.

На расстоянии 3,5 км от хранилища жидких радиоактивных отходов находится теплоэлектроцентраль — единственный объект, деятельность которого связана с относительно большими выбросами, загрязняющими атмосферу. ТЭЦ работает на природном газе и мазуте. Запасы природного газа на ТЭЦ отсутствуют. Газовое хозяйство обеспечено необходимой автоматизированной арматурой и средствами контроля таким образом, что в случае разрыва трубопроводов подача газа будет прекращена в течение 5–10 минут. За это время в атмосферу не может поступить природного газа в количестве, которое при воспламенении нарушило бы работоспособность хранилища жидких радиоактивных отходов. Запас мазута в подземных ёмкостях составляет 12 500 т. Воздействие возгорания газа или мазута на хранилище возможно только вследствие возгорания лесного массива, окружающего ТЭЦ. Однако относительная удалённость ТЭЦ от хранилища, наличие вокруг ТЭЦ зон без лесных насаждений компенсируют негативные последствия возможного пожара. Воздействие выбросов стационарных источников близлежащих предприятий, работа которых сопровождается постоянными или периодическими выбросами токсичных или коррозионно-активных веществ, в силу удалённости этих предприятий от хранилища может не рассматриваться.

Вблизи района хранилища жидких радиоактивных отходов проходят железная и автомобильная дороги федерального значения. Ближайший участок железной дороги федерального значения находится на расстоянии 8700 м от хранилища. Ближайшее расстояние до автомагистрали республиканского значения Саранск—Самара составляет 3500 м. Аварии на транспортных путях при перевозке огнеопасных и взрывчатых веществ могут вызвать пожары в лесном массиве, окружающем территорию расположения хранилища, однако наличие защитных зон вдоль основных дорог должно воспрепятствовать распространению пожара на его территорию.

Анализ полученных результатов расчётов показал, что наиболее неблагоприятное воздействие на здание хранилища жидких радиоактивных отходов может оказать взрыв в результате аварии на магистральном газопроводе Самара—Ульяновск (4,4 км от института). Рассмотрен опыт эксплуатации подобных газопроводов, режимы истечения газа при разрывах трубопровода, особенности поведения лёгкого газа в среде воздуха, мероприятия эксплуатирующей организации по повышению надёжности трубопроводов и реальное состояние дел с газопроводом. Опыт показывает, что течи возможны, но взрывоопасных концентраций веществ на открытом воздухе не образуется. В ходе анализа установлено, что возможность опасных для хранилища значительных внешних воздействий в результате аварий на железнодорожной и автомобильной транспортных магистралях ограничена.

С целью обеспечения безопасности объектов АО «ГНЦ НИИАР» воздушные авиатрассы над промплощадкой института в радиусе 5 км запрещены решением директивных органов. В радиусе 16 км от площадки какие-либо аэропорты отсутствуют. За пределами шестнадцатикилометровой зоны расположены три аэропорта. В пределах 30 км от площадки отсутствуют военные объекты или воздушное пространство, используемое в качестве полигона для практического бомбометания, которые представляли бы опасность для площадок института. Воздействие летательных аппаратов, в том числе падение самолета, на хранилища жидких радиоактивных отходов маловероятно.

Анализ техногенного и природного воздействия на хранилища жидких радиоактивных отходов обосновывает обеспечение безопасности хранилища на период дополнительного срока эксплуатации в полном объёме.

*Е.В. Крайнов, В.В. Маклаков,
А.В. Мамонов, Ю.А. Мамонова, И.Г. Молотков*

СОЗДАНИЕ ТРАНСПОРТНОГО УПАКОВОЧНОГО КОМПЛЕКТА ТУК-32БОР

Основной принцип государственной политики, закреплённый в концепции Госкорпорации «Росатом» по обращению с отработавшим ядерным топливом, заключается в переработке этого топлива «для обеспечения экологически приемлемого обращения с продуктами деления и возврата в ядерный топливный цикл регенерированных ядерных материалов». В соответствии с этим принципом все отработавшие тепловыделяющие сборки исследовательских реакторов АО «ГНЦ НИИАР» должны быть вывезены на переработку. Предполагался ускоренный вывоз сборок из центрального хранилища, предназначенного для их временного хранения, для того чтобы обеспечить возможность

реконструкции бассейнов хранилища, предусмотренную федеральной целевой программой «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». В соответствии с программой до 2015 года из центрального хранилища вывезено большое количество отработавших тепловыделяющих сборок реакторных установок ВК-50, МИР и СМ. В 2015 году завершён вывоз отработавших тепловыделяющих сборок реактора АСТ. В транспортном упаковочном комплекте ТУК-11ДМ, созданном в АО «ГНЦ НИИАР», вывезено 70 пеналов с делящимися материалами, оставшимися после материаловедческих исследований ОТВС. Не вывозились на переработку только отработавшие тепловыделяющие сборки реактора БОР-60. В год в центральное хранилище ОТВС поступает 37 отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60. В настоящий момент в центральном хранилище находится 1237 таких сборок. Проектная вместимость хранилища для подобных сборок — 1334 места хранения. На сегодняшний день хранилище заполнено на 93 %, свободных мест хранения осталось 97. Надо отметить, что хранилище используется не только для размещения ОТВС, но и пеналов с делящимися материалами, оставшимися после материаловедческих исследований, и экранных пакетов с природным или обеднённым ураном, которых, по данным последней инвентаризации, в бассейнах-хранилищах 173 шт. ФГУП «ПО "Маяк"» мог принять на переработку ОТВС реактора БОР-60 с окисным урановым топливом (с обогащением 80–90 % по урану-235). Для обеспечения вывоза отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 имелись технические возможности: был разработан проект модернизации упаковочного комплекта ТУК-32 для транспортирования сборок. В выемной части контейнера модернизированного комплекта можно было разместить семь пеналов с ОТВС. Однако проект не был реализован во многом из-за высокой стоимости перевозки: для вывоза ОТВС в таком варианте комплекта ТУК-32 потребовалось бы осуществить более 60 рейсов вагона с тремя контейнерами.

В дальнейшем для решения задачи вывоза отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 был изготовлен транспортный упаковочный комплект ТУК-32БОР на базе защитного транспортного контейнера ТК-32 и оборудование, позволяющее размещать пеналы с ОТВС и отправлять их на транспортирование. Пеналы со сборками размещались в контейнере в двух пятнадцатиместных чехлах, которые устанавливали во внутреннюю полость контейнера в два яруса. В контейнере можно было разместить до 30 пеналов с ОТВС, то есть за один рейс специализированного вагона можно было перевезти до 90 пеналов. При создании комплекта ТУК-32БОР использованы все признаки независимого пункта формулы полезной модели «Упаковочный комплект для транспортирования и / или хранения отработавших тепловыделяющих сборок исследовательского реактора»*, патентообладателем которой является АО «ГНЦ НИИАР».

Состав и конструкция ТУК-32БОР

На основании технического проекта изготовлено три комплекта чехлов (по количеству существующих контейнеров ТК-32 и направляющих, обеспечивающих позиционирование чехлов во внутренней полости контейнера). В состав транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР входят: транспортный упаковочный контейнер; направляющая; верхний и нижний чехлы и демпфер. Контейнер предназначен для размещения нижнего и верхнего чехлов в фиксированном угловом положении и обеспечивает защиту от радиоактивного излучения и удержание радионуклидов от выхода за пределы контейнера при размещении в чехлах пеналов с ОТВС. Чехлы

* Патент 88839, Российская Федерация, ⁽⁵¹⁾МПК G21F5/008 (2006.01) [Электронный ресурс]. Упаковочный комплект для транспортирования и / или хранения отработавших тепловыделяющих сборок исследовательского реактора / Бордачёв В.Г., Гремячкин В.А., Маклаков В.В., Святкин М.Н., Юдин К.И. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_serv1/fips_servlet. Дата обращения: 28.04.2016.

обеспечивают упорядоченное размещение пеналов с ОТВС в контейнере, а также условия для отвода тепла от ОТВС к корпусу (с учётом требований ядерной безопасности). В составе транспортного упаковочного комплекта используются нижний и верхний чехлы вместимостью до 15 пеналов с ОТВС каждый. Радиоактивное содержимое транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР — это пеналы с ОТВС реактора БОР-60.

Входящий в состав транспортного упаковочного комплекта контейнер ТК-32 состоит из защитного контейнера, внутри которого установлена направляющая (рис. 5.5). Корпус защитного контейнера со стальной крышкой выполнен в виде толстостенного металлического сосуда. На наружной поверхности контейнера имеются две грузовые цапфы для подъёма контейнера траверсой. Крышка устанавливается в расточку в верхней части корпуса и крепится болтами. Разъём крышки и корпуса уплотняется двумя прокладками. Для контроля герметичности соединений в крышке имеется канал, обеспечивающий возможность контроля герметичности уплотнений крышки. Защитный контейнер имеет два клапана для дренажа воды из контейнера и его вентиляции.

Направляющая (рис. 5.5, б) состоит из верхнего и нижнего колец, соединённых между собой шпильками, которые обеспечивают осевое позиционирование верхнего и нижнего чехлов во внутренней полости контейнера. Верхнее кольцо направляющей фиксируется во внутренней полости контейнера при помощи трёх клиньев, нижнее кольцо опирается на дно контейнера. Направляющая монтируется во внутренней полости контейнера непосредственно перед транспортированием ОТВС на переработку.

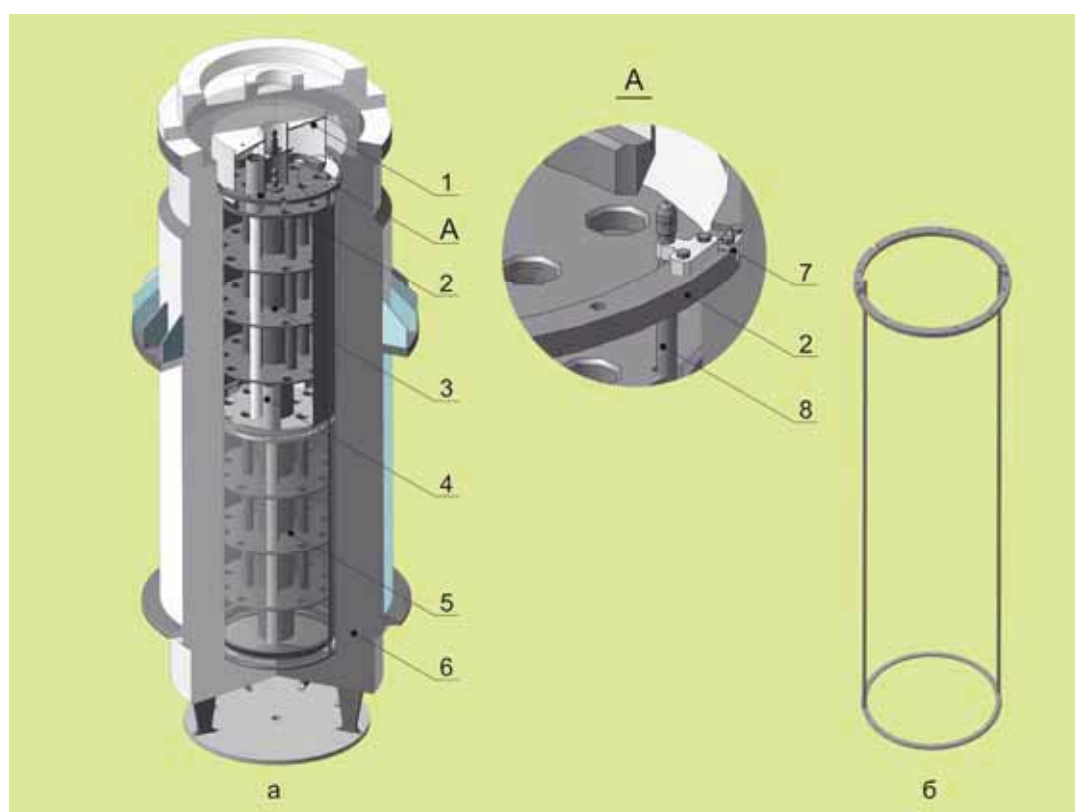


Рис. 5.5. Эскиз транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР (а) и направляющей (б): А — узел фиксации направляющей; 1 — демпфер; 2 — верхнее кольцо направляющей; 3 — чехол верхний; 4 — пенал с делящимися материалами; 5 — чехол нижний; 6 — контейнер ТК-32; 7 — клин; 8 — шпилька

Чехлы (рис. 5.6) являются выемными элементами транспортного упаковочного комплекта и обеспечивают позиционирование пеналов с ОТВС реактора БОР-60 во внутренней полости контейнера при их транспортировании. Чехлы размещаются во внутренней полости контейнера в два яруса, причем верхний чехол опирается на нижний. Состоят чехлы из центральной трубы и обечайки, соединённых между собой четырьмя дистанционирующими решётками с пятнадцатью отверстиями для позиционирования пеналов с ОТВС и нижними фланцами. К верхней решётке на шести болтах присоединено грузоподъёмное приспособление в виде грибка диаметром 40 мм. Для размещения внутреннего ряда пеналов решётки соединены трубами. Нижний фланец верхнего чехла имеет фигурные пазы диаметром 125 мм для прохода головок пеналов, размещённых во внешнем ряду нижнего чехла. Решётки и фланцы чехлов имеют призматические пазы, в сборке обеспечивающие наличие направляющего паза, в котором помещаются шпильки направляющей. При этом обеспечивается осевое смещение пеналов нижнего чехла относительно пеналов верхнего. Головки пеналов, размещённых в нижнем чехле во внешнем ряду, оказываются соосными фигурным вырезам фланца верхнего чехла и частично располагаются во внутреннем пространстве верхнего чехла.

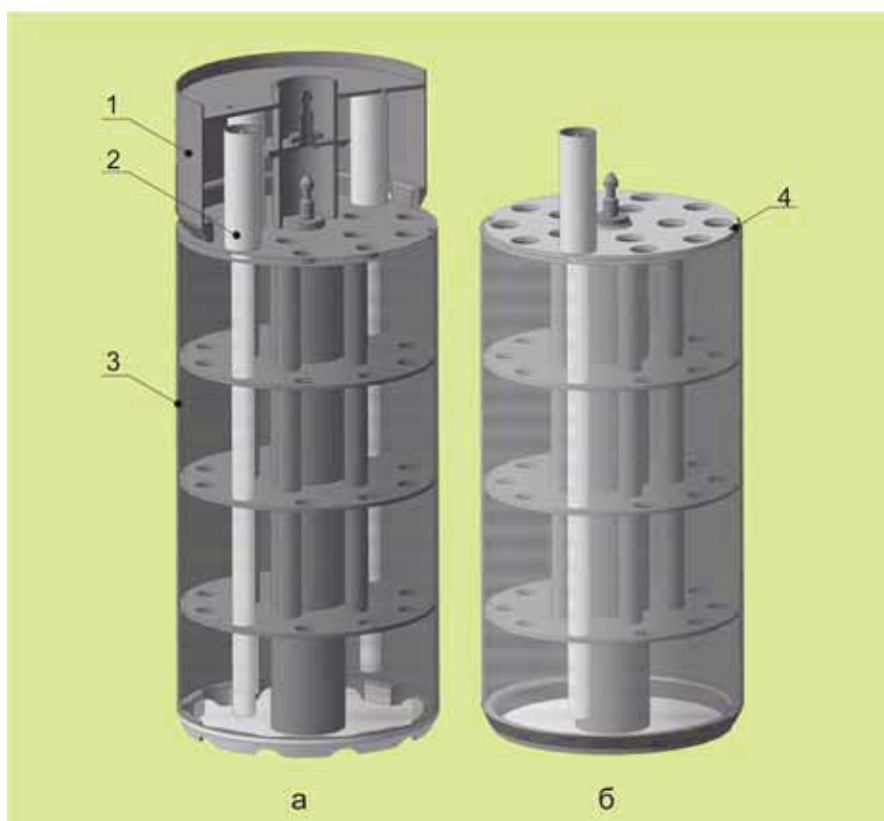


Рис. 5.6. Внешний вид верхнего (а) и нижнего (б) чехлов:
 1 — демпфер; 2 — пенал с ОТВС; 3 — обечайка;
 4 — направляющий паз

Демпфер представляет собой сварную конструкцию, состоящую из двух центральных труб, соединённых между собой болтовым соединением, наружной обечайки с приваренным опорным кольцом. Демпфер предназначен для исключения перемещения чехлов в осевом направлении при транспортировании. Грузозахватные головки чехлов и демпфера идентичны. Материал чехлов и демпфера — коррозионностойкая сталь марки 12Х18Н10Т.

Обращение с ТУК-32БОР

Загрузка и выгрузка отработавшего ядерного топлива из транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР в АО «ГНЦ НИИАР» и ФГУП «ПО "Маяк"» осуществляется посредством штатных транспортно-технологических процедур с помощью существующего на предприятиях оборудования и инструмента. Загрузка пеналов с ОТВС реактора БОР-60 в институте проводится в следующей последовательности: сначала чехол нижнего яруса размещают в бассейне здания и загружают его пеналами с ОТВС, затем чехол с ОТВС переносят с места загрузки в бассейн, в котором установлен контейнер ТК-32, и помещают чехол во внутреннюю полость контейнера; далее в контейнер устанавливают чехол верхнего яруса и загружают его пеналами с ОТВС. После загрузки всех трёх контейнеров ТК-32 выполняют штатные процедуры по подготовке вагона к перевозке по железной дороге.

Этапы выполнения работ по разгрузке отработавшего ядерного топлива из транспортного упаковочного комплекта определяются во ФГУП «ПО "Маяк"» принятым на предприятии полным циклом обращения с ядерными отходами, при этом чехлы поочередно сначала выгружают из контейнера, затем помещают в воду бассейна и при помощи наклонной тележки подают в бассейн хранилища для кратковременного промежуточного хранения. Из чехлов пеналы с ОТВС по отдельности переносят в отделение резки. Порожние чехлы отправляют в отделение дезактивации, после чего очередным рейсом железнодорожного транспорта доставляют их в АО «ГНЦ НИИАР». Транспортирование упаковочного комплекта без отработавшего ядерного топлива может осуществляться в вагоне-контейнере в соответствии с общепринятыми нормами и правилами перевозки тяжёлых грузов.

Разработанное и изготовленное оборудование позволяет, разместив в контейнере пеналы с ОТВС, обеспечить безопасное транспортирование ОТВС из АО «ГНЦ НИИАР» на переработку во ФГУП «ПО "Маяк"», соблюдая все требования современных нормативных документов. Приёмочные испытания во ФГУП «ПО "Маяк"» подтвердили соответствие характеристик транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР требованиям конструкторской документации. В настоящее время ведутся завершающие работы по получению сертификата разрешения на конструкцию упаковки.

Существующее в АО «ГНЦ НИИАР» и ФГУП «ПО "Маяк"» штатное технологическое оборудование и системы обеспечивают безопасное обращение с транспортным упаковочным комплектом ТУК-32БОР при загрузке и выгрузке. Таким образом, оба предприятия практически готовы для отправки и приёма первого рейса вагона-контейнера, загруженного пеналами с ОТВС реактора БОР-60. Первый рейс такого вагона-контейнера предполагается выполнить в 2016 году.

В.Г. Бордачёв, В.В. Маклаков





6

**МЕЖДУНАРОДНАЯ
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ**

В 2015 году АО «ГНЦ НИИАР» развивало международную деятельность и наращивало научно-техническое сотрудничество (рис. 6.1). Международная деятельность института не ограничивается только выполнением научных исследований в интересах зарубежных заказчиков и поставками за рубеж высокотехнологичной инновационной продукции: ведутся совместные исследования с ведущими зарубежными научными организациями, сотрудники предприятия участвуют в крупнейших международных научно-технических мероприятиях, представляя интересы института и российской атомной отрасли в деятельности разных рабочих групп, технических совещаний и семинаров, проводимых под эгидой различных международных организаций.

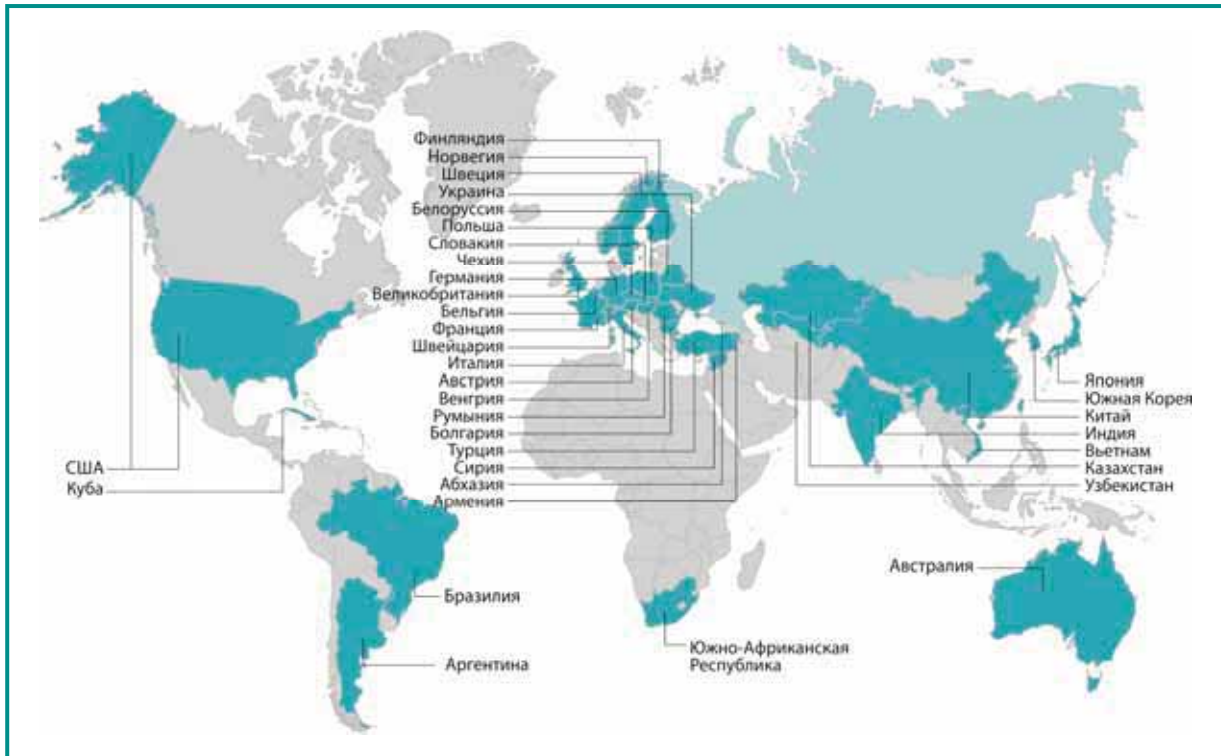


Рис. 6.1. География международного сотрудничества АО «ГНЦ НИИАР»

В части проведения научных исследований по заказу зарубежных партнёров АО «ГНЦ НИИАР» ориентировано на заключение и реализацию долгосрочных контрактов, в соответствии с которыми заказчику предоставляется целый комплекс наукоёмких услуг: от расчётных обоснований и разработки экспериментальных устройств, проведения реакторных экспериментов и выполнения послереакторных исследований до обучения персонала заказчика инновационным методикам исследований и обеспечения транспортно-логистического сопровождения поставок образцов, в том числе и топливных, и возврата облучённых изделий заказчику. В отчётном году были продолжены начатые исследования по подписанным ранее договорам, заключены новые долгосрочные контракты на проведение научных исследований по заказу зарубежных партнёров, таких как:

- ◆ **Компания «Арева» (Франция):** завершены реакторные испытания образцов циркониевых сплавов в реакторе БОР-60, ведутся их послереакторные исследования; закончена разработка методики исследования и экспериментальных устройств для изучения коррозионного растрескивания под напряжением образцов аустенитного жаропрочного сплава Inconel-718, ведётся подготовка к проведению испытаний образцов сплава в реакторах СМ и МИР;

- ◆ **Комиссариат по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (Франция):** продолжены реакторные исследования в реакторе БОР-60 образцов конструк-

ционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах, ведётся подготовка контракта на проведение испытаний в боковом экране реактора БОР-60 образцов поглощающих элементов;

♦ **Компания «Терра Пауэр» (США):** продолжены реакторные эксперименты по высокотемпературному облучению в реакторе БОР-60 и изучению радиационной стойкости образцов конструкционных материалов, завершено технико-экономическое обоснование и разработка методики проведения реакторных экспериментов по испытанию перспективных топливных композиций в реакторе БОР-60;

♦ **Аргоннская национальная лаборатория (Министерство энергетики США):** начаты работы по проведению испытаний в реакторе МИР экспериментальных топливных сборок с низкообогащённым уран-молибденовым топливом для обоснования перевода российских исследовательских реакторов ИРТ-МИФИ и ИРТ-Т на низкообогащённое топливо;

♦ **Ливерморская национальная лаборатория (Министерство энергетики США):** в рамках международной технической помощи завершены работы по разработке и аттестации ряда методик контроля изотопного состояния и массы урана и плутония в изделиях и контейнерах неразрушающими методами гамма-спектрометрического анализа и методом счёта нейтронных совпадений, ведутся работы по совершенствованию и техническому обслуживанию системы учёта и контроля ядерных материалов. Важнейшим результатом деятельности института в рамках международной научно-технической помощи стало завершение работы по разработке, изготовлению и сертификации двадцати двух комплектов стандартных образцов изотопного состава урана в диоксиде урана для организаций Госкорпорации «Росатом». В августе 2015 года АО «ГНЦ НИИАР» получило официальное свидетельство об утверждении типа стандартных образцов с присвоением регистрационного номера (рис. 6.2);

♦ **Корейский научно-исследовательский институт атомной энергии (Республика Корея):** завершена разработка экспериментальных устройств, начато облучение в реакторе БОР-60 и материаловедческие испытания конструкционных материалов для обоснования корейского прототипа реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем четвёртого поколения — SFR, в рамках подписанного в отчётном году нового долгосрочного контракта (рис. 6.3) начата разработка облучательных устройств и программы эксперимента по облучению в реакторе БОР-60 экспериментальных твэлов, планируемых к лицензированию в рамках реализации проекта SFR*;



Рис. 6.2. Свидетельство об утверждении типа стандартных образцов

* Подробнее информация представлена на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР». Режим доступа: <http://niiar.ru/node/2852>. Дата обращения: 24.06.2016.



Рис. 6.3. Официальная церемония подписания контракта между АО «ГНЦ НИИАР» и Корейским институтом атомной энергии, состоявшаяся 20 октября 2015 года в городе Дэдждоне (Республика Корея)

- ♦ Компании «Марубени Ютилити Сервисез» и «Дженерал Электрик–Хитачи Нуклеа Энерджи» (Япония): выполнена научно-исследовательская работа по предварительному изучению вопросов фторирования модельных образцов, содержащих уран и плутоний (металлокерамические композиции, моделирующие составы расплавленного ядерного топлива аварийной АЭС «Фукусима»), газообразным фтором;

- ♦ Национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом» (Украина): в рамках долгосрочного контракта в специально созданном электрообогреваемом стенде продолжаются длительные термические испытания облучённых твэлов реактора ВВЭР-1000 с моделированием переходных режимов, штатных и аварийных условий сухого контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива, проводятся разрушающие и неразрушающие исследования исследуемых облучённых твэлов.

Всего в 2015 году в рамках 16 действующих контрактов на проведение научных исследований с зарубежными заказчиками подготовлены и переданы заказчику 20 научно-технических отчётов (на бумажных и электронных носителях). Передача результатов исследований осуществляется на основании лицензий, выдаваемых Федеральной службой по техническому и экспортному контролю.

В соответствии с договоренностями с зарубежными заказчиками для верификации получаемых результатов АО «ГНЦ НИИАР» берёт на себя подготовку и отправку заказчикам облучённых в реакторах экспериментальных образцов. Эта работа требует оформления отдельных контрактов на транспортировку облучённых материалов и дополнительных лицензионно-разрешительных процедур. За отчётный период институтом выполнены поставки облучённых образцов заказчикам в США и Франции (по четырём отдельным контрактам), в стадии подготовки и согласования находятся ещё четыре подобных контракта.

В отчётном году научные сотрудники, авторитетные эксперты и руководители АО «ГНЦ НИИАР», представляя интересы института и Госкорпорации «Росатом», продолжали активно участвовать в деятельности различных международных экспертных рабочих групп и технических семинаров, таких как:

- ♦ совещание технической рабочей группы МАГАТЭ по реакторам на быстрых нейтронах, которое прошло в Обнинске с 25 по 29 мая 2015 года. Это совещание стало 48-м с момента организации в 1967 году этой авторитетной экспертной площадки, нацеленной на обеспечение координации деятельности стран, являющихся членами Международного агентства по атомной энергии, Агентства по атомной энергии при Организации экономического сотрудничества и развития, форума «Поколение IV», в области инновационных технологий и научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по тематике реакторов на быстрых нейтронах;

◆ Международная конференция по исследовательским реакторам «Безопасное управление и эффективное использование» (рис. 6.4), которая проходила с 15 по 20 ноября 2015 года на площадке МАГАТЭ (г. Вена). В рамках технической секции «Эксплуатация и использование исследовательских реакторов» заместитель директора — научный руководитель АО «ГНЦ НИИАР» Алексей Леонидович Ижутов представил развёрнутый доклад, посвящённый современным методам исследования топливных и конструкционных материалов (с использованием исследовательских реакторов института). В докладе особо отмечалось, что технологические возможности и профессиональные компетенции АО «ГНЦ НИИАР» способны обеспечить проведение исследований для обоснования любых реакторных концепций будущего: от усовершенствованных водяных реакторов, включая реакторы со сверхкритическими параметрами теплоносителя и регулируемым спектром нейтронов, до быстрых натриевых аппаратов и газоохлаждаемых реакторов с любыми видами теплоносителя;



Рис.6.4. Участники Международной конференции по исследовательским реакторам «Безопасное управление и эффективное использование»

◆ 52-ая конференция европейской рабочей группы «Горячие лаборатории и дистанционное обслуживание» (HOTLAB), проходившая с 27 сентября по 1 октября 2015 года в Бельгии (г. Лёвен), и заседание управляющего комитета этой рабочей группы, которое состоялось в Брюсселе с 13 по 15 декабря того же года. Вышеназванная авторитетная группа организована в 1963 году для развития сотрудничества между европейскими горячими лабораториями и обмена передовым опытом проведения исследований радиоактивных материалов. В дальнейшем рабочая группа расширила область своих интересов, став признанной экспертной площадкой для обсуждения широкого круга вопросов, связанных с организацией и проведением послереакторных исследований, как-то: развитие экспериментальной инфраструктуры и создание нового оборудования, обращение с радиоактивными отходами, организация транспортировки облучённых материалов, моделирование физических процессов и прочее. Учитывая возрастающий интерес к проведению послереакторных исследований, в последнее время в заседаниях рабочей группы принимают участие представители и неевропейских государств. Например, в 2015 году в работе конференции участвовали учёные из США, Канады, Японии, Индии, Южной Кореи, Аргентины, Индонезии, Китая и Израиля. АО «ГНЦ НИИАР» активно участвует в деятельности рабочей группы с 1998 года, а в 2004 году представитель института Юрий Денисович Гончаренко, начальник лаборатории отделения реакторного материаловедения, стал единственным от России членом управляющего комитета рабочей группы. Кроме представителя от России в состав комитета входят по два представителя от лабораторий Франции, Бельгии, Германии, США, по одному — от Норвегии, Швейцарии, Голландии, Англии, Швеции, а также один представитель МАГАТЭ;

◆ совещания экспертной группы высокого уровня по обеспечению надёжности поставок медицинских радиоизотопов Агентства по ядерной энергии при Организации экономического сотрудничества и развития. С 2015 года представитель АО «ГНЦ НИИАР»

Ростислав Александрович Кузнецов, начальник отделения радионуклидных источников и препаратов, входит в состав этой, специально созданной в 2009 году группы. Её целью является выработка условий и механизмов для обеспечения бесперебойных поставок на мировой рынок медицинских радиоизотопов, особенно молибдена-99. В деятельности группы принимают участие около сорока авторитетных экспертов из России, Аргентины, Бельгии, Бразилии, Канады, ЮАР, Польши, Голландии, Испании, Великобритании, США и других стран, а также представители Европейского сообщества по атомной энергии и Международного агентства по атомной энергии. АО «ГНЦ НИИАР», ключевой поставщик молибдена-99, в работе экспертной группы представляет интересы России как гаранта обеспечения надёжных и бесперебойных поставок изотопов в условиях потенциального прекращения в ближайшие годы работы реакторов-наработчиков изотопов в Канаде и Франции;

◆ Четвёртое ежегодное совещание Коалиции исследовательских реакторов стран СНГ, которое прошло в Ташкенте (Узбекистан) с 7 по 10 июля 2015 года (рис. 6.5), и второе заседание совещательного органа Базовой организации государств-участников СНГ по информационному обмену в области эксплуатации и повышения безопасности исследовательских ядерных установок, прошедшее в Алматы (Казахстан) с 5 по 7 августа 2015 года. Коалиция исследовательских реакторов стран СНГ нацелена на организацию тесного взаимодействия в таких областях, как обмен передовым опытом и экспертными знаниями в области обеспечения безопасности и управления ресурсом исследовательских реакторов; поддержка сотрудничества в сфере образования и подготовки персонала и студентов; разработка совместных исследовательских проектов. Решением Совета глав правительств государств-участников Содружества Независимых Государств в марте 2013 года АО «ГНЦ НИИАР» — научной организации, обладающей уникальным опытом эксплуатации исследовательских реакторов, где ещё в 1998 году был создан отраслевой центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок, — присвоен статус Базовой организации государств-участников СНГ в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. В состав её совещательного органа входят официальные представители, уполномоченные правительствами государств-участников СНГ, — более 20 специалистов, представляющих интересы России, Казахстана, Беларуси, Кыргызстана, Армении и других государств, в том числе четыре сотрудника АО «ГНЦ НИИАР» во главе с директором института Александром Тузовым — руководителем Базовой организации. В ходе второго заседания совещательного органа представлены доклады о проделанной работе, а также согласован и принят план работ на 2015–2016 годы. Как Базовая органи-



Рис. 6.5. Участники совещания Коалиции исследовательских реакторов стран СНГ

зация, институт в своей работе тесно взаимодействует с Комиссией государств-участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях, которая является межправительственным координационно-консультативным органом и активно работает в течение последних 15 лет. АО «ГНЦ НИИАР» ведёт работы по сопровождению автоматизированной информационной системы по учё-

ту опыта эксплуатации исследовательских ядерных установок государств-участников СНГ, сданной в эксплуатацию в 2015 году: осуществляет сбор и обработку данных, обеспечивает информационный обмен между заинтересованными сторонами, сообщает о нарушениях в работе исследовательских ядерных установок государств-участников СНГ. Результаты анализа информации оформляются в виде ежегодных информационных бюллетеней «О нарушениях в работе исследовательских ядерных установок государств-участников СНГ», содержащих полные статистические данные по нарушениям, подробный анализ отказов систем (элементов) и ошибок персонала, корректирующие меры

по устранению последствий и предотвращению нарушений в будущем. Кроме этого, силами специалистов АО «ГНЦ НИИАР» в 2015 году подготовлены материалы книги «Исследовательские ядерные установки государств-участников СНГ», издание которой планируется в 2016 году при финансовой поддержке МАГАТЭ.

♦ рабочая группа «Сотрудничество в области производства, использования и продвижения изотопной продукции государств-участников СНГ», созданная в рамках деятельности межправительственной Комиссии государств-участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях. В её деятельности специалисты АО «ГНЦ НИИАР» принимают самое активное участие. В 2015 году подготовлен сводный доклад, составленный на основе материалов, представленных членами рабочей группы. В подготовке материалов к докладу приняли участие представители Армении, Белоруссии, Казахстана, Киргизии и России. В докладе описано состояние производства и потребления радионуклидной продукции в республиках. Проект документа 10 декабря 2015 года рассмотрен на заседании Экономического совета СНГ, в мае 2016 года доклад предполагается представить на рассмотрение Совета глав правительств СНГ.

Около 130 представителей АО «ГНЦ НИИАР» в 2015 году приняли участие в более 100 международных научно-технических мероприятиях в России и за рубежом, в том числе в 16 международных научных форумах и конференциях и более чем в 25 совещаниях различных международных рабочих групп и информационно-технических семинарах, а также более 30 раз посетили зарубежных заказчиков для рассмотрения результатов работ по действующим контрактам и обсуждения перспективных договоров на проведение исследований.

Инфраструктура и экспериментальные установки института традиционно привлекают большое внимание зарубежных специалистов (не только действующих заказчиков, но и тех, кто рассматривает институт как потенциального партнёра по проведению исследований в будущем): в течение 2015 года площадку АО «ГНЦ НИИАР» посетили более 90 специалистов из 17 стран мира, в том числе директор дивизиона физико-химических наук МАГАТЭ Меера Венкатеш (рис. 6.6, а), Чрезвычайный и Полномочный Посол Республики Корея в Российской Федерации господин Пак Ро Бёк (рис. 6.6, б), директор южнокорейского Агентства по развитию реакторов на быстрых нейтронах господин Пак Вон Сёк и другие высокопоставленные официальные лица.



Рис. 6.6. Визит директора дивизиона физико-химических наук МАГАТЭ (а) и Чрезвычайного и Полномочного Посла Республики Корея (б)

В условиях ограниченного внутреннего заказа для повышения эффективности загрузки и использования уникальной экспериментальной и реакторной базы АО «ГНЦ НИИАР» нацелено на дальнейшее развитие международной деятельности и научно-технического сотрудничества, расширение портфеля зарубежных заказов и формирование имиджа института в глазах зарубежных заказчиков как надёжного партнёра в проведении высокотехнологичных реакторных и послереакторных исследований.

Ф.А. Григорьев



7

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

АО «ГНЦ НИИАР» стремится к тому, чтобы все издания института являлись официальными, то есть им присваивались номер ISBN и индекс УДК, материалы проходили обязательную редакционно-издательскую подготовку, что гарантирует высокое качество публикуемого материала и соблюдение всех стандартов в сфере редакционно-издательской деятельности. В соответствии с планом работ на 2015 год редакционно-издательской группой управления коммуникаций были отредактированы и подготовлены к печати следующие издания.

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 г.)

Научное издание

УДК 621.039

Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 г.). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. — 284 с.

ISBN 978-5-94831-142-5



Отчёт содержит статьи о выполненных в 2014 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как:

- ◆ 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;
- ◆ работы института по международным программам;
- ◆ редакционно-издательская деятельность.

Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

СБОРНИК ТРУДОВ АО «ГНЦ НИИАР»

Научное издание

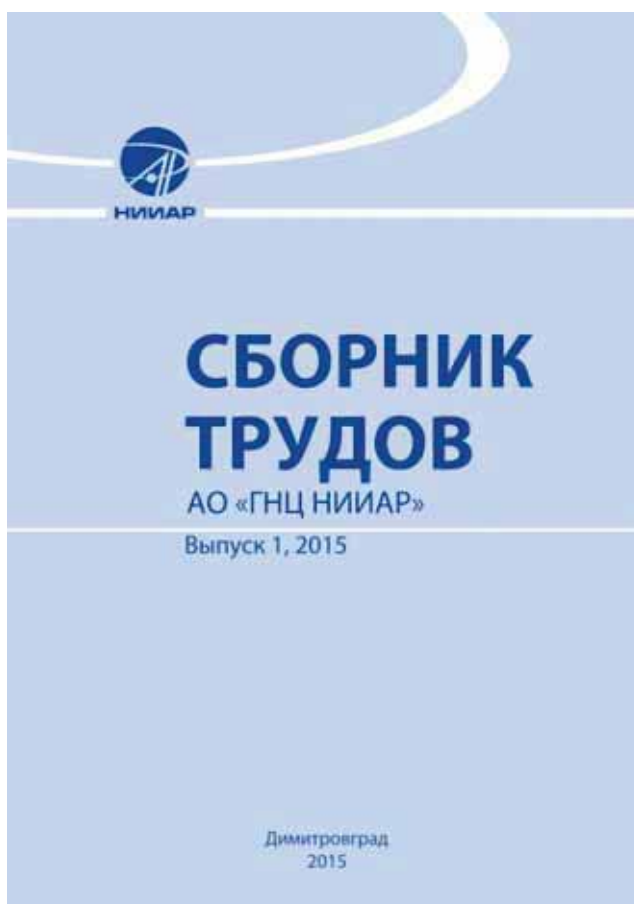
Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов». — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. Вып. 1. — 80 с.

ISBN 978-5-94831-143-2

Сборник трудов содержит научные статьи сотрудников института 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.

Содержание выпуска за 2015 год

1. А.С. Покровский, Е.П. Белан, А.В. Авдонин. Изменение теплофизических свойств облучённого реакторного графита при высокотемпературном отжиге.
2. С.В. Павлов, А.В. Сухих, С.С. Сагалов. Окисление оболочек твэлов из сплава Zr-1 %Nb в кипящем канальном реакторе.
3. Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.Ю. Баранов. Получение альфа-излучающих нуклидов облучением ^{226}Ra в высокопоточном реакторе СМ.
4. И.Л. Буткалюк, П.С. Буткалюк, С.В. Томилин. Исследование взаимодействия соединений радия с конструкционными материалами.
5. И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин, Р.А. Кузнецов. Исследование скорости выщелачивания радия из имитаторов стартовой радий-свинцовой композиции.
6. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, С.В. Томилин, И.Э. Власова, И.С. Белобров. Исследование свойств барий-свинцовой композиции.
7. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Корнилов. Исследование режимов регенерации радия из его сульфата.
8. И.И. Семидоцкий, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина. Верификация расчётных кодов применительно к исследовательской ядерной установке ВК-50.
9. В.А. Кисляков, А.А. Нуждов, П.С. Палачёв. Модернизация системы управления экспериментальным устройством «Нейтрон-8».



ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР» за 2014 год

Информационно-статистическое издание

УДК 621.039=161.1

Годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» за 2014 год [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (14,3 Мб). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. — 304 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 32 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

ISBN 978-5-94831-140-1

Номер государственной регистрации электронного издания 0321503891



В отчёте комплексно отражены основные финансово-экономические и производственные результаты деятельности АО «ГНЦ НИИАР» за 2014 год, а также результаты деятельности в области устойчивого развития (экономическое, экологическое и социальное влияние на окружающий мир); содержатся планы и намерения на средне- и долгосрочную перспективу, которые носят прогнозный характер и могут отличаться от фактических.

Отчёт подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

JSC «SSC RIAR» Annual Report 2014

Information Edition

Информационно-статистическое издание

УДК 621.039=161.1

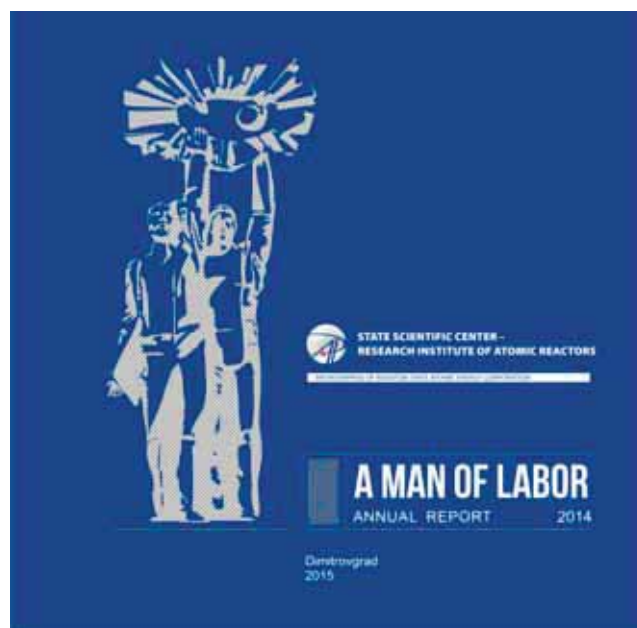
Годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» за 2014 год [Электронный ресурс]: на англ. языке. — Электронные текстовые данные (14,3 Мб). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. — 220 с.

JSC "SSC RIAR" Annual Report 2014 (A Man of Labor) [Electronic resource]. — E-text data (12MB) — Dimitrovgrad: JSC "SSC RIAR", 2015. — 220 pages — 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 978-5-94831-141-8

Номер государственной регистрации электронного издания 0321503890



В издании кратко и на английском языке представлены основные финансово-экономические и производственные результаты деятельности АО «ГНЦ НИИАР» за 2014 год, результаты деятельности в области устойчивого развития (экономическое, экологическое и социальное влияние на окружающий мир), планы и намерения на средне- и долгосрочную перспективу. Отчёт подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

Н.В. Чертухина

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АЗ — аварийная защита.

АО — акционерное общество.

АО «ВНИИНМ» — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» — акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского».

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова».

АРМИР — автоматизированное рабочее место по оценке индивидуального риска.

АРМОКОТ-АС — термостойкая композиция, предназначенная для пропитки изоляции обмоточных проводов, создания термостойкой защиты металлоконструкций электрических машин (электромагнитных насосов и насосов-дросселей) для атомных электростанций, атмосферостойкая, гидрофобная, тепломорозостойкая, обеспечивающая защиту поверхности в условиях запылённости, задымлённости и высокой относительной влажности воздуха.

АЦП-8К-В2 — амплитудно-цифровой преобразователь.

АЭС — атомная электростанция.

БАЭС — Белоярская атомная электростанция.

БИГР — быстрый импульсный графитовый реактор (реактор на быстрых нейтронах с активной зоной из уран-графитового топлива — единственный в мире представитель импульсных реакторов самогасящего действия).

БИЖФА — бумага слюдопластовая жаростойкая.

БИПР-К — программный код, предназначенный для расчёта трёхмерных полей энерговыделения и выгорания топлива в одноклассовом диффузионном приближении для водородных кипящих реакторов.

БН — натриевый реактор на быстрых нейтронах.

БН-1200, 800, 600 — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 1200, 800 или 600 МВт.

БНАБ — система констант для расчёта распространения быстрых и промежуточных нейтронов, содержащая данные по всем важным для реакторостроения материалам (за рубежом известна как АВВН), название составлено по начальным буквам фамилий авторов: И.И. Бондаренко, М.Н. Николаева, Л.П. Абагян и Н.О. Базазянц.

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 в 300 МВт.

ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор.

ВВЭР-ТОИ (В-510) — типовой оптимизированный и информатизированный проект двух-блочной АЭС с реактором ВВЭР-1300, выполняемый в современной информационной среде и в соответствии с требованиями ядерной и радиационной безопасности.

ВЖЛ-14 — высокопрочный жаростойкий литейный сплав.

ВЗВ — верхняя зона воспроизводства.

ВК-50 — водо-водяной кипящий реактор.

ВП — то же, что и ПВ.

ВХР — водно-химический режим.

ВЭУ-2А — вторичный электронный умножитель.

Госкорпорация «Росатом» — Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ — государственный стандарт.

ГПД — газообразные продукты деления.

ГСО ОУ — государственный стандартный образец обогащения урана.

ГЭС — гидроэлектростанция.

Д2ЭГФК — ди(2-этилгексил)фосфорная кислота.

ДИТИ НИЯУ МИФИ — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"».

ДР — дистанционирующая решётка.

ДУО — дисперсно-упрочнённая оксидами.

ЖРО — жидкие радиоактивные отходы.

ИРТ — исследовательский реактор типовой.

ИРТ-МИФИ — исследовательский реактор типовой, бассейнового типа, с использованием воды в качестве замедлителя и отражателя нейтронов, теплоносителя и биологической защиты (ФГАОУ ВПО «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"»).

ИРТ-Т — исследовательский реактор типовой — томский, исследовательский реактор бассейнового типа с использованием в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней биологической защиты высокодеионизованной воды (ФГАОУ ВПО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет»).

ИСП — индуктивно связанная плазма.

ИФГКА-АС — гибкий жаростойкий слюдопласт, предназначенный для применения в качестве электроизоляционного материала в электрических машинах (электромагнитных насосах) для атомных электростанций и представляющий собой листовой материал, полученный путём пропитки слюдопластовой бумаги растворами модифицированного алюмофосфатного связующего кремнийорганического лака (И — интегрированная слюда, Ф — флогопит, Г — гибкий, К — кремнийорганическое связующее, А — алюмофосфатное связующее, АС — атомная станция).

КОМПАС-3Д (комплекс автоматизированных систем) — семейство систем автоматизированного проектирования от российской компании «АСКОН».

КРН — коррозионное растрескивание под напряжением.

КС — компенсирующий стержень.

- КСП-4** — компенсатор самопишущий потенциометрический.
- КЭТВС** — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.
- МАГАТЭ** — Международное агентство по атомной энергии.
- МБИР** — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.
- МИ1201В** — изотопный масс-спектрометр.
- МИР** — материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.
- МОКС-топливо** (*англ. Mixed-Oxide fuel*) — ядерное топливо, содержащее несколько видов оксидов делящихся материалов (в основном — смесь оксидов плутония и природного урана, обогащённого или обеднённого урана).
- МФУ** — многофункциональное устройство.
- Н. у.** — нормальные условия.
- НЗВ** — нижняя зона воспроизводства.
- НРБ-99/2009** — нормы радиационной безопасности.
- ОАО** — открытое акционерное общество.
- ОИАЭ НИЯУ МИФИ** — Обнинский институт атомной энергетики — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ"».
- ООО** — общество с ограниченной ответственностью.
- ООО «НПФ "Сосны"»** — общество с ограниченной ответственностью «Научно-производственная фирма "Сосны"».
- ОПГ** — обратный парогенератор.
- ОСПОРБ-99/2010** — основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.
- ОТВС** — отработавшая тепловыделяющая сборка.
- ОУ** — облучательное устройство.
- ОЯТ** — отработавшее ядерное топливо.
- ПА** — продукты активации.
- ПАО «МСЗ»** — публичное акционерное общество «Машиностроительный завод».
- ПБМ-АС** — проводник биметаллический для атомных электростанций.
- ПВ** — петлевая установка с водяным теплоносителем.
- ПВК** — петлевая установка с водяным теплоносителем, кипящая.
- ПГ** — петлевая установка с газовым теплоносителем.
- ПД** — продукты деления.
- ПИРТ** — прибор измерительный и регистрирующий с индуктивным преобразователем перемещений.
- ПК** — персональный компьютер.
- ПОНТ-М** — приспособление для определения негерметичных твэлов, модернизированное.
- ПОТ450Ф-АС** — провод обмоточный термостойкий для атомных электростанций.
- ПРК** — полифункциональный исследовательский радиохимический комплекс.
- ПС** — поглощающий стержень.

- ПТВ — пучок твэлов верхний.
- ПТН — пучок твэлов нижний.
- ПЭВМ — персональная электронная вычислительная машина.
- Пэл — поглощающий элемент.
- РАО — радиоактивные отходы.
- РБМК — кипящий реактор большой мощности.
- РБТ — реактор бассейного типа.
- РЗ — редкоземельный элемент.
- РИТМ — реактор интегрального типа, модульный.
- РКУП — равноканальное угловое прессование.
- РМТ-59А — регистратор многоканальный технологический.
- РНМФ (*англ. RNMF*) — стандарт справочных данных для нейтронно-активационных измерений на ядерных реакторах.
- РО — регулирующий орган.
- Ростехнадзор — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
- РФ — Российская Федерация.
- СВБР — реактор на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем.
- СК-3-10 — датчик специального контроля мощности экспозиционной дозы гамма-излучения.
- СМ — высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный *самым мощным* из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.
- СМ-310 — стеклокристаллический материал.
- СНГ — Содружество Независимых Государств.
- СНУП — смешанное нитридное уран-плутониевое (топливо).
- СО — стандартный образец.
- СПОРО-2002 — санитарные правила обращения с радиоактивными отходами.
- СТЭ-1 — современный эмиссионный спектрометр.
- СУЗ — система управления и защиты.
- США — Соединённые Штаты Америки.
- ТВС — тепловыделяющая сборка.
- ТВСА — тепловыделяющая сборка, альтернативная; с жёстким каркасом, формируемым шестью уголками и дистанционирующими решётками.
- ТВС-Квадрат — тепловыделяющая сборка с квадратными дистанционирующими решётками.
- Твэг — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.
- Твэл — тепловыделяющий элемент.
- ТК — технологический канал.
- ТПЭ — трансплутониевый элемент.
- ТРМ — многоканальный терморегулятор.

ТРО — твёрдые радиоактивные отходы.

ТС — топливный сердечник.

ТУК — транспортный упаковочный комплект.

ТЭМ — трансмиссионный электронно-микроскопический.

ТЭП — термоэлектрический преобразователь.

ТЭЦ — теплоэлектроцентраль.

УДК — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире, и её индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.

ФАУ «Главгосэкспертиза России» — федеральное автономное учреждение «Главное управление государственной экспертизы» Российской Федерации.

ФГАОУ ВПО — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования.

ФГАОУ ВПО «НИЯУ "МИФИ"» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"».

ФГБУ — федеральное государственное бюджетное учреждение.

ФГУ — федеральное государственное учреждение.

ФГУП — федеральное государственное унитарное предприятие.

ФГУП «ВНИИФТРИ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Всероссийский научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений».

ФОСКОН500-АС — электроизоляционный состав, предназначенный для пропитки изоляции обмоточных проводов, изготовления пропиточных составов для обмоток и создания термостойкой защиты металлоконструкций электрических машин (электромагнитных насосов и насосов-дросселей) для атомных электростанций, состоит из соединений фосфора, магния, алюминия, кремния и хрома.

Х. д. — холоднодеформированный.

ЦПАЗ — центральная плоскость активной зоны.

ЦТ — центральная труба.

Ч — чистый.

Ч.д.а. — чистый для анализа.

ЭВМ — электронная вычислительная машина.

ЭДТА — этилендиаминтетрауксусная кислота.

ЭТВС — экспериментальная тепловыделяющая сборка.

ЮАР — Южно-Африканская Республика.

AAWin — программно-аппаратный комплекс, предназначенный для управления прибором при проведении измерений и обработки данных, сохранения и загрузки параметров измерений, результатов и калибровочных кривых, подготовки и печати отчётов.

Access'97 — система управления баз данных «Microsoft Access'97».

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

ANSYS CFX — программный комплекс, предоставляющий широкие возможности для анализа гидрогазодинамических процессов, многофазных потоков, радиационного теплообмена и прочего.

ASM International — Информационное общество по материалам (Materials Information Society)) — ведущая организация, главными задачами которой являются обеспечение информацией и взаимодействие.

AWCC (*Active Well Coincidence Counter*) — активный счётчик совпадений колодезного типа.

BURNUP (*от англ. burn — «сжигать»*) — программа для расчёта изменения состава делящихся и поглощающих материалов реактора в процессе кампании.

CAD-система (*computer-aided design / drafting*) — средства автоматизированного проектирования, в контексте указанной классификации термин обозначает средства, предназначенные для автоматизации двумерного и / или трехмерного геометрического проектирования, создания конструкторской и / или технологической документации.

CARE — программа, используемая для расчёта радиационных характеристик, выгорания и изменения нуклидного состава ядерного материала (актиниды и продукты деления), облучающегося в реакторе.

ChainSolver — разработанная в АО «ГНЦ НИИАР» программа, предназначенная для моделирования процесса трансмутации ядер при облучении нуклидов в нейтронном поле, позволяющая учитывать эффекты резонансного самоэкранирования в облучаемом материале, фактический график работы реактора с детальным заданием уровня мощности и варьировать значения ядерных констант, определяющих скорости превращения ядер при облучении нейтронами.

Delphi — интегрированная среда разработки программного обеспечения.

EMSR (*Experimental Multiplicity Shift Register*) — экспериментальный сдвиговый регистр множественности, где термин «Multiplicity Shift Register» представляет устоявшееся определение для анализатора, осуществляющего отслеживание «задержанных совпадений» в потоке входных импульсных сигналов по принципу работы сдвигового регистра с сортировкой совпадений по их кратности или множественности.

ENDF B-VI — интегрированная библиотека оценённых ядерных данных по сечениям реакций взаимодействия нейтронов с ядрами атомов, где данные сохранены в интернационально принятом формате ENDF-6.

FLOW SIMULATION — дополнительный модуль к программному комплексу SOLID WORKS, обеспечивающий возможность моделирование течения жидкостей и газов.

GMP (*Good Manufacturing Practice*) — система норм, правил и указаний в отношении производства лекарственных средств, медицинских устройств, изделий диагностического назначения, продуктов питания, пищевых добавок, активных ингредиентов.

HFIR (*The High Flux Isotope Reactor*) — высокопоточный ядерный реактор для производства изотопов.

IP (*Internet Protocol* — «межсетевой протокол») — маршрутизируемый протокол сетевого уровня стека TCP / IP. Именно IP стал тем протоколом, который объединил отдельные компьютерные сети во всемирную сеть Интернет.

ISBN (*International Standard Book Number*) — международный стандартный книжный номер.

LabView (*Laboratory Virtual Instrumentation Engineering Workbench*) — это среда разработки и платформа для выполнения программ, созданных на графическом языке программирования «G» фирмы «National Instruments» (США).

LOCA (*loss-of-coolant accident*) — авария с потерей теплоносителя.

LSODA (*Livermore Solver for Ode Automatic*) — подпрограмма решения обычных дифференциальных уравнений с автоматическим выбором метода решения, созданная в Ливерморской национальной лаборатории имени Э. Лоуренса (США).

MCNP (*Monte Carlo N-Particle Transport Code*) — семейство программ для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов, электронов и других) в материальных системах с использованием методов Монте-Карло.

MCU (*Monte Carlo Universal*) — комплекс программ для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло.

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

MCU-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.

MIXER — информационно-вычислительный комплекс, разработанный профессором В.С. Трошиным (ФГАОУ ВПО «НИЯУ "МИФИ"»), для обработки активационных измерений с целью получения спектральных характеристик нейтронного поля.

MS SQL Server 2005 — это разработанный корпорацией «Майкрософт» (Microsoft) комплекс программных средств, предназначенных для создания, ввода информации, редактирования содержимого и визуализации информации баз данных.

MSK-64 — шкала сейсмической интенсивности Медведева–Шпонхойера–Карника, названная по начальным буквам фамилий авторов (С.В. Медведев (Москва), В. Шпонхойер (W. Sponheuer, Иена), В. Карник (V. Karnik, Прага)) и разработанная в 1964 году.

NET Framework 4.0 — программная платформа, выпущенная компанией «Майкрософт» (Microsoft).

NKE (*нем. Nuklidkarte Electronic Nuklidkarte*) — программа, предназначенная для просмотра базовых ядерно-физических констант (периодов полураспада, сечений нейтронных реакций, данных о каналах распада, выходах осколков деления и пр.) и анализа информации о радиоактивных изотопах (первоначальный (настенный) вариант создан в Карлсруэ).

ORIP_XXI — программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и предназначенный для расчёта трансмутации ядер при облучении в нейтронном потоке.

PC/FRAM (*Personal Computer, Fixed energy, Response function Analysis with Multiple efficiencies*) — программа определения изотопного состава плутония, массовой доли америция-241 в материалах, содержащих плутоний, по результатам анализа измеренного гамма-спектра; программа также определяет изотопный состав урана в материалах, содержащих только уран.

PWR (*Pressurized water reactor*) — реактор с водой под давлением.

RADAU (*Runge–Kutta Adaptive Automatic*) — подпрограмма решения обычных дифференциальных уравнений, основанная на алгоритмах Рунге–Кутты с адаптивным выбором порядка алгоритма; выбор порядка осуществляется автоматически.

RELAP5/MOD3.2 — теплогидравлический код, предназначенный для расчётного анализа контуров охлаждения водо-водяных реакторных установок, а также элементов активных зон.

RERTR (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactors Program*) — международная программа по снижению обогащения топлива для исследовательских и испытательных реакторов.

RNMF-89 — стандарт справочных данных для нейтронно-активационных измерений на ядерных реакторах.

SFR (*Prototype Gen-IV Sodium-cooled Fast Reactor, PGSFR*) — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

SOLID WORKS — программный комплекс систем автоматизированного проектирования для автоматизации работ промышленного предприятия на этапах конструкторской и технологической подготовки производства.

TCP (*Transmission Control Protocol / Internet Protocol*) — один из основных протоколов передачи данных в сети Интернет, предназначенный для управления этой передачей. Сети и подсети, в которых совместно используются протоколы TCP и IP, называются сетями TCP / IP.

TWR (*Traveling wave reactor*) — реактор на бегущей волне.

VODE (*Variable-coefficient ODE solver*) — подпрограмма решения обычных дифференциальных уравнений с переменными коэффициентами.

Windows Mobile — мобильная операционная система, разработанная компанией «Майкрософт» для карманных персональных компьютеров, коммуникаторов и смартфонов.

Windows XP/7/8 — операционная система серии Windows версий XP/7/8, способная работать как сервер для выполнения сервисного программного обеспечения.

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов	3
------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин	6
Петлевые испытания в реакторе МИР твэлов высокотемпературного реактора с газовым теплоносителем. А.Л. Ижутов, С.А. Ильенко, В.А. Свистунов, А.Ю. Халяпин, В.Н. Шулимов, И.В. Киселёва, А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова, В.И. Васильев	15
Внутриреакторные исследования характеристик новых видов ядерного топлива. А.Л. Ижутов, А.Г. Ещеркин, Н.П. Котов, Е.Е. Кузнецова, С.Ю. Белова	16
Изучение выхода в теплоноситель продуктов деления из твэлов реактора ВВЭР с искусственно нанесённым дефектом на оболочке. А.В. Алексеев, С.А. Ильенко, И.В. Киселёва, Ю.С. Кудрин, В.Н. Шулимов.....	20
Реакторные испытания тепловыделяющих сборок типа ИРТ-3М с низкообогащённым уран-молибденовым топливом. А.Л. Ижутов, В.А. Старков, В.В. Пименов, С.В. Майнсков, В.Е. Федосеев, Т.А. Осипова	23
Наработка в реакторе МИР углерода-14. А.И. Долгов, М.А. Мокеичев, С.В. Майнсков	25
Расчётное обоснование деформации и разгерметизации твэла и формоизменения опорной конструкции экспериментального устройства в рамках эксперимента «МИР-LOCA/72». О.И. Дреганов, В.Н. Шулимов, Л.П. Захарова, Н.В. Киреев	26
Методические аспекты измерения толщины оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов. А.В. Бурукин, А.И. Долгов, П.А. Ильин, В.В. Калыгин, С.В. Михайлов, М.А. Мокеичев.....	30
Внедрение метода атомно-абсорбционной спектроскопии для контроля водных теплоносителей петлевых установок реактора МИР. О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова, С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская	33
Совершенствование технологии дозирования ионов цинка для петлевой установки реактора МИР. А.В. Бурукин, О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, А.И. Долгов	36
Ампульные испытания в реакторе СМ макетов твэлов с оксидным топливом. Н.К. Калинина, Т.В. Шушакова, В.Г. Нагайцев, А.Н. Щучкин, С.В. Серёдкин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов	38

Реакторные испытания макета рабочего органа системы управления и защиты реактора с газовым теплоносителем. В.Е. Алексеев, С.В. Серёдкин, В.В. Пименов.....	40
Реакторные испытания образцов пэлов перспективной конструкции. Н.К. Калинина, В.Г. Нагайцев, С.В. Серёдкин, А.Н. Щучкин, Т.В. Шушакова, С.А. Сазонтов, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов.....	44
Разработка методики исследования радиационной деспекаемости уранового оксидного топлива с крупным размером зерна. Г.А. Ильиных, С.В. Серёдкин, А.Л. Ижутов.....	46
Исследование ползучести и кратковременных механических свойств сплава ВЖЛ-14 в условиях нейтронного облучения в реакторе РБТ-6. А.А. Нуждов, В.А. Кисляков, П.С. Палачёв.....	52
Испытания электрокорунда на терморadiационную стойкость. А.Р. Белозёрова, Н.И. Крошкин, В.В. Личадеев, В.А. Неверов, В.В. Павлов, Т.И. Чернышёва.....	55
Электрофизические исследования образцов электроизоляционных материалов в процессе высокотемпературного старения под воздействием быстрых нейтронов. Ю.П. Гребёнкин, С.И. Жулинский, А.Л. Ижутов, Ю.М. Крашенинников, А.Г. Прохоров, А.М. Шахмуть, А.П. Шестаков.....	56
Эксперименты по нейтронной дозиметрии в малой поворотной пробке реактора БОР-60. А.Р. Белозёрова, А.В. Варивцев, В.В. Личадеев, Ю.В. Набойщиков, В.К. Шамардин.....	60
Автоматизация обработки данных, полученных при проведении градуировки рабочих органов системы управления и защиты реактора БОР-60. В.Ю. Анисимов, В.А. Мальков, Н.И. Широкова.....	64
Исследования температурных условий в облучённой тепловыделяющей сборке при проведении операций по выявлению негерметичных твэлов и при их хранении в промежуточном хранилище. А.В. Боев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Н.С. Погляд.....	65
Основные результаты исследований на критических стендах МИР и СМ. А.П. Малков, Д.В. Фомин, А.В. Пайдулов, Ю.А. Краснов.....	68
Модернизация активной зоны реактора СМ. В.А. Старков, А.Л. Ижутов, В.В. Пименов.....	74
Предварительные исследования опытных твэлов с малым вредным поглощением нейтронов второго конструктивного исполнения. Илгиз Ф. Гильмутдинов, А.Л. Ижутов, С.В. Кузьмин, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев, В.Ю. Шишин.....	76
Исследования характеристик рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности реактора РБТ-6. М.Ф. Валишин, Н.Ю. Марихин, Т.А. Осипова, В.В. Пименов, В.А. Узиков.....	81
Разработка и аттестация государственных стандартных образцов изотопного состава урана. А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко, А.П. Малков, В.С. Романовский, С.И. Феоктистова, А.Н. Жданов.....	83

Анализ и обоснование ядерной безопасности работ с ядерными материалами в подразделениях института. Л.В. Булычева, А.П. Малков, Е.С. Фрааз	89
Расчёты на прочность действующего и проектируемого оборудования реакторов. Л.П. Захарова, Н.В. Киреев	95
Повышение надёжности и устойчивости исследовательских ядерных установок. А.Л. Петелин, С.В. Романовский, М.Ф. Чернов, В.А. Свистунов, Ю.М. Крашенинников, С.А. Сазонтов, В.И. Широков	100
Создание хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов в шахте реактора АСТ-1. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.В. Романовский, А.В. Почечура	102
Разработка и аттестация методик измерения массы урана счётчиками нейтронных совпадений. А.К. Горобец, А.И. Теллин, А.В. Ермакова	103
Разработка устройств для контроля распределения стартовых материалов в мишенях для наработки радионуклидов. А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, В.С. Романовский, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко	108
Обновление константного и программного обеспечения для обработки нейтронно-активационных измерений. А.Р. Белозёрова, В.В. Павлов, В.В. Личадеев, Т.И. Чернышёва	117
Результаты эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. Д.П. Протопопов, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова, С.В. Орешин	123

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир	130
Изменение геометрических параметров ТВСА-АЛЬФА, ТВСА-5М и конструктивных элементов их каркасов в процессе эксплуатации. Е.А. Звир, А.В. Строжук, Г.В. Шевляков, О.Г. Сидоренко	135
Коррозионное растрескивание стальных дистанционирующих решёток в результате длительной эксплуатации в реакторе РБМК-1000. Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук, Е.А. Звир, В.А. Жителев, А.О. Мазаев, А.С. Хренов	139
Состояние направляющей трубы системы управления и защиты после 37 лет эксплуатации в реакторной установке МИР. Г.П. Кобылянский, В.К. Шамардин, А.Ю. Халяпин, Ю.Д. Гончаренко, А.В. Обухов, И.Н. Волкова	142
Исследования твэлов реактора ВВЭР-1000 с увеличенной загрузкой урана и оболочкой из сплава Э110 на основе губчатого циркония. А.В. Строжук, Г.В. Шевляков, Е.А. Звир, В.А. Жителев, А.С. Хренов, О.Г. Сидоренко, С.С. Сагалов, Г.Д. Нуруллина	146

Результаты исследования отработавшего до выгорания 41 МВт-сут/кгU негерметичного твэла с таблеткой без центрального отверстия в составе ТВСА-АЛЬФА. И.Н. Волкова, Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, Е.А. Звир, В.А. Жителев, О.Н. Никитин, О.Г. Сидоренко	149
Разработка и изготовление экспериментальных устройств для испытаний смешанного нитридного уран-плутониевого топлива. С.Г. Ерёмин, А.И. Плотников, Ю.А. Власов, Д.А. Глушков, А.Н. Дыреев	152
Результаты исследования комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки после эксплуатации в реакторе БН-600. П.И. Гринь, В.А. Жителев, Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, А.В. Строжук	154
Влияние растягивающего механического напряжения на коррозию материалов оболочек твэлов при внереакторных испытаниях в средах имитаторов продуктов деления. Ильнур Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин	160
Механические свойства и структура аустенитной нержавеющей стали с ультрамелким зерном после облучения в реакторе БОР-60. В.К. Шамардин, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, А.В. Обухов.....	163
Неразрушающие исследования поглощающих стержней системы управления и защиты с пэлами на основе комбинированного сердечника после десятилетней эксплуатации на Калининской АЭС. Е.М. Муралёва, А.В. Захаров, А.В. Строжук, Г.В. Шевляков, С.С. Сагалов, В.Г. Теплов, Т.С. Ильина	168
Термические испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива для обоснования безопасности сухого хранения. Е.А. Звир, П.И. Гринь, П.А. Ильин, В.А. Жителев, А.В. Строжук.....	171
Изменение текстурных параметров компонентов тепловыделяющих сборок из сплавов циркония в результате эксплуатации в реакторах ВВЭР-1000. Ю.Д. Гончаренко, Г.П. Кобылянский	174
Эмиссионная гамма-томография негерметичной экспериментальной тепловыделяющей сборки реактора БОР-60. В.А. Жителев, М.В. Куприенко, А.А. Исаев, Ф.Н. Крюков, Е.А. Звир, А.В. Строжук	176
Дальнейшая модернизация экспериментальной базы материаловедческого комплекса. А.С. Покровский, Д.В. Харьков, А.С. Бутылин, А.В. Авдонин	180

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

С.С. Погляд	184
Апробация процесса фильтрования отработавшего цинкового расплава после снятия оболочки твэла с нитридным отработавшим ядерным топливом реактора БОР-60. М.А. Кузин, А.О. Макаров, П.В. Лакеев	188
Изготовление и исследование образцов — продуктов взаимодействия стали марки ЭП823 с расплавленным цинком — для обоснования методов обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. М.А. Кузин, А.О. Макаров, П.В. Лакеев	193
Химико-спектральное определение примесных элементов в концентрированных солевых продуктах пирохимической переработки облучённого ядерного топлива. М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева, Л.А. Кубасова, Е.А. Ерин	197
Радиационная и химическая устойчивость керамики на основе станнатного пирохлора. А.А. Лизин, С.В. Томилин	198
Экстракционно-хроматографические свойства сорбента LN-B200-S и возможность его применения в деструктивном радиохимическом исследовании облучённого ядерного топлива. В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, Л.В. Нагайцева, Ю.С. Коновалова	202

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Р.А. Кузнецов	204
Модернизация производства иода-131 из облучённого диоксида теллура. В.А. Тарасов, Р.А. Кузнецов, Д.Г. Рыбин, Л.Л. Казаков, А.С. Михеев, А.В. Куприянов, В.В. Пименов, В.А. Узиков, М.С. Каплина	210
Получение стронция-89 из стронция-88. Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, Л.Л. Казаков, Ю.П. Анохин	219
Получение экспериментальных образцов альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения. Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, В.А. Тарасов, И.Л. Буткалюк, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, А.С. Куприянов, А.Ю. Баранов	222
Комплекс программ ORIP_XXI для планирования производства изотопной продукции. Е.Г. Романов, В.А. Тарасов	231

Исследование технологической операции концентрирования раствора молибдена-99.
К.В. Ротманов, Р.А. Кузнецов..... 237

Особенности реакторного производства калифорния-252.
В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, Я.Н. Гордеев 242

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков 256

Эксперименты по контролю газообразных форм трития в газоаэрозольных выбросах.
А.А. Рыбин, С.Г. Барышников, М.В. Ряскова..... 259

Автоматизация процесса десорбции тритиевой влаги при осуществлении радиационного контроля.
А.А. Гончар, Сергей А. Муралёв..... 261

Атрибутивный риск как критерий определения оптимального режима облучения сотрудников атомной отрасли.
В.В. Авдонин 263

Изменения в системе обращения с радиоактивными отходами с вводом в эксплуатацию пункта контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых отходов.
Е.В. Крайнов, В.В. Давыдов, В.В. Маклаков, С.Г. Разживин 265

Анализ возможного техногенного и природного воздействия на хранилище жидких радиоактивных отходов.
Е.В. Крайнов, В.В. Маклаков, А.В. Мамонов, Ю.А. Мамонова, И.Г. Молотков 269

Создание транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР.
В.Г. Бордачёв, В.В. Маклаков..... 271

МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Ф.А. Григорьев 276

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина..... 284

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ..... 290

НАУЧНОЕ ИЗДАНИЕ

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

ОТЧЁТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2015 ГОДУ

*под общей редакцией
доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина*

Редакторы: Т.А. Максимова (130–203 с.), Н.В. Чертухина
Дизайн издания В.М. Недашковского
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 22.08.2016. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~ 29. Усл. печ. л. 35,805. Гарнитура «Arial»,
«Arial Narrow», «Bebas Neue Regular», «Times New Roman».
Тираж 100 экз. Заказ № .

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

Отпечатано в ООО «Типография "Мир печати"»
433512, Ульяновская область, г. Димитровград, ул. Ленина, 35



ISBN 978-5-94831-140-3



9 785948 311463

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: niiar.ru • Website: <http://niiar.ru>