

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ



НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2014





НИИАР

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2014

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,
ВЫПОЛНЕННЫХ В 2014 г.

Димитровград
2015

УДК 621.039

Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 г.) — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. — 284 с.

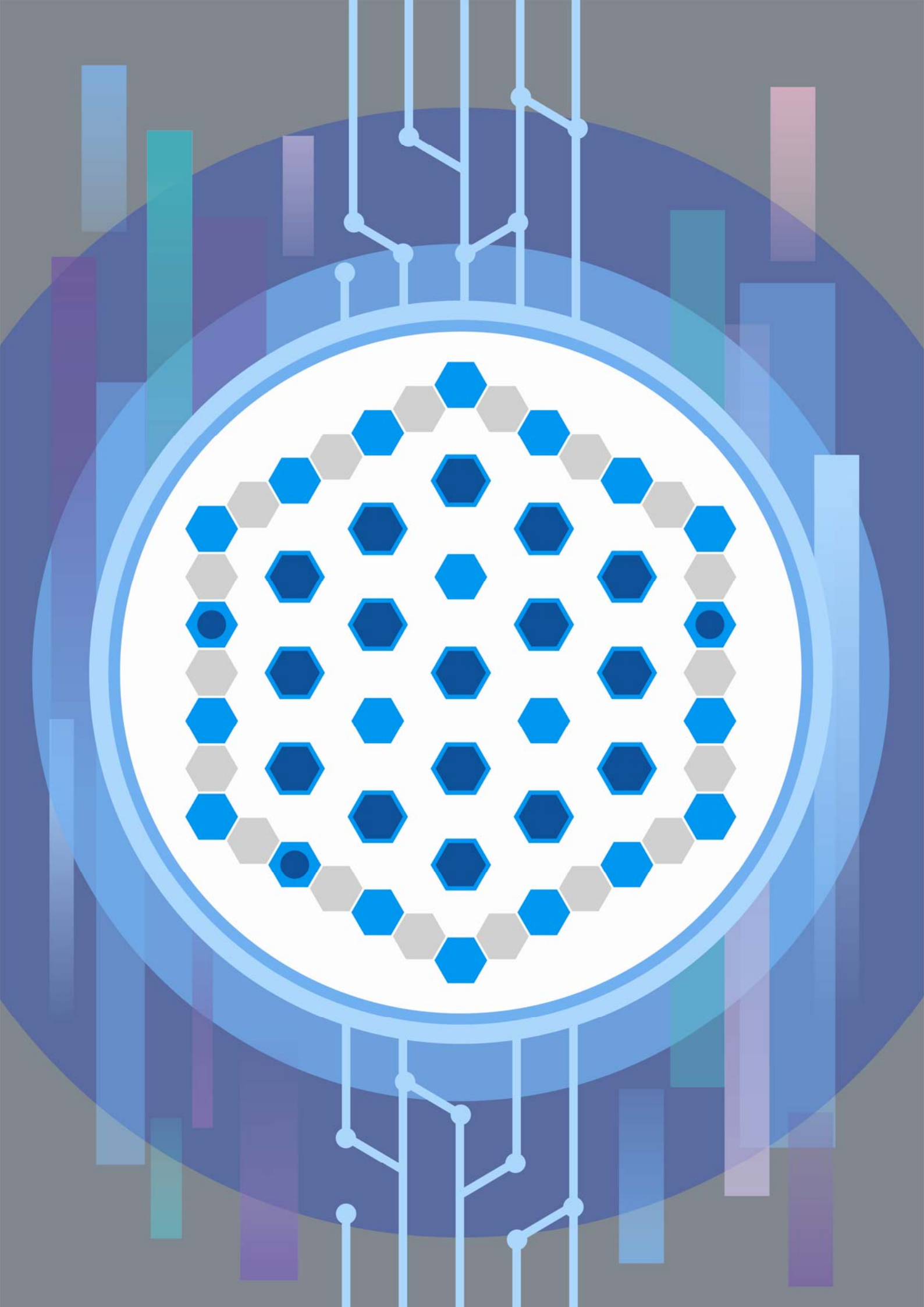
Отчёт содержит статьи о выполненных в 2014 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; МОКС-топливо для ядерных реакторов на быстрых нейтронах; исследования и 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.

Редколлегия выпуска: А.В. Бурукин, С.К. Вавилов, Е.А. Звир, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин (председатель), В.А. Кислый, Ф.Н. Крюков, Р.А. Кузнецов, Н.В. Кузнецова, С.В. Павлов, 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»), 2015

ISBN 978-5-94831-142-5



1

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

В 2014 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, рабочих источников нейтронов и других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя при режимах, моделирующих как условия нормальной эксплуатации, так и проектные аварии;
- ◆ внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторного излучения на свойства конструкционных, поглощающих и топливных материалов ядерных установок различного назначения;
- ◆ разработка методик и экспериментальных устройств для внутриреакторных испытаний и исследований механических, электро- и теплофизических характеристик материалов для ядерных и термоядерных реакторов;
- ◆ разработка, создание облучательных технологий и наработка трансплутониевых элементов и различных радиоизотопов медицинского и промышленного назначения;
- ◆ разработка методик обеспечения, поддержания и контроля показателей водно- и газохимических режимов, дезактивации оборудования исследовательских и энергетических ядерных реакторов, а также 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 и систем контроля ядерных реакторов;
- ◆ 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 МИР

В 2014 году выполнен комплекс работ по обоснованию и продлению срока действия лицензии на эксплуатацию реакторной установки МИР; получена лицензия на её эксплуатацию до 31 декабря 2017 года. Разработана общая программа комплексного обследования, подготовлен план и начаты работы по обоснованию продления срока эксплуатации реакторной установки до 2030 года.

Начата комплексная модернизация петлевых установок ПВ-2 и ПВК-2 с целью замены физически и морально устаревшего оборудования систем контрольно-измерительных приборов и дозиметрического контроля, а также части теплотехнического оборудования.

Завершён сложный комплекс работ по модернизации и подготовке петлевой установки ПГ-1 с газовым теплоносителем к проведению реакторных испытаний твэлов, ТВС и конструкционных материалов высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. Начаты испытания экспериментальной ТВС.

В петлевой установке ПВ-1 проведены два эксперимента с негерметичными рефабрикованными твэлами модернизированной конструкции. Цель испытаний — получение экспериментальных данных для совершенствования расчётных кодов по прогнозированию радиационной обстановки в первом контуре реактора ВВЭР-1000 при штатной эксплуатации модернизированного топлива, а также для лицензирования топлива в надзорных органах. Проведён эксперимент, названный МИР-LOCA/72, в ходе которого в облучательном устройстве с рефабрикованным твэлом типа твэла реактора ВВЭР-1000 с высоким выгоранием топлива воспроизведена динамика изменения параметров, характерных для второй и третьей стадий максимальной проектной аварии с потерей теплоносителя (LOCA). Продолжены внутриреакторные испытания:

- ◆ ТВС с модификациями перспективных тепловыделяющих элементов на основе дисперсионной топливной композиции для реакторов транспортных ядерных энергетических установок, в частности с целью обоснования элементной базы реактора нового поколения РИТМ для атомных ледоколов;

- ◆ экспериментальных твэлов на основе перспективного керметного топлива с оболочками из модифицированных циркониевых и хромоникелиевых сплавов в составе облучательного устройства «Гирлянда».

В петлевой установке ПВ-2 продолжены испытания экспериментальных твэлов с оболочками из усовершенствованных циркониевых сплавов в составе второй тепловыделяющей сборки с квадратными дистанционирующими решётками (ТВС-Квадрат) в условиях борно-литиевого водно-химического режима с прямым дозированием газообразного водорода в теплоноситель первого контура петлевой установки. Во время плановой остановки реактора проведены промежуточные исследования этих твэлов на стенде инспекции в бассейне выдержки. Отработана технология дозирования цинка в теплоноситель первого контура петлевой установки.

Разработана и апробирована технология реакторного производства радионуклида углерода-14. Выполнены необходимые нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты, разработана конструкция и изготовлена мишень для облучения стартового материала в рабочем канале реактора, проведён методический реакторный эксперимент по отработке технологии. Первая партия штатных мишеней загружена в реактор для наработки целевого радионуклида.

В рамках контракта с французской компанией «Арева» по исследованию коррозионного растрескивания под напряжением в процессе облучения образцов из сплава Inconel-718 разработано экспериментальное устройство для испытаний образцов. Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты, по результатам которых определены условия испытаний для достижения заданных значений по плотности потока быстрых ($E > 1$ МэВ) нейтронов и температуре образцов.

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
Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с ТВЭлами на основе дисперсионной топливной композиции для реакторной установки плавучих энергоблоков	1000	9	Более 1 г/см ³
Получение экспериментальных данных о работоспособности ТВЭЛОВ перспективных конструкций на основе интерметаллида и диоксида урана, испытанных в составе облучательного устройства «Гирлянда»	250	120	0,9 г/см ³
Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с ТВЭлами разных типов на основе дисперсионной топливной композиции для реакторов транспортных ядерных энергетических установок	1000	19 31 55	0,4–1,0 г/см ³
Получение экспериментальных данных о коррозионной стойкости оболочек ТВЭЛОВ из усовершенствованных циркониевых сплавов в борно-литиевом водно-химическом режиме	1000	12	17 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальных данных о поведении ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 с глубоким выгоранием топлива в условиях максимальной проектной аварии с потерей теплоносителя (фрагментация и аксиальный массоперенос топлива; диспергирование топлива в теплоноситель при разгерметизации ТВЭЛА; деформация, разгерметизация и окисление оболочки)	1000	1	76 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальных данных о кинетике выхода основных продуктов деления, определяющих радиационную обстановку на объекте, из негерметичных ТВЭЛОВ в теплоноситель	1000	2	44 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальных данных о работоспособности ТВЭЛОВ, ТВС и конструкционных материалов высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов	1000	–	–

Реакторы РБТ-10/1 и РБТ-10/2

Завершены все работы по выводу из эксплуатации реакторной установки РБТ-10/1, которая снята с учёта объектов использования атомной энергии, поднадзорных Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору.

На реакторной установке РБТ-10/2 завершена модернизация измерительных систем теплотехнического контроля и управления реактором. После проверки выполненных работ модернизированная система теплотехнического контроля и управления принята в эксплуатацию. В рамках выполнения мероприятий, направленных на повышение безопасности реакторной установки и запланированных по результатам дополнительных оценок безопасности после аварии на АЭС «Фукусима», смонтированы и подключены два дизель-генератора, разработаны проекты по установке и подключению аппаратуры системы промышленной антисейсмической защиты, приобретено необходимое оборудование.

На реакторной установке РБТ-10/2 проводились работы по ядерному легированию кремния 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.

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 БОР-60 выполнены следующие работы по техническому перевооружению и продлению срока её эксплуатации:

- ◆ расчёты на прочность оборудования, а также отдельных элементов конструкции реакторной установки;
- ◆ материаловедческие надзорные исследования элементов оборудования, отработавшего в реакторе, и специальных образцов, облучённых в течение длительного времени, с целью оценки состояния материала элементов конструкции реакторной установки;
- ◆ комплексное обследование реакторной установки для продления срока эксплуатации (подготовлен отчёт по комплексному обследованию);
- ◆ экспертиза материалов по комплексному обследованию реакторной установки;
- ◆ подготовительные мероприятия для продления срока эксплуатации реакторной установки.

В результате реализованного комплекса работ по обоснованию безопасности получена лицензия на эксплуатацию реакторной установки до 31 декабря 2019 года. Проведённые работы позволили не только обеспечить безопасную эксплуатацию реактора, но и эффективно использовать его экспериментальные возможности для решения задач отрасли.

Также в 2014 году проведены испытания:

- ◆ образцов конструкционных материалов (сплавов циркония, материалов элементов активных зон реакторов разных типов) при температуре 320–450 °С;
- ◆ макетов пэлов из высокообогащённого карбида бора и твэлов реактора СВБР-100;
- ◆ макетов пэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 на основе таблеток карбида бора со свинцовым подслоем и таблеток гафната диспрозия с гелиевым подслоем;
- ◆ макетов твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом и оболочками из стали марок ЭП823-Ш, ЧС139 и ЭК181;
- ◆ образцов стали марки ЭП823-Ш для реактора БРЕСТ-ОД-300;
- ◆ макетов твэлов реактора МБИР, содержащих виброуплотнённое МОКС-топливо, для обоснования их работоспособности;
- ◆ макетов пэлов реактора МБИР, имеющих кольцевую и цилиндрическую геометрию и изготовленных из высокообогащённого карбида бора;
- ◆ материала радиационной защиты (корундовой крошки) реактора МБИР;
- ◆ 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 2014 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	21	37	75	–	Виброуплотнённое	20	40	15,0	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	7	37	72	95	Смешанное виброуплотнённое	19,2	25	14,7	
(U, Pu)N	1	7	–	95	Нитридное смешанное топливо	0,7	45	1,5	Разборная; макеты твэлов реактора БН-1200, оболочки твэлов из стали марок ЧС139 и ЭК181
UO ₂	1	7	10	–	Таблеточное	3,3	40	11,5	Разборная; макеты твэлов реактора СВБР-100, оболочки твэлов из стали марки ЭП823

Таблица 1.3

**Характеристики тепловыделяющих сборок,
находящихся в реакторе БОР-60 по состоянию на 31.12.2014 г.**

Состав топлива	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %	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	112	37	75	Виброуплотнённое	16,1	40	13,6	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	2	37	72	Смешанное виброуплотнённое	18,0	40	13,7	
(U, Pu)N	4	7	–	Нитридное смешанное топливо	2,1	35	6,9	Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300, оболочки твэлов из стали марки ЭП823
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	2	19	72	Смешанное виброуплотнённое	6,7	50	5,3	Разборная; макеты твэлов реактора МБИР, оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450

Таблица 1.4

**Характеристики материаловедческих сборок,
облучавшихся 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	1	320–450	До 21,0	Конструкционные материалы элементов активных зон реакторов разных типов, в том числе сплавы циркония
	2	320–550	До 11,0	Материалы для наработки изотопа стронция-89
	1	320–360	7,3	Макеты пэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 на основе карбида бора и гафната диспрозия
	1	320–500	2,9	Макеты пэлов реактора МБИР на основе карбида бора
	1	320–360	2,4	Макеты пэлов реактора СВБР-100
	1	420–550	4,3	Образцы оболочек твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
Инструментованное	3*	440–625	До 2,7	Образцы конструкционных материалов реактора TWR (США)
	2	350–420	До 3,9	
	1	315–335	До 9,5	Образцы сплавов циркония (Франция)
	1	380–420	1,9	Образцы конструкционных материалов для реактора на быстрых нейтронах (Франция)
	1	490–580	6,9	
	1	620–680	0,1	Образцы оболочек твэлов реактора на быстрых нейтронах (Южная Корея)

* С твэльным подогревом.

Реактор СМ

Значительное внимание в отчётном году уделялось оптимизации компоновки активной зоны реактора и процедур её перегрузки для повышения эффективности использования экспериментальных каналов. Были сконструированы новые типы устройств для высокодозного инструментованного облучения конструкционных материалов. Продолжены работы по созданию эффективного рабочего топлива с меньшим вредным поглощением нейтронов. Разработана общая программа комплексного обследования, подготовлен план и начаты работы по продлению срока эксплуатации реакторной установки.

За отчётный период по программе создания высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов продолжены исследования в области радиационного материаловедения:

- ◆ образцов тугоплавких сплавов – в активной зоне реактора;
- ◆ образцов перспективного топлива в составе макетов твэлов при различных уровнях мощности – в ячейках отражателя реактора;
- ◆ макета рабочего органа системы управления и защиты – в ячейках отражателя реактора.

В высокотемпературной петлевой установке ВП-3 начаты испытания макетов усовершенствованных поглощающих элементов рабочих органов системы управления и защиты реактора ВВЭР с целью исследования их радиационной стойкости и различных технологий сварных соединений.

В рамках контракта с французской компанией «Арева» по исследованию коррозионного растрескивания под напряжением образцов из сплава Inconel-718 в процессе облучения при температуре 300 °С и плотности потока быстрых ($E > 1$ МэВ) нейтронов $(0,7-1,6) \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ проведены два методических эксперимента в ближнем и среднем от активной зоны рядах ячеек отражателя реактора.

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 РБТ-6

Основные направления экспериментальных исследований в отчётном году:

- ◆ испытания образцов перспективных материалов радиационной защиты по программе создания высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов;
- ◆ исследования ползучести топлива на основе диоксида урана с крупным размером зерна и регламентированной микроструктурой при температуре 670 °С для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния и ресурса работы твэла при взаимодействии топливного сердечника и оболочки. В результате испытаний получены экспериментальные данные, необходимые для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния и ресурса работы твэла при взаимодействии топливного сердечника и оболочки, включая диаграммы радиационной ползучести в интервале значений напряжения от 20 до 40 МПа;
- ◆ испытания газонаполненных образцов из нержавеющей стали марки Х18Н9 для исследования влияния облучения на длительную прочность стали и металла её сварных швов при температуре 550–600 °С и плотности потока быстрых ($E > 0,1$ МэВ) нейтронов $5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ в среде гелия с целью расчётного обоснования продления эксплуатационного ресурса элементов конструкции реакторной установки БН-600. 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;

♦ исследования ползучести образцов из сплава ВЖ159-ИД при напряжении в диапазоне значений от 43 до 96 МПа, после завершения которых проведены кратковременные механические испытания этих образцов на разрыв в условиях облучения в реакторе при температуре 850 °С на экспериментальной установке «Нейтрон-8». В результате проведённых исследований получены экспериментальные данные о зависимости деформации ползучести от времени испытаний и значения кратковременных характеристик сплава при растяжении. Сопоставлены данные о скорости установившейся ползучести и накопленных деформациях испытанных образцов в зависимости от заданного уровня напряжения. Определены механические характеристики, полученные при кратковременных испытаниях с разрывом образцов;

♦ изучение физико-механических характеристик образцов бетона в условиях теплового и радиационного воздействия при температуре 320–420 °С до флюенса быстрых ($E > 0,1$ МэВ) нейтронов, равного $1,1 \cdot 10^{20}$ см⁻², с целью обоснования возможности его применения в качестве материала корпуса реактора БРЕСТ-ОД-300.

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.

Основные показатели работы реакторов представлены в табл. 1.5.

Таблица 1.5

Показатели работы реакторов в 2014 году

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60
Максимальная мощность, МВт	90	6	38	10	53
Коэффициент использования времени, отн. ед.:					
по плану	0,65	0,68	0,68	0,71	0,59
фактически	0,67	0,68	0,70	0,71	0,61
Время работы реактора, сут:					
по плану	235	248	247	258	216
фактически	243	248	255	258	222
Количество остановок	27	45	18	49	7
В том числе unplanned	1	–	–	1	1

А.Л. Ижуров, А.В. Бурукин

ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА В ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ ПГ-1 РЕАКТОРА МИР

В канале петлевой установки с газовым теплоносителем ПГ-1 реактора МИР начаты испытания экспериментальной тепловыделяющей сборки с твэлами высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. Такие испытания проводятся впервые.

Непосредственно испытаниям предшествовала большая подготовительная работа инженерного и научного плана, а именно:

- ♦ модернизация петлевой установки, в ходе которой оптимизирована схема первого контура петлевой установки в соответствии с особенностями планируемых испытаний; обновлено метрологическое оборудование, заменены физически и морально устаревшие приборы датчиков измерения и регистрации параметров, не обеспечивающие требуемых характеристик по диапазону и погрешности измерений и скорости регистрации; практически полностью обновлён парк приборов, регистрирующих теплофизические параметры теплоносителя (температуру, давление, расход), дозиметрическую обстановку в помещениях с технологическим оборудованием;

- ♦ разработка и внедрение технологии очистки штатного газового теплоносителя в контуре петлевой установки в предпусковой период и во время её длительной эксплуатации; полученные после выполнения технологических операций значения по вредным примесям, отрицательно воздействующим на материал оболочки твэлов (влаги, водорода, азота, органические соединения), позволили приступить к испытаниям экспериментальной тепловыделяющей сборки в заданном режиме;

- ♦ проведение комплекса нейтронно-физических, теплофизических, газодинамических расчётов и расчётов на прочность, на основании которых разработаны конструкция испытательного оборудования с входящими в него корпусом петлевого канала и внутрикорпусными элементами, подвеска с ЭТВС и линиями связи с внешними приборами и оборудованием, принципиальная картограмма экспериментальной тепловыделяющей сборки (рис. 1.1) с определением количества твэлов и нуклидного состава топливной композиции.

Экспериментальная тепловыделяющая сборка представляет собой чехловую сборку, содержащую твэлы штатной конструкции и размеров и термометрические твэлы, на оболочке которых установлены термоэлектрические преобразователи.

Основная задача, стоящая перед разработчиками экспериментальной тепловыделяющей сборки, — обеспечение условий испытаний твэлов высокотемпературного газоохлаждаемого реактора в реакторе МИР в спектре тепловых нейтронов. Во время испытаний в петлевом канале реактора МИР было необходимо обеспечить требуемые значения скорости деления урана-235 в топливной композиции и коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу ЭТВС. Поставленная задача была решена путём расчетной оптимизации обогащения урана в топливной композиции.

В результате проведения теплогидравлических расчётов показана возможность охлаждения экспериментальной тепловыделяющей сборки при заданных параметрах теплоносителя с использованием существующего технологического оборудования петлевой установки ПГ-1.

В результате реакторных испытаний экспериментальной тепловыделяющей сборки подтверждена правильность принятых конструкторско-технологических решений, предложенных для разработки испытательного оборудования и ЭТВС, достигнуты

параметры испытания экспериментальной тепловыделяющей сборки, близкие к заданным значениям.

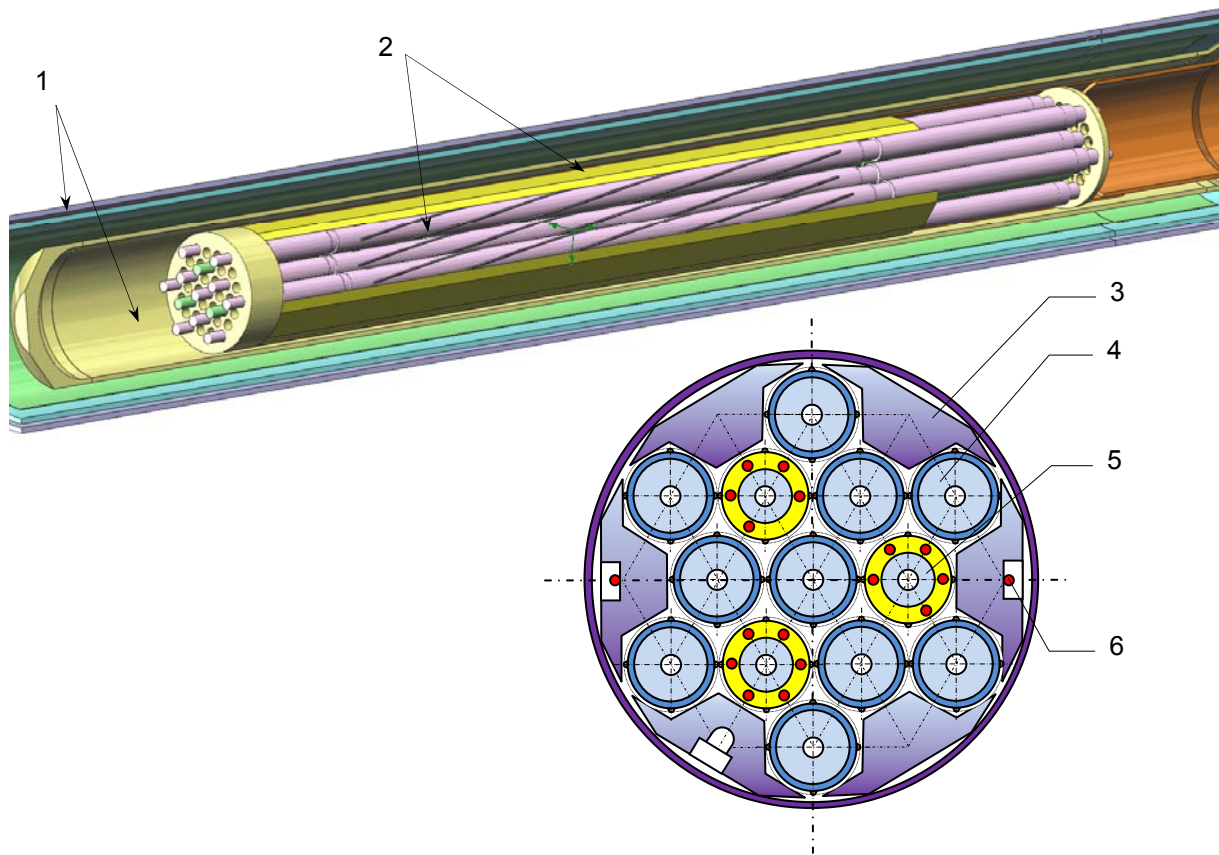


Рис. 1.1. Принципиальная схема и поперечное сечение ЭТВС:
1 — петлевой канал, 2 — ЭТВС, 3 — вытеснители ЭТВС, 4 — твэл,
5 — термометрический твэл, 6 — ТЭП в теплоносителе

Испытания экспериментальной тепловыделяющей сборки в петлевой установке ПГ-1 реактора МИР будут продолжены.

*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*

ГАЗОАНАЛИТИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИСПЫТАНИЙ В ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ ПГ-1 РЕАКТОРА МИР

Для контроля и обеспечения качества теплоносителя первого контура петлевой установки ПГ-1 реактора МИР был введён в эксплуатацию газоаналитический комплекс, подготовлены и апробированы различные процедуры контроля качества газового теплоносителя с использованием разных составов.

Газоаналитический комплекс включает две хроматографические системы «Хромос GX-1000», гигрометр ИВА-9, вакуумный пост с турбомолекулярным насосом и вспомогательное оборудование (рис. 1.2). Комплекс позволяет проводить прецизионные измерения на различных этапах отработки технологии поддержания газохимического режима первого контура петлевой установки ПГ-1.



Рис. 1.2. Внешний вид газоаналитического комплекса петлевой установки ПГ-1

Первоначально измерение содержания в газах паров воды планировалось проводить с помощью гигрометра ИВА-9. Однако при пропускании через данный гигрометр газов с содержанием водяных паров выше верхней границы измерений происходит его перенасыщение влагой, а для восстановления работоспособности прибора требуется длительная (десяtkи часов) продувка сухим газом. Поэтому на стадии подготовки первого контура вместо гигрометра ИВА-9 подключали газоанализаторы «ОНИКС» (рис. 1.3), позволяющие измерять содержание влаги до $500 \text{ см}^3/\text{м}^3$ (ppmv). Регуляторы расхода одного из них предназначены для работы с азотом, второго — с гелием. Помимо влаги эти анализаторы позволяют измерять в исследуемой среде (азот, гелий) содержание кислорода и водорода.

В ходе экспериментов выяснилось, что анализаторы «ОНИКС» также не позволяют проводить измерения в требуемом диапазоне параметров, поэтому было принято решение использовать дополнительно измеритель влажности газа ИВГ-1 (на рис. 1.3 он расположен на газоанализаторе «ОНИКС»), чувствительный элемент которого в меньшей степени зависит от расхода и плотности теплоносителя.

Эффективным способом очистки первого контура является многократное повторение циклов: заполнение сухим азотом, циркуляция газодувками с нагревом до $150 \text{ }^\circ\text{C}$, сброс горячего газа. Для получения большого количества особо чистого сухого азота по ГОСТу 9293-74* в АО «ГНЦ НИИАР» специально создана установка по его производству.

* ГОСТ 9293-74. Азот газообразный и жидкий. Технические условия. — М.: ФГУП «Стандартинформ», 2007. — 16 с.

В дальнейшем, при последующих операциях по подготовке теплоносителя для удаления азота из контура, потребовалось его вытеснение из первого контура многократной заменой гелием. Для этого проводились следующие циклы: вакуумирование, заполнение гелием, циркуляция газодувками с нагревом, сброс горячего газа. Завершающим этапом подготовки первого контура стала продувка самим теплоносителем.

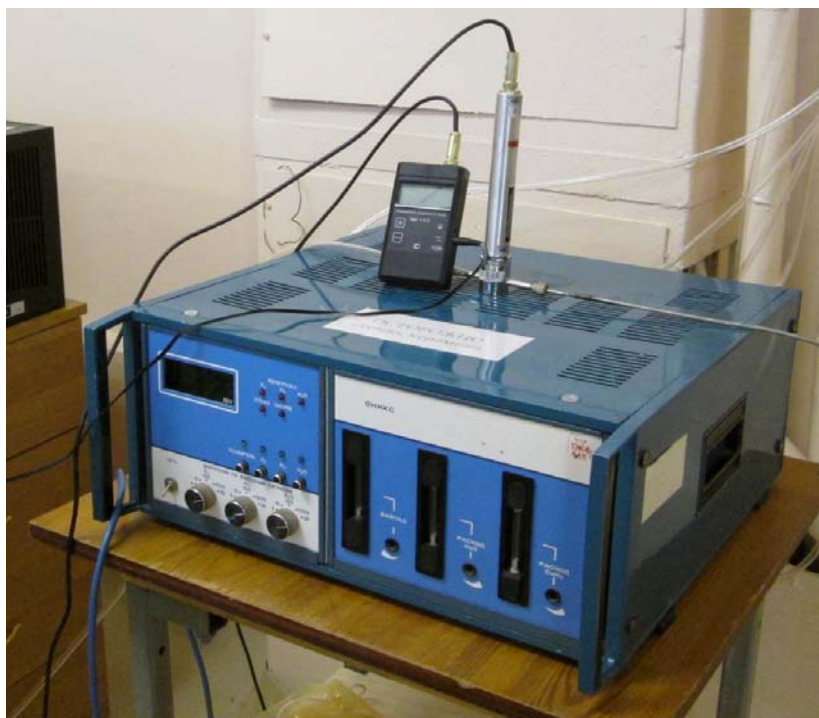


Рис. 1.3. Внешний вид газоанализатора «ОНИКС» и измерителя влажности газов ИВГ-1

В результате такой подготовки первого контура петлевой установки ПГ-1 удалось достичь приемлемого исходного уровня примесей в газовом теплоносителе и приступить к испытаниям экспериментальной ТВС, которые сопровождались исследованием кинетических зависимостей изменения параметров газохимического режима.

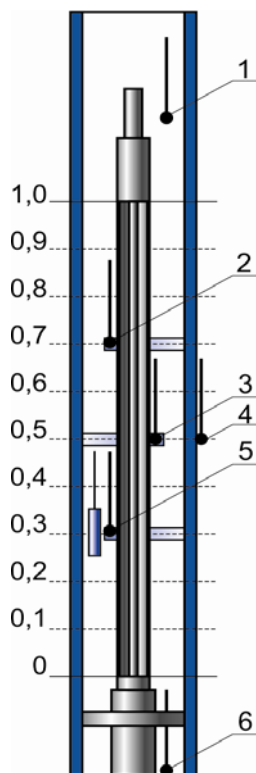
Впервые полученные результаты позволят в дальнейшем оптимизировать нормы примесного состава газового теплоносителя для обеспечения ресурсных характеристик высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов.

*О.С. Бендерская, В.И. Васильев,
О.Н. Владимирова, С.А. Двойнишникова*

РЕАКТОРНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТ «МИР-ЛОСА/72»

В 2014 году в канале исследовательского реактора МИР проведён эксперимент, в котором в устройстве с одним твэлом с высоким выгоранием топлива были реализованы параметры, характерные для аварии LOCA на реакторе ВВЭР-1000. Эксперимент получил название «МИР-ЛОСА/72». Цель эксперимента состояла в получении данных

о характеристиках повреждения твэла с максимальным проектным выгоранием топлива 72 МВт·сут/кгU в условиях аварии с потерей теплоносителя, включая деформирование, параметры разгерметизации и окисления оболочки, возможную фрагментацию топливных таблеток и аксиальное перемещение топлива, выброс частиц топлива через разрыв оболочки.



Экспериментальное устройство спроектировано в виде ампулы, внутри которой находится пароаргоновая среда. Твэл охлаждается в результате естественной конвекции среды и теплообмена излучением. Для создания термошока и ситуации, моделирующей залив твэла, в расчётное время снизу подавали воду. В экспериментальной тепловыделяющей сборке пять дистанционирующих решёток, в трёх средних измеряется температура оболочки (рис. 1.4). В конструкции ЭТВС предусмотрен электронагреватель для имитации температурных условий окружения.

Рис. 1.4. Схема расположения дистанционирующих решёток и датчиков контроля параметров с указанием координаты по высоте активной части твэла в метрах и точек: 1 — ТЭП в теплоносителе на выходе из активной части; 2, 3 — ТЭП на оболочке твэла; 4 — ТЭП на нагревателе; 5 — детектор прямого заряда и ТЭП на оболочке твэла; 6 — датчик давления и ТЭП на входе в активную часть

Отличительной особенностью эксперимента является измерение температуры оболочки выгоревшего твэла в режиме он-лайн. Параметры эксперимента, которые должны обеспечить раздутие и разгерметизацию оболочки и создать условия для возможной фрагментации и аксиального перемещения топлива, выбраны в результате предтестовых расчётов.

В эксперименте были достигнуты следующие параметры:

Максимальная линейная плотность теплового потока твэла	63 Вт/см
Максимальная температура оболочки твэла	1070 °С
Максимальное давление газов в твэле	6,5 МПа

Параметры, достигнутые в момент разгерметизации твэла:

Линейная плотность теплового потока твэла в центральной плоскости активной зоны	31 Вт/см
Температура оболочки твэла в центральной плоскости активной зоны	741 °С
Перепад давления на оболочке твэла	6 МПа
Скорость роста температуры оболочки	Около 5 °С/с

При достижении температуры оболочки около 750 °С твэл разгерметизировался, что было зафиксировано по падению внутреннего давления газа (рис. 1.5). Непосредственно моменту разгерметизации предшествовало снижение внутреннего давления, что свидетельствует о раздутии оболочки перед разрывом.

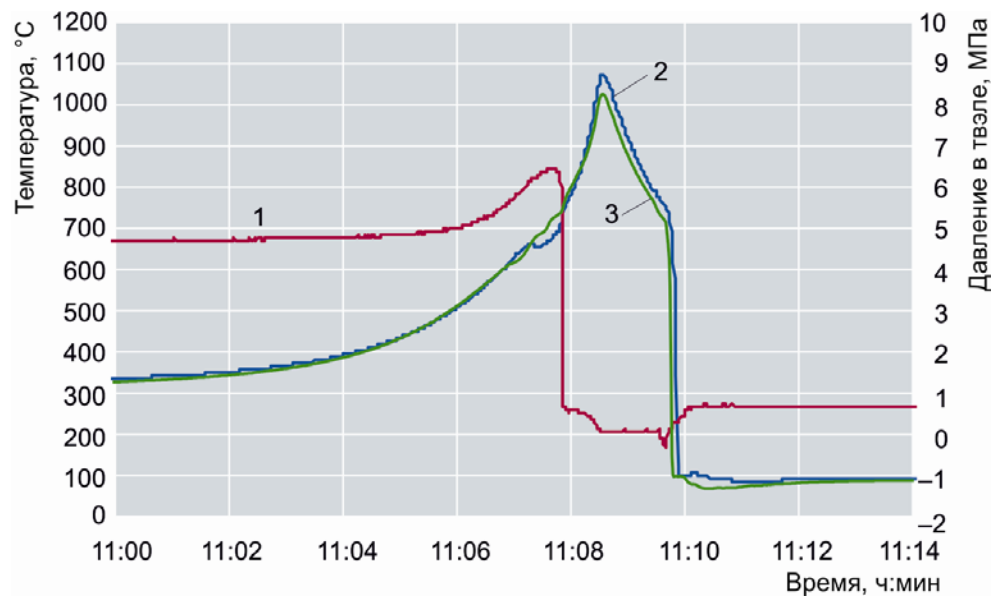


Рис. 1.5. Изменение во времени в процессе эксперимента давления в твэле (1), температуры оболочки в точках № 2 и 3, где ТЭП располагаются на оболочке твэла (2, 3)

Проведены исследования твэла после испытаний, в результате которых обнаружена разгерметизация твэла на двух участках в области с максимальными параметрами (рис. 1.6).

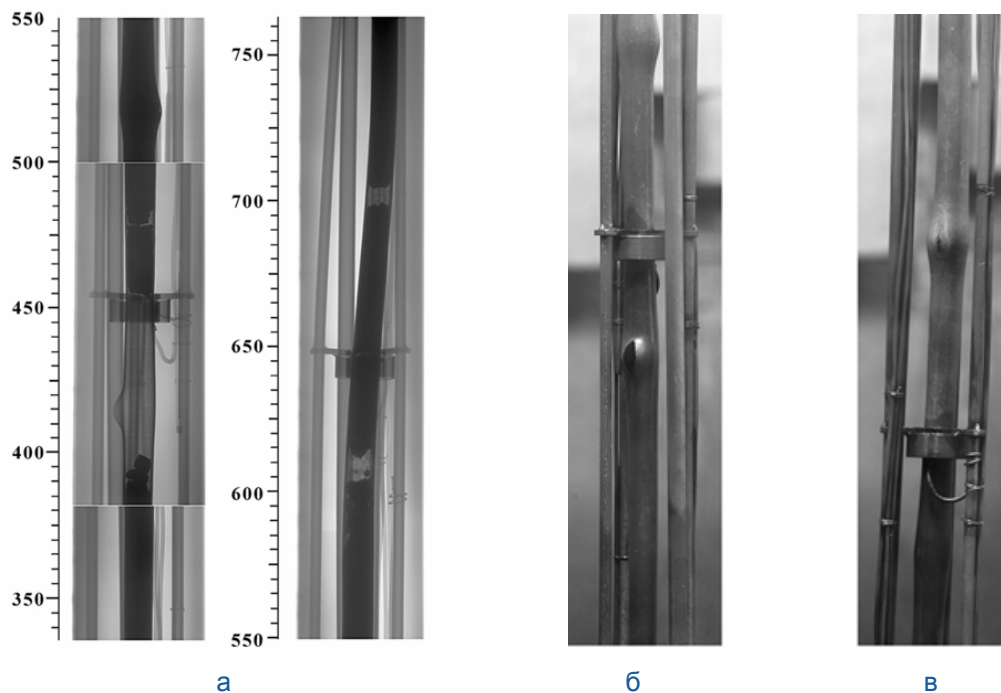


Рис. 1.6. Фотография (а) и рентгеновские снимки участков твэла со вздутием и разрывом оболочки (б) и искривлением твэла (в)

Причиной разгерметизации был разрыв оболочки из-за роста давления заполняющего газа. Выявлены фрагментация и диспергирование топлива в теплоноситель через разрыв оболочки.

*А.В. Алексеев, И.Н. Волкова, А.В. Горячев,
О.И. Дреганов, И.А. Иванова, А.Л. Ижutow,
И.В. Киселёва, Л.В. Киреева, В.Н. Шулимов*

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ И АНАЛИТИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПОДДЕРЖАНИЯ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА РЕАКТОРОВ ТИПА PWR С ДОЗИРОВАНИЕМ ИОНОВ ЦИНКА В ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ ПВ-2 РЕАКТОРА МИР

В первом контуре петлевой установки ПВ-2 реактора МИР для изучения коррозионной устойчивости материалов тепловыделяющих сборок моделируется борно-литиевый с дозированием газообразного водорода водно-химический режим реакторов PWR западного типа. Для реализации данного режима в реакторе были проведены работы по модернизации узла дозирования растворов координирующих реагентов, смонтирована система и разработана технология дозирования газообразного водорода.

В настоящее время многие АЭС с реакторами PWR, помимо координирующих реагентов, в первый контур установки дозируют цинк, присутствие которого снижает уровень загрязнённости оборудования кобальтом-60. Поэтому для реактора МИР в рамках проводимого эксперимента впервые были разработаны методика аналитического контроля и технология дозирования ионов цинка в теплоноситель первого контура петлевой установки. Первоначально были разработаны методические приёмы проведения анализа микрограммового количества ионов цинка в водном растворе, содержащем борную кислоту в диапазоне концентрации от 7 до 9 г/л. Использовали атомно-абсорбционный спектрометр А-2 производства фирмы «Аквилон» (рис. 1.7).



Рис. 1.7. Внешний вид атомно-абсорбционного спектрометра А-2

В качестве источника света в анализаторе используется одноэлементная (цинковая) лампа с полым катодом, которая излучает свет определённой длины волны, при этом поток света направлен через атолизатор (графитовую печь). Проба вводится в атолизатор, где вещества под влиянием высокой температуры переходят в атомарное состояние. Свободные атомы поглощают энергию, излучаемую лампой с полым катодом, и переходят из основного электронного состояния в возбуждённое. Количество поглощённой энергии фиксируется и используется далее для количественного анализа ионов цинка. Управление прибором, сбор и обработка данных осуществляются с помощью программно-аппаратного комплекса ААWin.

Экспериментально для борно-литиевого теплоносителя были определены условия электротермической атомизации пробы и устранения мешающего влияния борной кислоты путём подбора соответствующей температурно-временной программы.

На зарубежных установках процесс введения раствора ионов цинка проводится непрерывно, при этом применяются насосы высокого давления малой производительности (17,2 МПа, 0,1–10 мл/мин). В условиях петлевой установки реактора МИР введение цинк-содержащего раствора (ацетат цинка) возможно двумя способами: из подпиточного бака и / или из системы дозирования химических реагентов. В настоящее время отработаны оба технологических алгоритма управления процессом поддержания концентрации ионов цинка в теплоносителе петлевой установки в заданном диапазоне.

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

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ КОРРОЗИОННОГО РАСТРЕСКИВАНИЯ ПОД НАПРЯЖЕНИЕМ СПЛАВА 718 ПРИ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ МИР

Петлевые установки реактора МИР позволяют проводить широкий спектр испытаний конструктивных элементов активных зон ядерных энергетических установок. В петлевых установках моделируются условия работы испытываемых изделий, которые идентичны условиям штатной их эксплуатации. Одними из объектов петлевых испытаний являются образцы конструкционных материалов, применяющихся для изготовления тепловыделяющих сборок. Цель таких испытаний заключается в изучении поведения материала под облучением в заданном водно-химическом режиме теплоносителя. Одной из задач подобного исследования, решить которую предстояло на этапе подготовки эксперимента, была разработка конструкции облучательного устройства для испытаний на коррозионное растрескивание при четырёхточечном изгибе плоских образцов конструкционных материалов.

Разработанная конструкция облучательного устройства включает в себя держатель, на который устанавливается 16 нагружающих пеналов, хвостовик и головка облучательного устройства (рис. 1.8). Пеналы по высоте облучательного устройства размещаются в верхней части активной зоны реактора на расстоянии 300 мм от средней плоскости активной зоны на четыре грани держателя. Место установки пеналов выбрано исходя из предварительных оценок распределения плотности потока быстрых ($E \geq 1$ МэВ) нейтронов по высоте активной зоны реактора МИР и опыта разработки, изготовления и эксплуатации облучательных устройств для подобных испытаний в реакторе СМ. Пеналы разделяются на два типа: первый и второй. Они имеют одинаковую ширину (26 мм) и отличаются длиной основания (39 и 33 мм для пеналов первого и второго типов соответственно). Общее количество образцов, загружаемых в пеналы, — 72 шт. Дистанционирующая пластина предназначена для фиксации пеналов в держателе.

Для контроля набранного флюенса нейтронов с энергией свыше 1 МэВ на исследуемых образцах предусмотрена установка активационных детекторов на каждом пенале. В случае появления трещины на каком-либо из образцов облучательное устройство подаётся в радиационно-защитную камеру, где из держателя извлекается пенал с образцами, которые затем передаются, если это необходимо, на послереакторные исследования, а активационный детектор измеряется для определения набранного флюенса нейтронов.

Для контроля температуры образцов в процессе испытаний в нажимном устройстве на расстоянии около 150 мм от верхнего блока пеналов установлены шесть термопар типа хромель-алюмель. Термопары подключаются к информационно-измерительной системе петлевой установки, регистрирующей их показания с заданной частотой.

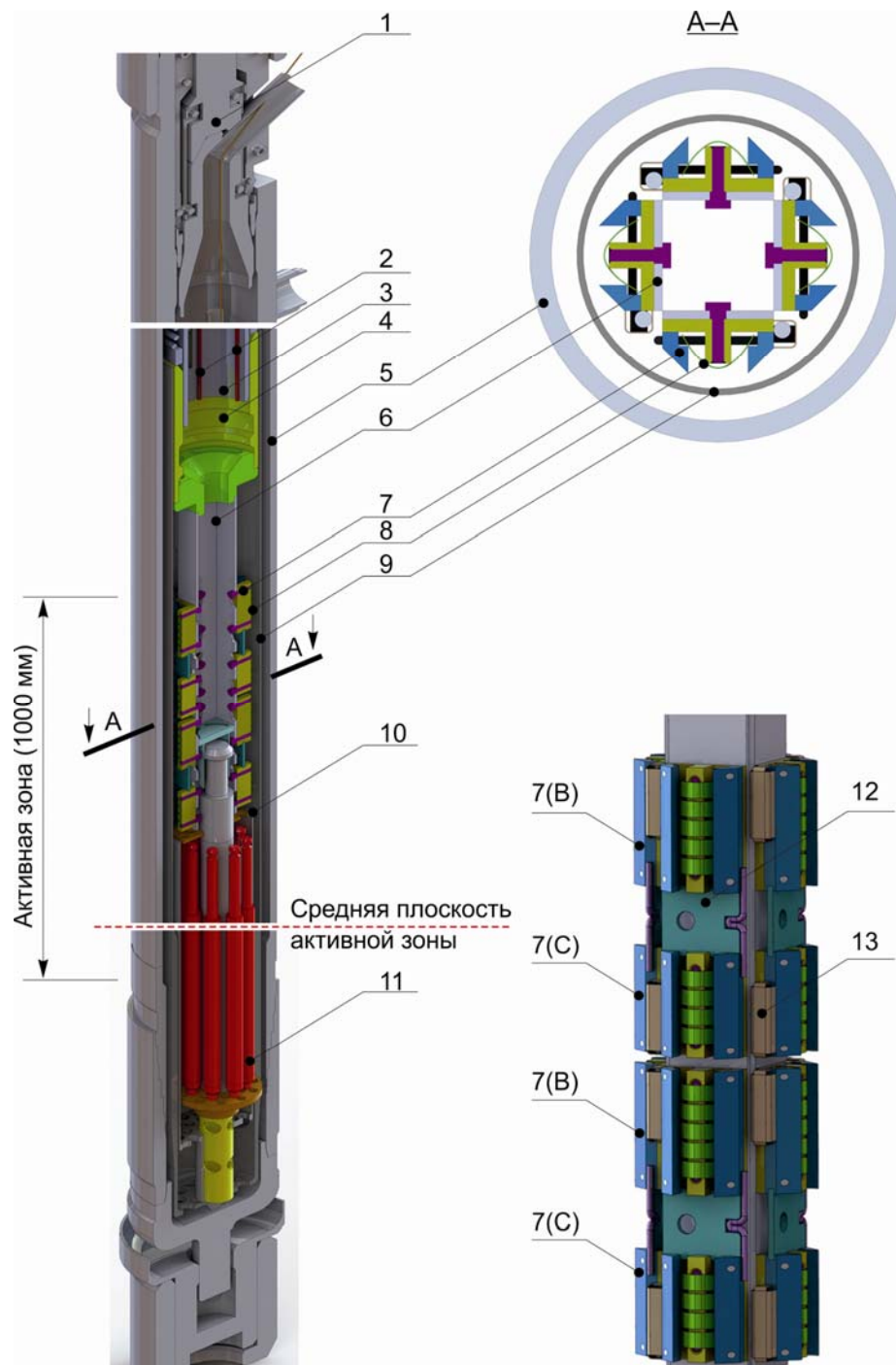


Рис. 1.8. Конструктивная схема и поперечное сечение облучательного устройства для испытаний плоских образцов конструкционных материалов в петлевой установке реактора МИР: 1 — головка петлевого канала; 2 — термоэлектрический преобразователь; 3 — нажимное устройство; 4 — головка облучательного устройства; 5 — корпус петлевого канала; 6 — держатель; 7 — пеналы первого (B) и второго (C) типа; 8 — образцы; 9 — разделитель потока теплоносителя; 10 — перемешивающая решётка; 11 — блок с подогревом, 12 — дистанционирующая пластина; 13 — активационный детектор

Для того чтобы определить плотность потока нейтронов с энергией свыше 1 МэВ в зоне размещения пеналов с образцами, проведён нейтронно-физический расчёт с использованием программного кода MCU-RR (Monte-Carlo Universal — Research Reactor), разработанного в Научно-исследовательском центре «Курчатовский институт» специально для исследовательских реакторов. Данный код позволяет моделировать перенос частиц (нейтронов и фотонов) в 3D-геометрии любой сложности. При этом вычисляются основные нейтронно-физические характеристики среды: коэффициент размножения нейтронов, скорость реакции фотонов, нейтронов, их потоков и прочее.

В результате нейтронно-физических расчётов были получены значения удельного радиационного энерговыделения в конструктивных элементах облучательного устройства, в том числе мощность блока с подогревом, и петлевого канала, которые были использованы для проведения теплогидравлических расчётов.

Согласно размещению пеналов с образцами в облучательном устройстве было выделено четыре расчётные зоны, на краях каждой из которых определяли плотность потока нейтронов и фотонов.

Для разработанной конструкции облучательного устройства с учётом упрощений при построении расчётной модели в программе MCU-RR был получен диапазон изменения мощности окружения, соответствующий заданному диапазону значений плотности потока нейтронов с энергией свыше 1 МэВ (рис. 1.9), а также диапазон значений мощности блока с подогревом, соответствующих расчётному значению мощности окружения.

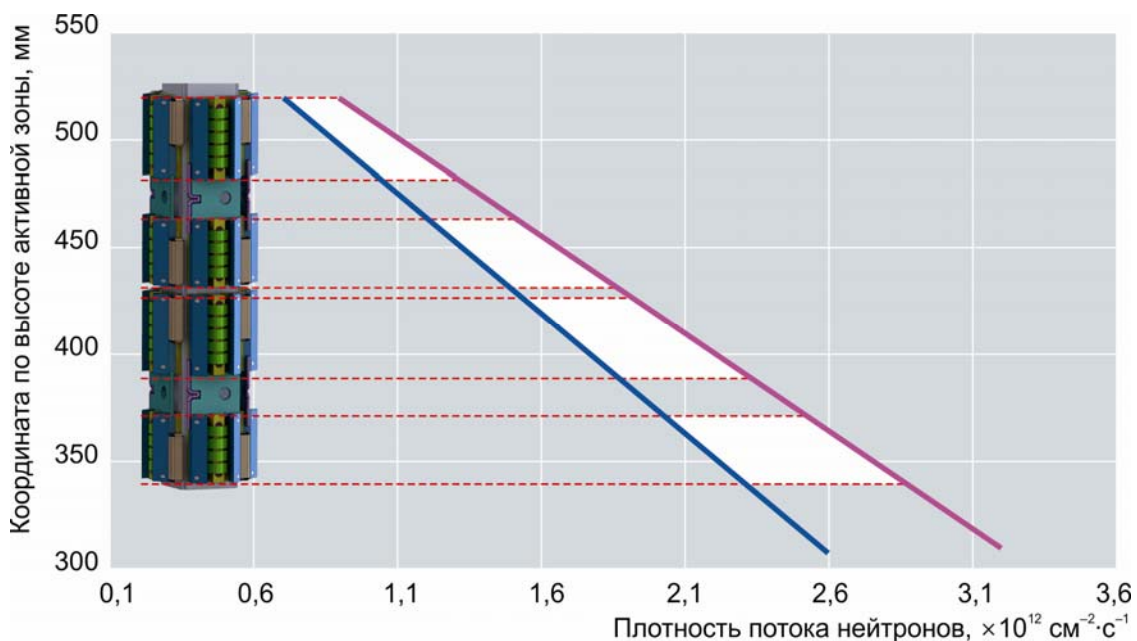
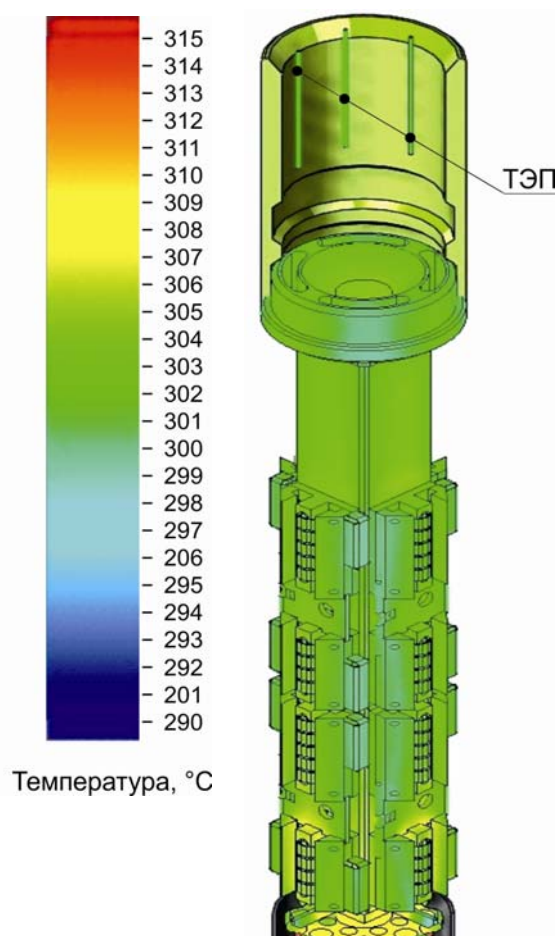


Рис. 1.9. Изменение плотности потока нейтронов ($E > 1 \text{ МэВ}$) в зоне установки пеналов с образцами при мощности окружения 450 (—) и 570 (—) кВт

Для теплогидравлического расчёта в качестве исходных данных задавались значения температуры теплоносителя на входе в петлевой канал, давления и расхода теплоносителя через облучательное устройство, а также значения энерговыделения в конструктивных элементах облучательного устройства, полученные с помощью нейтронно-физических расчётов.



В результате вариационных расчётов получены распределения значения температуры на поверхности конструктивных элементов облучательного устройства, включая образцы и термопары. Пример такого результата расчёта при значении температуры теплоносителя на входе в петлевой канал, равном 290 °С, и значении расхода теплоносителя через петлевой канал, равном 7 т/ч, представлен на рис. 1.10.

Рис. 1.10. Распределение температуры на поверхности образцов и термоэлектрических преобразователей с указанием их местоположения

На основании полученных расчётных данных можно сделать вывод о том, что разработанная конструкция облучательного устройства позволяет обеспечить необходимые нейтронно-физические и теплогидравлические условия испытаний плоских образцов под напряжением. При этом максимальная разность температур поверхности образцов и термоэлектрического преобразователя не превышает 4 °С.

*А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижutow,
С.В. Майнсков, М.А. Мокеичев, В.А. Овчинников*

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОБОСНОВАНИЮ РЕЖИМОВ ИСПЫТАНИЙ ГОЛОВНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТОПЛИВНЫХ СБОРОК ТИПА ИРТ-ЗМ С НИЗКООБОГАЩЁННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ

В рамках программы работ по снижению обогащения топлива для исследовательских и испытательных реакторов (RERTR) и в соответствии с контрактом, заключённым между АО «ГНЦ НИИАР» и Аргоннской национальной лабораторией США, продолжаются исследования возможности конверсии исследовательских реакторов типа ИРТ (ИР-8, ИРТ-МИФИ и ИРТ-Т) на низкообогащённое урановое топливо. Целью работы является облучение в исследовательском реакторе МИР экспериментальных ТВС типа ИРТ-ЗМ

на основе (U–Mo)-топлива до среднего выгорания 60 % для проведения окончательной аттестации данного типа топлива.

По контракту будут изготовлены и в дальнейшем облучены в реакторе МИР две экспериментальные тепловыделяющие сборки, каждая из которых представляет собой конструкцию, состоящую из головки, хвостовика и восьми концентрично расположенных трубчатых твэлов, семь из которых — квадратного сечения, а конструкция восьмого твэла представляет собой цилиндрическую трубку. По оси ЭТВС размещён цилиндрический вытеснитель. Продольный и поперечный разрез экспериментальной тепловыделяющей сборки представлен на рис. 1.11.

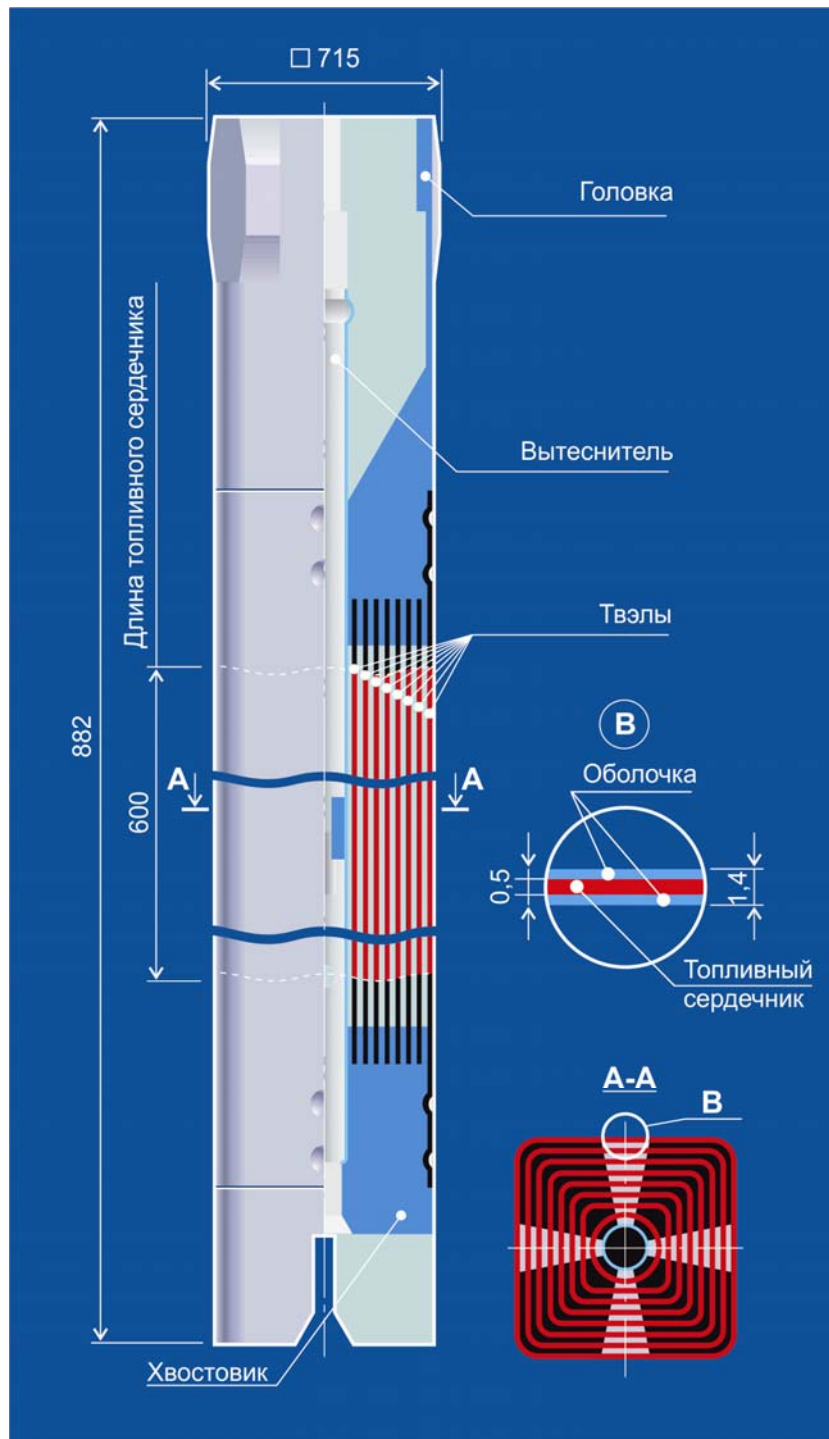


Рис. 1.11. Продольный и поперечный разрезы ЭТВС

Твэл представляет собой трёхслойную трубу с суммарной толщиной стенки, равной 1,4 мм. Каждый твэл состоит из наружной и внутренней оболочек, топливного сердечника и концевой пробки. Минимальная толщина наружной и внутренней оболочек — 0,3 мм. Топливный сердечник и оболочки твэлов между собой имеют диффузионное сцепление.

Планируется, что реакторные испытания ЭТВС будут включать в себя три цикла облучения:

1. ЭТВС облучаются в течение четырёх календарных месяцев до среднего выгорания топлива 24 %. Должна быть обеспечена работа в диапазоне мощности экспериментальной тепловыделяющей сборки от 1310 до 1070 кВт в течение первого месяца испытаний и в диапазоне мощности от 1170 до 960 кВт — последующие три месяца испытаний.

2. ЭТВС облучаются в течение четырёх календарных месяцев до среднего выгорания топлива 44 %. При этом во время всего цикла испытаний должна быть обеспечена работа в диапазоне мощности экспериментальной тепловыделяющей сборки от 1005 до 822 кВт.

3. ЭТВС облучаются в течение четырёх календарных месяцев до среднего выгорания топлива 60 %. При этом во время всего цикла испытаний должна быть обеспечена работа в диапазоне мощности экспериментальной тепловыделяющей сборки от 805 до 660 кВт.

Экспериментальные тепловыделяющие сборки должны облучаться до среднего выгорания топлива 60 % или до нарушения их целостности. Нарушение целостности экспериментальной тепловыделяющей сборки определяется с помощью системы обнаружения негерметичности твэлов. Весь период облучения — 12 месяцев.

Параметры облучения экспериментальных тепловыделяющих сборок (табл. 1.6) были получены с помощью нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов.

Таблица 1.6

Основные результаты нейтронно-физического расчёта параметров облучения экспериментальной тепловыделяющей сборки

Параметр	Значение для циклов облучения			
	1	2	3	
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
Диапазон изменения средней мощности окружения рабочих ТВС, кВт	884–1082	926–1129	919–1124	819–1000

Нейтронно-физические расчёты выполнили с использованием программы MCU [1], которая предназначена для расчёта функционалов потока нейтронов и фотонов в исследовательских ядерных реакторах методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных без внесения каких-либо дополнительных приближений в описание геометрии рассматриваемой системы и физики взаимодействия частиц с веществом. В результате расчётного исследования были определены следующие характеристики:

- ◆ аксиальное распределение энерговыделения в ЭТВС;
- ◆ радиальное распределение энерговыделения в ЭТВС;
- ◆ отношение мощности ЭТВС к средней мощности окружающих её рабочих ТВС.

Максимальные значения аксиального и радиального коэффициента неравномерности распределения энерговыделения в ЭТВС соответственно равны 1,15 и 1,44.

Для расчёта теплового режима экспериментальной тепловыделяющей сборки использовали программу расчёта стационарного температурного поля в системе многозонных цилиндрических твэлов [2]. Теплогидравлический расчёт проведён для максимальной мощности ЭТВС в каждом цикле облучения. Направление движения теплоносителя в экспериментальной тепловыделяющей сборке — сверху вниз. Результаты расчёта максимальных значений теплотехнических параметров максимально напряжённого наружного твэла экспериментальной тепловыделяющей сборки представлены в табл. 1.7.

Таблица 1.7

**Результаты расчёта максимальных значений
теплотехнических параметров максимально напряжённого наружного твэла**

Параметр	Значение для циклов облучения*		
	1	2	3
Мощность ЭТВС, кВт	1310	1005	805
Выгорание топлива, %	0	24	44
Коэффициент неравномерности энерговыделения по объёму ЭТВС, отн. ед.	1,66	1,443	1,21
Максимальное объёмное энерговыделение в сердечнике твэла, $\cdot 10^9$ Вт/м ³	5,217	3,487	2,339
Максимальная плотность теплового потока с поверхности твэла, кВт/м ²	1382	929	630
Температура теплоносителя на входе в ЭТВС, °С	40–70	40–70	40–70
Расход теплоносителя через ЭТВС, м ³ /ч	50–80	35–65	25–50
Максимальная скорость теплоносителя в межтвэльных щелях, м/с	5,5–8,8	3,8–7,1	2,7–5,5
Средняя скорость теплоносителя в ЭТВС, м/с	4,7–7,5	3,3–6,1	2,3–4,7
Максимальная температура наружной поверхности оболочки твэла, °С	104–111	101–105	100–102
Максимальная температура топливного сердечника, °С	108–116	104–108	102–104
Температура теплоносителя на выходе из ЭТВС, °С	63–84	65–84	68–84

* В интервале представленных значений первое — соответствует минимальной, а второе — максимальной температуре теплоносителя на входе в ЭТВС.

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. Старков В.А., Марихин Н.Ю. Методика и программа расчёта стационарного температурного поля в системе многозонных цилиндрических твэлов // Известия высших учебных заведений, серия «Ядерная энергетика», 2013. № 1. С. 54–62.

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

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БОР-60 ДО 2020 ГОДА

В рамках работ по продлению срока эксплуатации реактора БОР-60 выполнено уточнение нейтронно-физических характеристик облучения несменяемых элементов конструкции реактора за всё время его службы и сделан прогноз до 2020 года. Для определения условий эксплуатации несменяемых критических элементов реактора БОР-60 были проведены расчётно-экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик, основанные на проведённых ранее работах [1]. Метод определения интегральных нейтронно-физических характеристик в исследуемых элементах конструкции остался прежним. Он применялся в расчётно-экспериментальной работе [2] по определению характеристик материала сборки бокового экрана, облучавшейся длительное время в реакторе БОР-60. Результаты ранее выполненных исследований позволили выделить пять основных этапов эксплуатации реактора, каждому из которых соответствовала своя характерная микрокампания. Углублённый анализ эксплуатационных данных реактора БОР-60 позволил уточнить ряд параметров, влияющих на исследуемые характеристики. Кроме того, для получения прогнозных значений интегральных нейтронно-физических характеристик на исследуемых элементах реактора БОР-60 на конец 2020 года использовалась уточнённая среднегодовая энерговыработка реактора с учётом изменившегося графика работы реактора.

В результате проведённых исследований для каждого этапа эксплуатации реактора были рассчитаны трёхмерные распределения основных нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60: плотности потока нейтронов всех энергий (E) и быстрых нейтронов (с энергией свыше 0,1 МэВ) и скорости накопления повреждающей дозы (Dn) в стали. Интегрирование нейтронно-физических характеристик в критических элементах конструкции по всему периоду эксплуатации реактора БОР-60 позволило определить значения флюенса нейтронов с различной энергией и повреждающей дозы в стали на настоящий момент, а также сделать прогноз до конца 2020 года. В проведённых ранее работах было определено, что критическими элементами, требующими проведения дополнительных исследований, являются крепления плит малой поворотной пробки (шпильки с гайками). В табл. 1.8 представлены данные по шпильке, имеющей максимальные значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы в стали. Всего же в реакторе БОР-60 для крепления плит малой поворотной пробки используется шесть шпилек, расположенных на разном удалении от центра активной зоны (рис. 1.12).

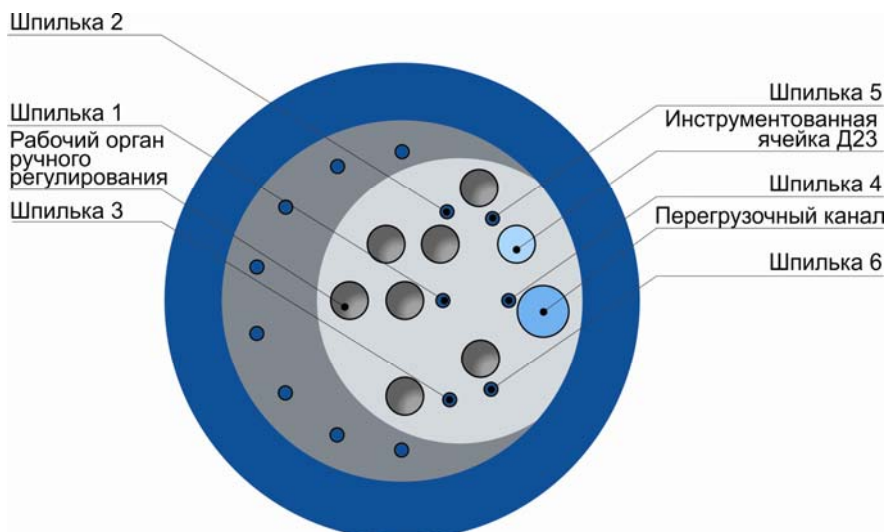


Рис. 1.12. Расположение шпилек малой поворотной пробки реактора БОР-60

Таблица 1.8

**Флюенс нейтронов и повреждающая доза в стали
в элементах реактора БОР-60 на конец 2020 года**

Элемент конструкции	Радиус, см	Координата, см*	Флюенс нейтронов, $\cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$		Dn, сна
			E > 0 эВ	E > 0,1 МэВ	
Корзина	62,2	0	1800	590	19
Корпус	71	0	1100	300	9,5
Кожух	76,5	0	870	230	7,5
Коллектор	4,5	- 75	1600	490	17
Шпильки с гайками:					
малой поворотной пробки	6,3	62,5	1700	720	27
большой поворотной пробки	36	60	1700	510	19
Патрубок:					
выходной	76,5	84	180	29	1,0
входной	15	- 170	29	1,1	0,06
Опора реактора	90,5	0	380	81	2,7
Стык опорного фланца с нижней обечайкой кожуха	76,5	169	5,1	0,44	0,018

* Координата относительно центральной плоскости активной зоны.

Набор исследуемых элементов реактора БОР-60 был дополнен пятью шпильками с гайками малой поворотной пробки. Результаты расчётов значений флюенса нейтронов и повреждающей дозы в них представлены в табл. 1.9.

Таблица 1.9

**Флюенс нейтронов и повреждающая доза в стали
в шпильках с гайками малой поворотной пробки на конец 2020 года***

Номер шпильки	Радиус, см	Флюенс нейтронов, $\times 10^{20} \text{ см}^{-2}$		Dn, сна
		E > 0 эВ	E > 0,1 МэВ	
1	6,3	17	7,2	27
2	19,0	17	6,3	23
3	22,1	17	6,1	22
4	29,2	17	5,3	20
5	31,4	17	5,1	19
6	33,0	16	4,9	18

* Координата по высоте шпильки, для которой проводились расчёты, — 62,5 см.

Проведённые исследования показали, что максимальное отличие в значениях флюенса нейтронов с энергией свыше 0,1 МэВ и повреждающей дозы в стали для шпилек с гайками малой поворотной пробки составляет около 40 %.

В результате выполненных работ детализирована история эксплуатации реактора БОР-60 и уточнены исходные данные. Проведены дополнительные расчётные исследования. Используя полученные в результате анализа исходные данные и результаты

проведённых расчётных исследований нейтронно-физических характеристик в несменяемых критических элементах конструкции реактора БОР-60, получены уточнённые значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы в несменяемых критических элементах реактора БОР-60 за всё время эксплуатации реактора и сделан прогноз до 2020 года. Полученные значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы в стали для всех элементов крепления плит малой поворотной пробки использовались для обоснования продления срока эксплуатации реактора БОР-60 до 2020 года.

Список литературы

1. Жемков И.Ю., Ишунина О.В., Набойщиков Ю.В. Разработка методики для уточнения флюенсов нейтронов на элементах конструкции реактора БОР-60 // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. Вып. 3. С. 40–48.
2. Жемков И.Ю. Набойщиков Ю.В. Козолуп А.Н. Расчётно-экспериментальные исследования условий облучения в реакторе БОР-60 сборки из аустенитной стали до значений повреждающей дозы 150 сна. — Тезисы докладов X Российской конференции по реакторному материаловедению, г. Димитровград, 27–31 мая 2013 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013, С. 144–145.

*А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, Ю.М. Крашенинников,
Ю.В. Набойщиков, М.Г. Шаронова, Н.И. Широкова*

ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МБИР

В реакторе БОР-60 для обоснования работоспособности основных элементов активной зоны реактора МБИР проводят испытания макетов:

- ◆ тепловыделяющих элементов штатных ТВС с виброуплотнённым МОКС-топливом при максимально близких к проектным значениям тепловой нагрузки и температуры оболочек твэлов;
- ◆ поглощающих элементов стержневого и кольцевого типа рабочих органов системы управления и защиты с высокообогащённым карбидом бора.

Исследования условий облучения при проведении таких испытаний позволяют отслеживать изменения нейтронно-физических характеристик и температурных режимов облучения, необходимых для корректной интерпретации результатов послереакторных исследований и обоснования работоспособности испытываемых элементов. Данная работа выполняется в рамках государственного контракта между Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» и АО «ГНЦ НИИАР» по корректировке технических проектов исследовательской ядерной установки МБИР и её оборудования.

ЭТВС с макетами твэлов реактора МБИР. Макеты твэлов штатных тепловыделяющих сборок реактора МБИР испытывают в составе экспериментальной разборной девятнадцатитвэльной ТВС с декабря 2010 года. В результате проведённых расчётно-экспериментальных исследований определены условия испытаний в течение восьми микрокампаний. Расчётным путём получены аксиальные распределения

нейтронно-физических и мощностных характеристик испытываемых твэлов. С учётом фактических значений эксплуатационных параметров реактора БОР-60 определены максимальные значения интегральных нейтронно-физических характеристик (флюенс нейтронов, повреждающая доза, выгорание топлива, тепловые нагрузки) и температурных режимов облучения.

Из ЭТВС для проведения послереакторных исследований было извлечено пять твэлов, для каждого из которых были определены значения нейтронно-физических характеристик и температурные режимы облучения, необходимые для интерпретации результатов материаловедческих исследований. Взамен извлечённых твэлов были установлены новые. Реакторные испытания продолжаются.

На конец 2014 года в ЭТВС были достигнуты следующие максимальные значения:	
Интегральный флюенс нейтронов	$6,8 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$
Флюенс быстрых нейтронов	$5,5 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$
Повреждающая доза в стали	28 сна
Выгорание топлива	6,6 % т. а.
Линейная плотность теплового потока	493 Вт/см
Мощность твэла (ЭТВС)	19,1 (340) кВт
Температура оболочки твэла	Более 650 °С

Облучательное устройство с макетами пэлов реактора МБИР. Макеты стержневых и кольцевых поглощающих элементов реактора МБИР испытывали в составе специального облучательного устройства, располагавшегося в ячейке на границе бокового экрана и активной зоны реактора БОР-60 (рис. 1.13 и 1.14). Реакторные испытания проводили в период с 19 июня 2013 года по 26 октября 2014 года в течение шести микрокампаний, то есть около 1,4 календарного года.

Проведены расчётно-экспериментальные исследования, в результате которых определены условия испытаний макетов пэлов в реакторе БОР-60. Рассчитаны значения нейтронно-физических характеристик в различных точках по высоте подвески облучательного устройства. Для элементов облучательного устройства: карбида бора, оболочки пэлов, стальных конструкций, теплоносителя — определены значения радиационного тепловыделения, которые использовали для теплогидравлических расчётов. Получены трёхмерные распределения температуры по облучательному устройству для номинальных параметров работы реактора. С учётом фактических эксплуатационных параметров реактора получены графики изменения во времени максимальной температуры поверхности макетов пэлов.

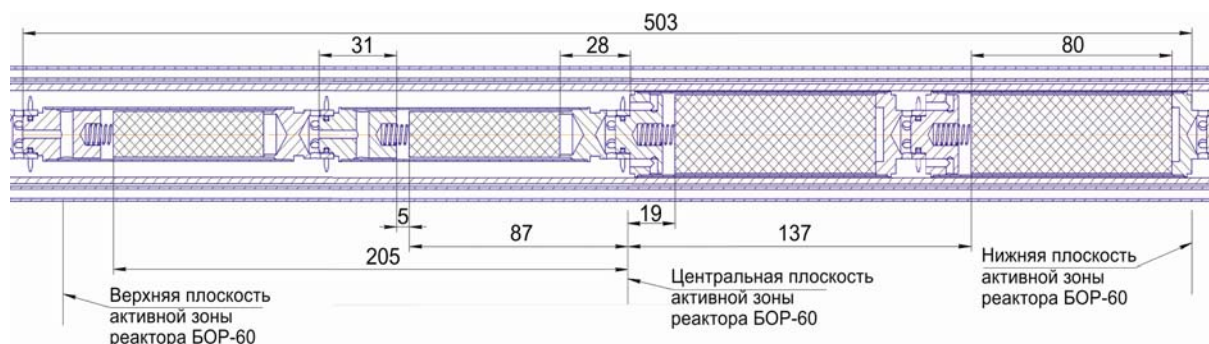


Рис. 1.13. Продольное сечение облучательного устройства на уровне подвески

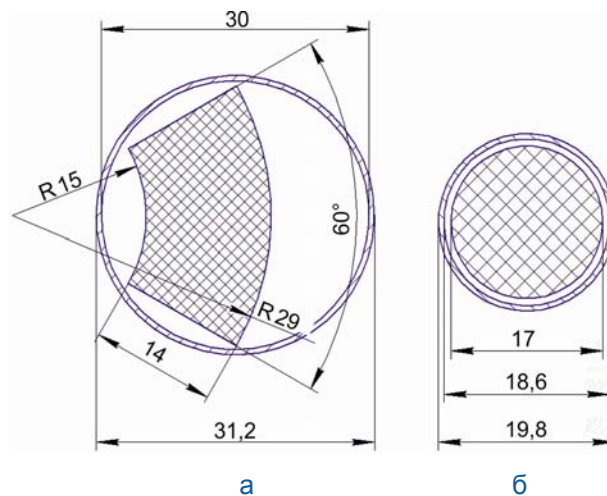


Рис. 1.14. Поперечные сечения макетов кольцевого (а) и стержневого (б) пэлов

В октябре 2014 года облучательное устройство с макетами пэлов было выгружено из реактора БОР-60 для проведения внереакторных исследований. На конец облучения в облучательном устройстве были достигнуты следующие максимальные значения:

Флюенс нейтронов всех энергий ($E > 0,0$ МэВ)	$3,7 \cdot 10^{22}$ см ⁻²
Флюенс быстрых нейтронов ($E > 0,1$ МэВ)	$2,9 \cdot 10^{22}$ см ⁻²
Повреждающая доза в стали	13 сна
Температура внешней поверхности оболочек пэлов	Не более 370 °С

Среднее значение выгорания атомов бора-10 в двух макетах стержневых пэлов составило 4,9 % и 4,1 % соответственно, а проектное значение глубины выгорания атомов бора-10 в рабочих органах аварийной защиты и компенсации реактивности реактора МБИР — 5 %, то есть достигнутого показателя выгорания топлива достаточно для обоснования технического проекта рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности.

Проектное значение средней глубины выгорания атомов бора-10 в рабочих органах ручного регулирования реактора МБИР составляет 20 %, что существенно выше достигнутых значений, поэтому для обоснования проектного ресурса следует продлить облучение одного стержневого пэла в реакторе БОР-60.

В ходе проведённых исследований получена необходимая для интерпретации результатов послереакторных материаловедческих исследований и обоснования работоспособности элементов активной зоны реактора МБИР информация о режимах облучения макетов твэлов и пэлов в реакторе БОР-60, а также значениях интегральных характеристик. Полученные результаты использовали при планировании дальнейших облучательных программ и постановке на облучение в реактор БОР-60 ещё двух ЭТВС с макетами твэлов реактора МБИР и будут в дальнейшем использоваться для интерпретации результатов послереакторных исследований и обоснования работоспособности элементов активной зоны реактора МБИР.

*А.В. Варивцев, С.Г. Ерёмин, И.Ю. Жемков, А.В. Захаров,
В.А. Кислый, А.Н. Козолуп, Ю.М. Крашенинников,
Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, Е.В. Фокеева*

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ В ОБЛУЧЁННОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКЕ ПРИ УСТАНОВКЕ В КАНАЛ СУХОЙ ВЫДЕРЖКИ

В реакторе БОР-60 проводят большой объём исследований различных ядерных материалов. В реакторе одновременно находится 23–26 экспериментальных сборок. Топливные материалы (ядерное топливо различного типа и обогащения, твэлы разного диаметра и прочее) облучаются в составе разборных экспериментальных 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 — это облучательные устройства с твэльным подогревом.

После извлечения из реактора облучательное устройство (ЭТВС) отмывается от натрия по штатной технологии и устанавливается в канал сухой выдержки. Каналы сухой выдержки (в количестве 48 шт) размещены в бетонном реакторном массиве и находятся друг от друга на расстоянии 400 мм. Канал выполнен в виде вертикальной трубы из нержавеющей стали марки X18H10T диаметром 108 мм, высотой 10 500 мм, с толщиной стенки 4 мм. Теплоотвод отборок осуществляется путём естественной конвекции воздуха. Для защиты от ионизирующего излучения в канал устанавливается защитная пробка.

Остаточное тепловыделение в твэлах и существенное ухудшение охлаждения при размещении облучательного устройства в воздухе могут являться источником превышения допустимых максимальных значений температуры оболочек твэлов и исследуемых образцов. Поэтому важны расчётные и экспериментальные исследования зависимости максимального значения температуры на образцах от величины остаточного тепловыделения (времени выдержки после окончания облучения) при размещении облучательного устройства с твэльным подогревом в канале сухой выдержки, о которых речь пойдёт в настоящей работе.

Используя программу CARE и эмпирические формулы, провели расчёты остаточного тепловыделения в облучательном устройстве, содержащем твэлы, для различных моментов после окончания облучения.

Теплогидравлические расчёты облучательного устройства проведены с использованием программного комплекса ANSYS CFX. Расчётная модель облучательного устройства представлена в виде шестигранного чехла, подвески и пучка твэлов. В характеристики расчётной модели значение выделяемой мощности заложено как интегральное значение от всей топливной части твэлов. Расчётная модель канала сухой выдержки представляет собой стальную трубу, окружённую бетоном. Для более точного описания процесса теплоотвода в модели учитывается такая особенность, как шероховатость поверхностей стали и бетона.

В результате проведённых расчётов была получена зависимость максимального значения температуры поверхности образцов и оболочек твэлов от величины остаточного тепловыделения и времени, прошедшего после остановки реактора. Для верификации расчётов было рассмотрено реальное облучательное устройство с твэльным подогревом, содержащее шесть термопар. До установки в канал сухой выдержки оно облучалось в инструментальной ячейке реактора БОР-60. После помещения облучательного устройства в канал сухой выдержки наличие термопар позволило провести измерение температуры и оценить погрешность её расчётного определения.

Для сравнения экспериментальных и расчётных данных были выполнены расчёты температурных полей в облучательном устройстве спустя 2 и 50 сут после окончания

облучения с соответствующими значениями остаточного тепловыделения. Сравнение расчётных и экспериментальных значений температуры показало совпадение в пределах погрешности 5 %. Следовательно, предложенные расчётные программы и модели могут быть использованы для определения температурных условий хранения облучательных устройств с твэльным подогревом и других экспериментальных топливных сборок в каналах сухой выдержки, что позволит существенно сократить время выдержки облучательных устройств и ЭТВС в реакторе после окончания облучения.

В настоящее время в реакторе БОР-60 облучается три облучательных устройства с твэльным подогревом. Проведённые расчётно-экспериментальные исследования показывают возможность выгрузки облучательного устройства, предназначенного для низкотемпературного облучения образцов, из реактора БОР-60 на второй день после остановки реактора без превышения требуемых значений температуры образцов. Выгрузка облучательных устройств, предназначенных для облучения образцов при больших значениях температуры, и ЭТВС с тепловой мощностью до 130 кВт возможна через сутки после остановки реактора.

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

АНАЛИЗ КАЧЕСТВА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ

Обобщение и анализ данных нейтронно-активационных измерений при нейтронно-дозиметрическом сопровождении экспериментов, проведённых на реакторе БОР-60, позволят создать концептуальную структуру предметной области исследования для развития системы дозиметрического сопровождения экспериментов на исследовательских реакторах нового поколения. Достоверное знание характеристик нейтронного излучения, таких как энергетическое распределение, плотность потока и флюенс нейтронов, является обязательным для успешного решения практических задач. Чтобы упростить (снизить трудоёмкость и стоимость) процедуру нейтронных измерений для обеспечения практических задач, принята система опорных нейронных полей, позволяющая систематизировать и единообразно трактовать результаты радиационных исследований, выполняемых на различных ядерно-физических установках, в том числе и зарубежных [1].

В качестве критерия оценки качества измерений наведённой активности мониторов сопровождения реакторного облучения авторами взят показатель X — отношение скорости реакций $R(^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb})$ к $R(^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn})$ — в подтверждение гипотезы

о том, что отношение $X = \frac{R_{^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}}}{R_{^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}}}$ сохраняется по рядам активной зоны реактора

вне зависимости от канала и местоположения мониторов. Предложенный авторами показатель удобен для исследования контроля качества проводимых экспериментов во всех реакторах на быстрых нейтронах.

Нейтронно-активационные детекторы для сопровождения длительного облучения были изготовлены из ниобия и железа природного изотопного состава. Выбор данных материалов обусловлен длительным периодом полураспада измерительного радионуклида.

Используя модифицированный критерий Карла Пирсона [2] при уровне значимости, равном 0,05, проверили, согласуется ли гипотеза H_0 о нормальном распределении генеральной совокупности показателя X с эмпирическим распределением выборки по трём экспериментам. Так как мы имеем дело с эмпирическим распределением, описывали

эмпирический ряд с помощью математической модели. Количественная характеристика соответствия может быть получена с помощью статистических показателей — критериев согласия.

После оценки параметров распределения совокупность экспериментальных данных разбили на семь интервалов (r), близких к равновероятным, с переменным шагом между вариантами в группировании результатов измерений h ($h_1 = h_{-1} = \infty$; $h_2 = h_{-2} = 0,373$; $h_3 = h_{-3} = 0,363$; $h_4 = 0,462$). Провели расчёт теоретических частот (вероятность попадания результатов измерений в i -й интервал) по формуле:

$$p_i = n \frac{h}{S} \varphi\left(\frac{x_{i_0} - \bar{x}}{S}\right),$$

где $\varphi\left(\frac{x_{i_0} - \bar{x}}{S}\right)$ — функция распределения плотности вероятности, определяемая согласно аналитической зависимости плотности нормального распределения

$$(\varphi(\xi) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{\xi^2}{2}});$$

\bar{x} — среднее значение в выборке;

x_{i_0} — середина i -го интервала;

n — число результатов измерений, равное 77;

S — среднеквадратическое отклонение всех результатов измерений.

Вычисления представлены в табл. 1.10.

Таблица 1.10

Экспериментальные и теоретические частоты

Номер выборки	p_i	$x_{i_{\max}}$	n_i	χ_i^{2*}
1	0,0197	2,249	0	0,0197
2	0,0833	2,622	0	0,0833
3	0,2084	2,985	5	0,0988
4	0,3772	3,447	65	0,5781
5	0,2084	3,810	3	0,1378
6	0,0833	4,183	3	0,0236
7	0,0197	7,006	1	0,0023
Итого	1	—	77	

* Статистика для i -го интервала: $\chi_i^2 = \frac{(n_i - p_i)^2}{p_i}$.

Так как расчётная статистика меньше критерия Карла Пирсона, то нулевую гипотезу H_0 о нормальном распределении с параметрами: оценкой измеряемой величины a , равной 3,216, и оценкой среднеквадратического отклонения при данном уровне значимости σ , равной 0,469, — можно принять*.

Наличие переменной составляющей систематической погрешности — погрешности, изменяющейся по какому-либо закону, — искажает оценки характеристик случайной погрешности. Систематическая погрешность может быть выявлена средствами статистического анализа. Постоянные систематические погрешности могут быть обнаружены лишь

* Авторы сознательно ослабили условие для применения критерия: в нашем случае не более чем для 20 % интервалов выполнено неравенство $1 \leq p_i \leq 5$, так как результаты экспериментов являются интегральными.

сравнением результатов измерений с другими, полученными с помощью более точных методов и средств. Для обнаружения систематических погрешностей в результатах измерений применены метод последовательных разностей (критерий Аббе) и комбинаторный критерий.

Выполнение любых научных исследований связано с измерением различных физических величин и последующей математической обработкой полученных данных. Даже при использовании очень точных и чувствительных приборов и наилучших условий проведения эксперимента во всяком измерении содержится ошибка (погрешность). Характер и причины её могут быть различными.

Грубая погрешность (промах) в нейтронно-активационном измерении — это погрешность результата отдельного измерения, входящего в ряд измерений, которая для данных условий резко отличается от остальных результатов этого ряда, либо же результат неправильного взвешивания монитора или его идентификации и принадлежности к данному исследуемому эксперименту. Промахи сразу видны среди полученных результатов, так как они сильно отличаются от остальных значений. Но необдуманное отбрасывание резко отличающихся от других результатов измерений может также привести к существенному искажению характеристик измерений. Поэтому первоначальная обработка экспериментальных данных рекомендует любую совокупность измерений проверять на наличие грубых промахов с помощью статистических критериев: Диксона (вариационный критерий), Романовского, Шовине, Граббса.

Облучение устройства с образцами сплавов циркония проводили в ячейках пятого, а затем в ячейке третьего ряда активной зоны. Эксперимент состоял из девяти этапов, по каждому из них были проведены измерения. Систематических ошибок в измерениях не выявлено. Сомнительные значения на основе критерия Шовине исключены*, результаты измерений отношения скорости реакций X выполнены с относительной погрешностью, не превышающей 2 %, с учётом погрешности анализатора.

Облучение устройства с образцами стали в свинце проводили в инструментальной ячейке Д23, далее в ячейке шестого ряда тепловыделяющей сборки активной зоны реактора. Нейтронно-дозиметрическое сопровождение эксперимента было проведено на первых трёх этапах облучения. Выявлено, что на каждом этапе согласно критериям Романовского, Диксона и Шовине необходимо исключить по одному промаху из-за неоднозначной идентификации мониторов. Систематическая составляющая в результатах измерений по контролю облучения отсутствует.

Облучение устройства с образцами гидроксида гафния на первом этапе проводили в ячейке Д23, далее три этапа — в ячейке Д43. В облучательном устройстве были размещены мониторы для определения флюенса нейтронов при каждой перегрузке (смене) образцов. Эксперимент состоял из четырёх этапов, по каждому из которых проведены измерения. По результатам эксперимента с образцами гидроксида гафния систематических ошибок в измерениях не выявлено. Несмотря на промах по критерию Диксона, качество контроля облучённых образцов гидроксида гафния по данному эксперименту удовлетворительное. Результаты косвенных измерений отношения скорости реакций X выполнены с относительной погрешностью, не превышающей 2 %, с учётом погрешности анализатора.

Стоит обратить внимание на отношения скорости реакций, выполненных по расчёту нейтронного спектра для активной зоны реактора на быстрых нейтронах с учётом данных дозиметрических сечений измерительно-вычислительного комплекса MIXER [3]. Расчётное значение отличается от экспериментального значения на 27 %. Основной вклад в погрешность даёт расчётный спектр, так как сечения в обоих случаях использовались одни и те же. Эффективные сечения, используемые при обработке экспериментов: $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}\sigma_{\text{эфф}} = 0,383 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$, $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}\sigma_{\text{эфф}} = 0,212 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$ [4].

* В обработке результатов трёх экспериментов выявлено по одному промаху второго, четвёртого, пятого, восьмого этапов измерений.

Анализ экспериментальных данных проведён на основе нескольких критериев на наличие любого рода погрешностей. Результаты косвенных измерений отношения скорости реакций X выполнены с относительной погрешностью, не превышающей 2,1 % для активной зоны. Анализ данных по нейтронно-дозиметрическому сопровождению экспериментов показал хорошее качество проведения метрологической части исследовательских работ с образцами конструкционных материалов.

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, Московская обл.: ФГУП «Всероссийский научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений», 2007. — 653 с.
2. ГОСТ Р 8.736-2011. Государственная система обеспечения единства измерений. Измерения прямые многократные. Методы обработки результатов измерений. Основные положения. — М.: ФГУП «Стандартинформ», 2013. — 19 с. — Режим доступа: <http://vsegost.com/Catalog/52/52042.shtml>. Дата обращения: 23.06. 2015.
3. Брегадзе Ю.И., Степанов Э.К., Ярына В.П. Прикладная метрология ионизирующих излучений. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 264 с.
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.

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

МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ УРАНОВОГО ОКСИДНОГО ТОПЛИВА С БОЛЬШИМ РАЗМЕРОМ ЗЕРНА ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ 700–1050 °С

Радиационная ползучесть стандартного топлива реактора ВВЭР исследована достаточно подробно, но данных о модифицированном диоксиде урана с крупным размером зерна, необходимых для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния и ресурса твэла в настоящее время нет.

Работоспособность твэлов определяется силовым взаимодействием топливного сердечника и оболочки. Целями настоящей работы являлись разработка методики и экспериментальных средств и исследование ползучести крупнозернистого топлива на основе диоксида урана в условиях реакторного облучения.

Методика испытаний. При температуре ниже 850–900 °С скорость ползучести диоксида урана в основном определяется радиационными эффектами: при большей температуре проявляется прогрессирующее влияние термической ползучести [1]. Выбор исследовательского реактора и места (канала) загрузки установки определяли по среднему энерговыделению топлива энергетических тепловых реакторов — 350–400 Вт/см³. Напряжение в сердечнике в стационарных режимах эксплуатации обычно не превышает 40 МПа. Ожидаемая скорость обратной деформации равна $2 \cdot 10^{-6}$ – $5 \cdot 10^{-5}$ 1/ч, что для надёжной регистрации при абсолютной погрешности измерения перемещений — около

1 мкм — требует испытаний длительностью не менее 200–1000 ч [1]. На основании этих данных можно сформулировать требования к экспериментальным средствам и основным параметрам испытаний ядерного топлива, такие как:

Рабочая температура	700–1050 °С
Погрешность измерения температуры	3 %
Погрешность поддержания температуры	(± 5–10) °С
Энерговыведение топлива	350–400 Вт/см ³
Напряжение.....	0–40 МПа
Погрешность измерения нагрузки	2 %
Измеряемое перемещение	± 500 мкм
Погрешность измерения перемещений	± 1–2 мкм

Необходимые условия облучения были реализованы в реакторе РБТ-6, который позволяет проводить непрерывные испытания длительностью до 1500 ч, характеризуется высокой стабильностью нейтронного потока, удобством доступа к исследовательским каналам и простотой перегрузочных операций. Плотность потока нейтронов с энергией свыше 0,5 эВ в выбранном канале составила $2,6 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}$.

Оценочные расчёты и опыт эксплуатации твэлов показывают, что таблетки реактора ВВЭР со стандартным размером зерна растрескиваются при объёмном энерговыделении менее 200 Вт/см³, поскольку термическое напряжение на их внешней поверхности превышает предел прочности, равный 150 МПа, для стехиометрического диоксида урана с размером зерна 25 мкм при температуре до 900 °С [2–4]. Расчёты с помощью программного

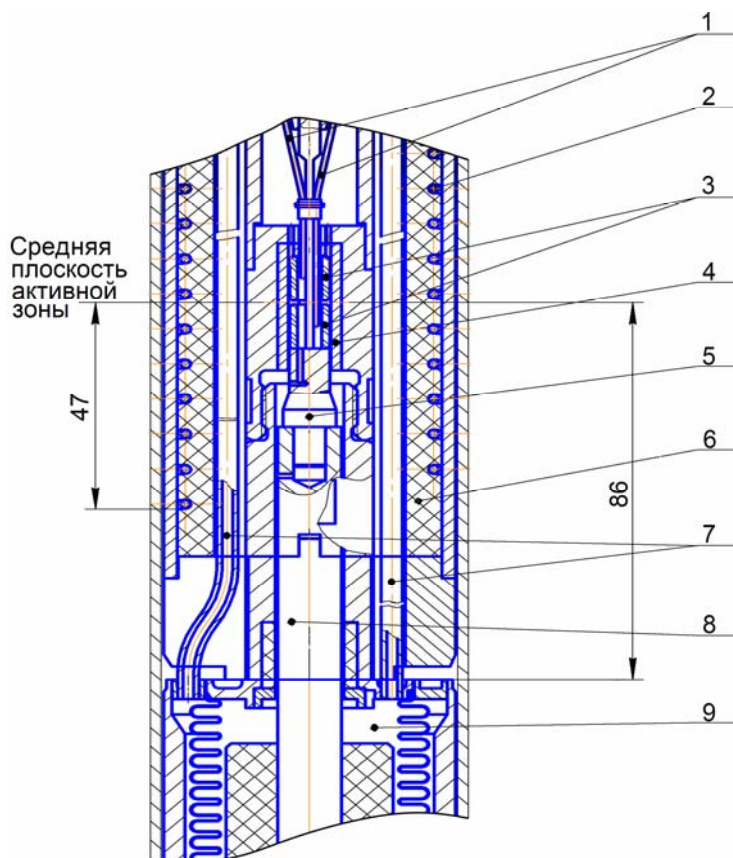


Рис. 1.15. Общий вид рабочего участка облучательного устройства: 1 — термоэлектрические преобразователи; 2 — нагреватель; 3 — образцы; 4 — гильза из молибдена; 5 — наконечник; 6 — графит; 7 — газовые линии; 8 — толкатель; 9 — сиффон

комплекса ANSYS показали, что при толщине стенки меньше 1,7 мм для энерговыделения от 350 до 400 Вт/см³ термическое напряжение в образцах в виде полых цилиндров не превышает предела прочности.

Методика предполагает непрерывное измерение изменения высоты облучаемого образца, находящегося под воздействием постоянного сжимающего усилия. Для реализации этой методики с учётом указанных требований было разработано облучательное устройство (рис. 1.15), состоящее из нагружающего узла, соединённого посредством сварки с фланцем герметичной рабочей полости, устройства для передачи и регистрации изменения длины образца, нагревателя, биологической защиты и системы технологических коммуникаций [5]. В рабочей полости облучательного устройства на уровне центра активной зоны были размещены две таблетки исследуемого топлива, для снижения термических напряжений разделённые прокладкой из молибдена.

Для нагружения используется пневматическая система, исполнительным элементом которой является однослойный сильфон из нержавеющей стали, рассчитанный на максимальное наружное избыточное давление 1,1 МПа [6] и помещённый в стальной корпус. К внутренней и наружной полости сильфона приварены газовые линии для связи с газовакуумным стендом. Сила, создаваемая наружным давлением, передается образцам при помощи толкателя с молибденовым наконечником. Изменение длины образца фиксируется индуктивным, радиационно термостойким преобразователем посредством удлинительного штока. На нижнем конце удлинительный шток представляет собой молибденовую трубку, проходящую к торцу нагружающего наконечника через центральное отверстие в образце. Для перемещения корпуса датчика и его настройки на начало отсчёта используется винтовой механизм с возвратной пружиной.

На внешнем корпусе облучательного устройства устанавливается электрический нагреватель, предназначенный для регулирования и поддержания температуры испытаний. В зависимости от заданного уровня температуры испытаний корпус нагревателя может быть изготовлен из графита или нержавеющей стали. Горячие спаи термопар размещены в молибденовом наконечнике удлинительного штока, проходящего через центральное отверстие образцов. Дополнительные термопары могут быть установлены на корпусе облучательного устройства и нагревателе.

Информационно-измерительная система для проведения реакторных экспериментов включает в себя первичные преобразователи (датчики), электрические схемы для питания датчиков, системы детектирования и нормализации сигналов, амплитудно-цифровые преобразователи, микроконтроллер, управляющий и регистрирующий компьютер, а также программное обеспечение.

Для измерения температуры использовали термоэлектрические преобразователи хромель-алюмель производства АО «ГНЦ НИИАР» со стандартной градуировкой [7]. Основная приведённая погрешность измерения при использовании термоэлектрического преобразователя с учётом погрешности её установки составила 3 %. Перемещение штока определяли с помощью индуктивного, радиационно термостойкого преобразователя [8].

Функционирование первичных преобразователей, их связь с управляющим и регистрирующим компьютером обеспечивалась специально разработанным электронным блоком. Общее управление работой прибора осуществлялось восьмиразрядным микроконтроллером ATMEGA163 с тактовой частотой 8 МГц. Для передачи данных от персонального компьютера и управления работой использовали специальный драйвер, для устранения помех — оптическую развязку. Программное обеспечение верхнего уровня информационно-измерительной системы создано в пакете LabView.

Для обоснования конструкции облучательного устройства, условий теплоотвода, необходимых для реализации заданной температуры испытаний, проведены расчёты с помощью программного комплекса ANSYS. Анализ показал, что при изменении зазоров между образцом и молибденовой обоймой от 0,2 до 0,6 мм, корпусом облучательного устройства и стенкой испытательного канала от 0,4 до 1,0 мм и при их заполнении гелием или неоном можно обеспечить максимальную температуру топлива в диапазоне от 500 до 900 °С при энерговыделении, равном 350–400 Вт/см³. Использование нагревателя расширяет указанный диапазон до 1000–1100 °С. Разработанная методика и экспериментальные средства соответствуют требованиям к экспериментальным средствам и основным параметрам испытаний ядерного топлива, приведённым выше.

Образцы и условия испытаний. Для испытаний использовали образцы в виде цилиндрических втулок. Толщина стенки втулки (1,5 мм) была выбрана с учётом допустимого уровня термического напряжения при энерговыделении 350–400 Вт/см³. Образцы были изготовлены в АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» путём механической

обработки таблеток диоксида урана с размером зерна 25 мкм [9] и имели следующие характеристики:

Диаметр:

наружный 7,548–7,55 мм
внутренний 4,85–4,59 мм

Высота 9,722–10,859 мм

Массовая доля смеси изотопов урана 88,11 %

Условная массовая доля урана-235 4 %

Кислородный коэффициент (O/U) 2,0024

Плотность 10,49–10,53 г/см³

Средняя доспекаемость 0,1 %

Объёмная доля открытых пор 0,14–0,36 %

Доля пор с эффективным размером не более 10 мкм 99 %

Исследования радиационной ползучести проводили в канале активной зоны реактора РБТ-6. Было проведено три цикла испытаний при значениях температуры, измеренной в центральном отверстии верхнего образца: 734, 865 и 978 °С — и напряжении 10, 20, 30 и 40 МПа соответственно для каждого значения температуры. Плотность делений ядер в образцах составляла $1,2 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-3}$. Продолжительность испытаний при одной температуре на постоянной мощности реактора — 1000–1200 ч.

Вследствие интенсивного внутреннего энерговыделения при облучении в образцах ядерного топлива имеются значительные радиальные и осевые градиенты температуры. Для определения данных температурных градиентов в образцах, учитывая полученные экспериментальные данные, использовали программный комплекс ANSYS. Расчётное распределение температуры по высоте образцов с внутренним радиусом, равным 2,29 мм, и внешним радиусом, равным 3,775 мм, показано на рис. 1.16.

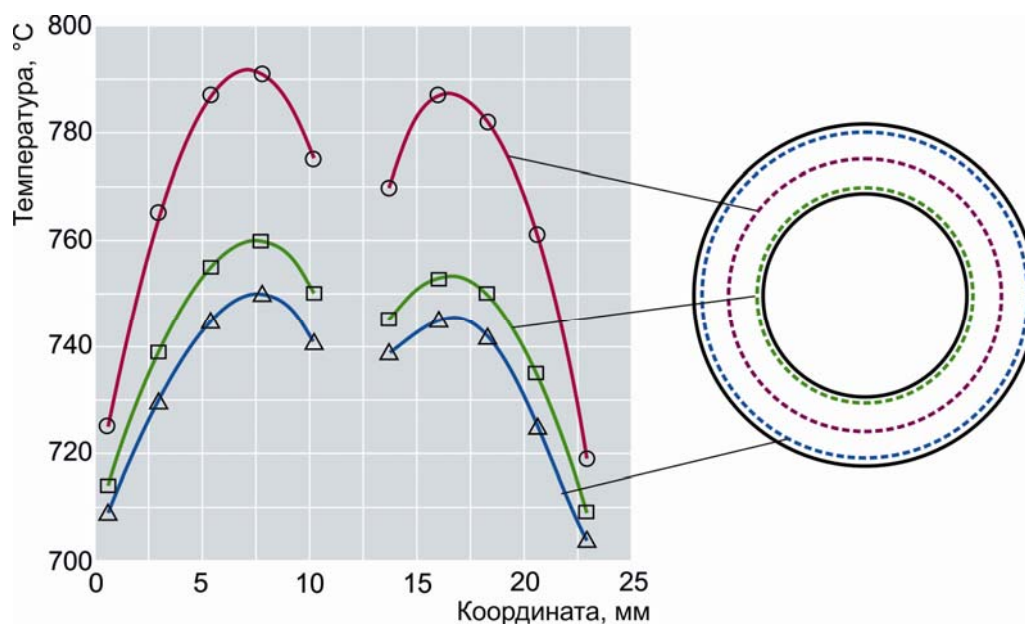


Рис. 1.16. Распределение температуры по высоте образцов в первом эксперименте для позиций с радиусом, равным 2,4 (□), 3,0 (○) и 3,6 (Δ) мм

Для учёта неравномерности распределения температуры по радиусу и высоте образца используется понятие эквивалентной температуры ($T_{\text{ЭКВ}}$), которая для образца в виде втулки определяется выражениями [10, 11]:

$$T_{\text{ЭКВ}} = -\frac{Q}{R} \left[\ln \left(\frac{1}{L_0} \sum_{j=0}^k \exp \left(-\frac{Q}{RT_{\text{ЭКВ}}(z_j)} \right) \Delta z_j \right) \right]^{-1},$$

$$T_{\text{ЭКВ}}(z_j) = \frac{Q}{R} \left\{ \ln \left[\sum_{i=0}^n \exp \left(\frac{Q}{RT(r_i, z_j)} \right) 2\pi r_i \Delta r \right] - \ln [\pi(r_0^2 - r_1^2)] \right\}^{-1},$$

где Q — энергия активации ползучести, кДж/моль;

R — постоянная Больцмана, Дж/°С;

L_0 — исходный размер образца, мм;

k, n, j, i — индексы суммирования;

z, r — высота и радиус элементарного объёма соответственно, мм;

$T_{\text{ЭКВ}}(z_j)$ — распределение эквивалентной температуры по оси образца, °С;

$T(r_i, z_j)$ — распределение температуры во всём объёме образца, °С;

$\Delta z, \Delta r$ — относительная высота и ширина элементарного объёма соответственно, отн. ед.;

r_0, r_1 — внутренний и внешний радиус образца соответственно, мм.

Эти соотношения получены на основании гипотезы плоских сечений, согласно которой при сжатии образца массивными плоскопараллельными плитами все его сечения при деформировании остаются параллельными друг другу (образец не изгибается). Следствием этой гипотезы является равенство деформации и скорости деформации в любом осевом сечении образца. Процедура получения значения эквивалентной температуры по сечению образца аналогична известной задаче определения жёсткости (податливости) блока параллельно установленных концентрических пружин разной жёсткости. Определение эквивалентной температуры при её неравномерном распределении по высоте аналогично определению общей жёсткости последовательно соединённых пружин, нагружаемых двумя плоскопараллельными плитами. Жёсткость (податливость) каждой отдельной пружины, в нашем случае элементарного кольцевого участка осевого сечения толщиной Δr и высотой Δz , является известной функцией температуры, определяемой законом Аррениуса.

Для вычисления эквивалентной температуры определяют распределение температуры по образцу. Из экспериментальной зависимости скорости ползучести от измеренной на поверхности или в центре образца температуры находят первое приближение энергии активации ползучести Q , затем по соотношениям определяют первое приближение для эффективной температуры, далее второе приближение энергии активации и далее. Процедура заканчивается, если отличие двух последних приближений меньше заданной погрешности, например, на 5 %.

Вычисленная по этой методике эквивалентная температура для каждого цикла испытаний равна 747, 927 и 1028 °С с погрешностью определения 5 %.

Результаты испытаний. На рис. 1.17 показана типичная зависимость изменения длины образцов от времени при нагружении в процессе облучения. Обработав диаграм-

мы изменения длины образцов методами математической статистики, получили значения стационарной скорости радиационной ползучести диоксида урана в интервале напряжений от 10 до 40 МПа для трёх температурных условий и плотности делений ядер, равной $1,2 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-3}$.

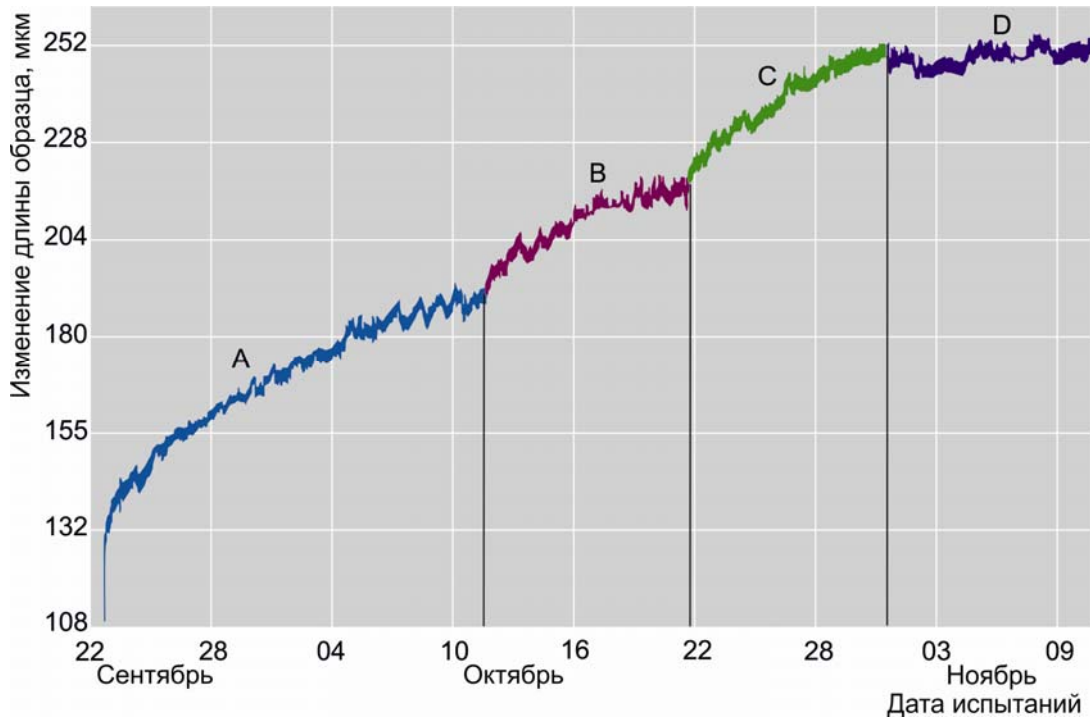


Рис. 1.17. Диаграмма деформации образцов при напряжении 20 (A), 30 (B), 40 (C) и 20 (D) МПа

Анализ результатов, приведённых на рис. 1.18, показал, что при температуре выше 747°C увеличивается вклад термической ползучести. С повышением температуры средняя энергия активации ползучести возрастает от 91 до 267 кДж/моль , причём влияние термической ползучести увеличивается с ростом напряжения.

Зависимость скорости ползучести от напряжения может быть описана степенным законом (рис. 1.19). Показатель степени при напряжении изменяется от единицы (при 747°C) до 3,1 (при более высокой температуре).

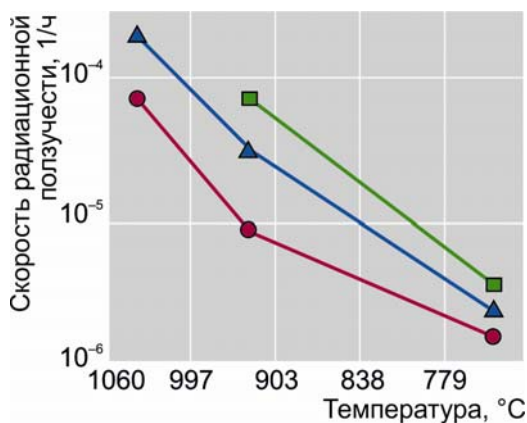


Рис. 1.18. Зависимость скорости радиационной ползучести от температуры при напряжении 20 МПа (●), 30 МПа (▲) и 40 МПа (■)

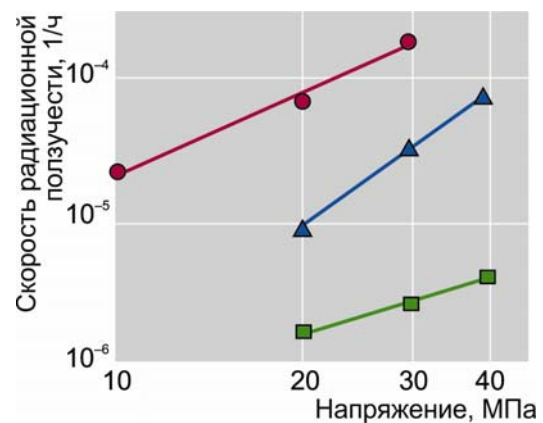


Рис. 1.19. Зависимость скорости радиационной ползучести от напряжения при температуре 747 (■), 927 (▲) и 1028 (●) °C

На рис. 1.20 представлены данные по радиационной ползучести штатного диоксида урана, а также модифицированного — с размером зерна 25 мкм [12–15], полученные в эксперименте. При 747 °С результаты совпадают. При этой температуре деформация контролируется радиационной ползучестью, что подтверждается её линейной зависимостью от напряжения. Скорость ползучести при 927 и 1028 °С больше соответствующих значений для штатного диоксида урана. При такой температуре заметно влияние термической составляющей, что подтверждается степенной зависимостью скорости ползучести от напряжения.

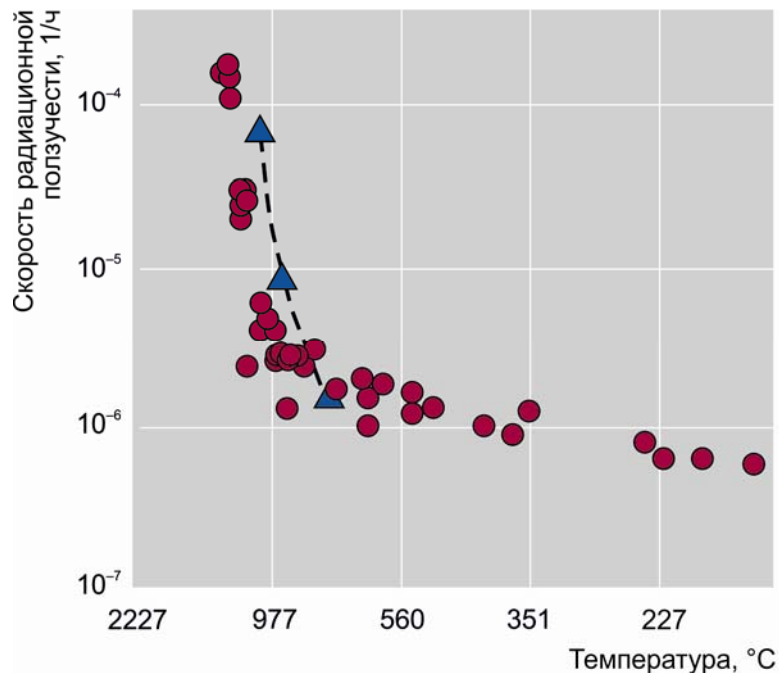


Рис. 1.20. Зависимость радиационной ползучести образцов диоксида урана, изготовленных по штатной технологии (●) и модифицированных (▲), от температуры

Под термином радиационная ползучесть подразумевалась общая экспериментальная деформация, полученная под облучением, состоящая из вкладов термической, радиационно-термической и радиационной ползучести. Кроме этого, определённый вклад в общее значение экспериментальной реакторной деформации на начальном этапе облучения может вносить и доспекаемость топлива. В настоящее время проводятся дополнительные эксперименты по определению термической ползучести и реакторной доспекаемости для точной оценки величины этих вкладов.

Для трёх значений температуры получены диаграммы и определены значения скорости стационарной радиационной ползучести модифицированного диоксида урана с размером зерна не менее 25 мкм при напряжении 10–40 МПа. Полученные результаты могут быть использованы для обоснования работоспособности твэлов с модифицированным топливом нового поколения.

Список литературы

1. Малыгин В.Б., Набойченко К.В., Шаповалов А.С., Бибилашвили Ю.К. Рекомендации для расчёта скорости радиационной ползучести оксидного топлива при анализе работоспособности твэлов // Атомная энергия, 2010. Т. 108, вып. 2. С. 95–98.

2. Ашрапов Т.Б., Малыгин В.Б., Павлий К.В. и др. Комплекс экспериментальных средств для исследования механических свойств ядерного топлива в высокопоточных реакторах. — Сборник научных трудов Московского инженерно-физического института «Экспериментальное обеспечение реакторных исследований материалов» / под ред. И.С. Головнина. — М.: Энергоатомиздат, 1990. С. 49–54.
3. Михеев Е.Н., Федотов А.В., Новиков В.В., Малыгин В.Б. и др. Методика и результаты исследования радиационной ползучести крупнозернистого топлива на основе диоксида урана // Атомная энергия, 2014. Т. 116, вып. 1. С. 15–20.
4. Evans A., Davidge R. The strength and fracture of stoichiometric polycrystalline UO_2 // J. Nucl. Mater., 1969. V. 33. P. 249–260.
5. Патент на полезную модель 117701, Российская Федерация, МПК G21D 1/00. Устройство для исследования радиационной ползучести ядерного топлива энергетических реакторов / Малыгин В.Б., Михеев Е.Н., Федотов А.В. и др. // Бюл. «Изобретения. Полезные модели», 2012. № 18. С. 202.
6. ГОСТ 22388-90. Сильфоны однослойные диаметром до 200 мм. Общие технические условия. — М.: Издательство стандартов, 1994. — 44 с.
7. ГОСТ Р 8.585-2001. Термопары. Номинальные статические характеристики преобразования. — М.: Госстандарт России, 2001.— 78 с.
8. 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» / под ред. Ю.В. Милосердина. — М.: Энергоатомиздат, 1988. С. 34–36.
9. 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.
10. Малыгин В.Б., Набойченко К.В., Сулаймонов М.Г. Анализ экспериментальных результатов по радиационной ползучести при радиальных и осевых градиентах температур и плотностей делений. — Сборник научных трудов Московского инженерно-физического института «Техника реакторного эксперимента» / под ред. Ю.В. Милосердина. — М.: Энергоатомиздат, 1985. С. 93.
11. Perrin J. Effect of irradiation on creep of UO_2 - PuO_2 // J. Nucl. Mat., 1972. V. 42. P. 101–104.
12. Brucklacher D., Dienst W. Creep behavior of ceramic nuclear fuels under neutron irradiation // J. Nucl. Mater., Ibid. P. 285–289.
13. Solomon A. Irradiation Induced Creep of UO_2 // J. Amer. Cer. Soc., 1973. V. 56, № 3. P. 164–171.
14. Perrin J. Irradiation induced creep of uranium dioxide // J. Nucl. Mat., 1971. V. 39. P. 175–179.
15. Божко Ю.В., Малыгин В.Б., Милосердин Ю.В., Набойченко К.В. Высокотемпературная пластичность диоксида урана // Вопросы атомной науки и техники, серия «Атомно-водородная энергетика и технология», 1982. Вып. 1 (11). С. 75–77.

Г.А. Ильиных, С.В. Серёдкин

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ РБТ-6 НА ДЛИТЕЛЬНУЮ ПРОЧНОСТЬ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

Исследования механических характеристик материалов, эксплуатируемых в сложных температурных и силовых режимах, в том числе при воздействии радиационно повреждающих факторов, важны и актуальны. Свойства таких материалов определяют конструктивную прочность и работоспособность отдельных элементов и изделий в целом, но изучены, к сожалению, недостаточно хорошо. Характеристики исследуемых сплавов, полученные при длительных испытаниях, являются базовой основой для изучения свойств конструкционных материалов и прогнозирования их поведения во время эксплуатации.

В рамках исследования свойств материалов в АО «ГНЦ НИИАР» была выполнена работа по изучению влияния облучения на длительную прочность коррозионно-стойкой жаропрочной стали марки 09X18H9 (X18H9) и сварных швов, выполненных из этой стали. Цель работы заключалась в сравнительных исследованиях зависимости длительной прочности от времени испытаний трубчатых образцов из основного металла — стали марки 09X18H9 — и металла их сварных швов при нагружении давлением в реакторе РБТ-6 и вне реактора. Результаты исследований необходимы для расчётного обоснования продления эксплуатационного ресурса элементов конструкции ядерной энергетической установки БН-600. Необходимо было определить условия проведения реакторных и вне-реакторных испытаний, разработать рабочую конструкторскую документацию, изготовить технические средства испытаний, системы измерения и регулирования, провести испытания в реакторе и вне его.

Объектом исследования являлись газонаполненные трубчатые образцы, испытанные в условиях облучения в реакторе РБТ-6 и вне реактора. Образец для испытаний (рис. 1.21) представлял собой отрезок трубчатой формы, изготовленный или из основного металла, или из металла сварного шва, заглушенный с обоих концов и герметично заваренный. Образцы были заполнены гелием под разным давлением для обеспечения требуемых при испытании значений напряжения в образцах.

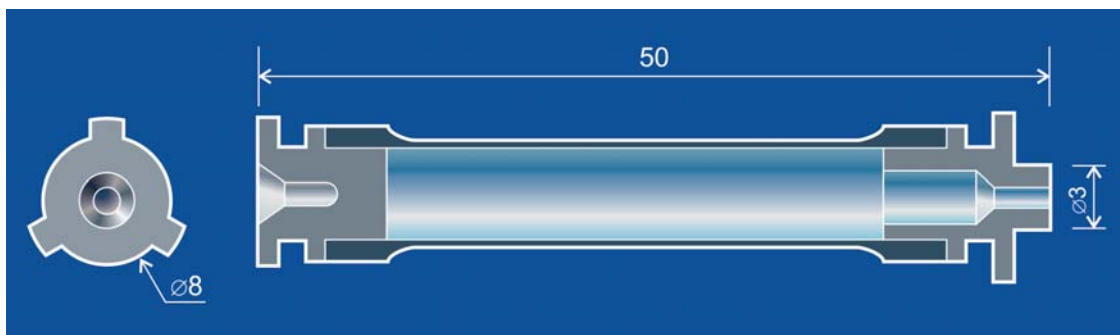


Рис. 1.21. Эскиз и поперечное сечение газонаполненного образца

Облучение проводили в центральных каналах активной зоны реактора РБТ-6 при значении плотности потока быстрых ($E > 0,1$ МэВ) нейтронов, равном $5 \cdot 10^{13}$ см⁻²с⁻¹, в среде гелия. Температура испытаний составляла 550–600 °С, интенсивность напряжения в образцах — 70–260 МПа в зависимости от условий испытаний. Испытания проводили в облучательном устройстве, нижняя часть которого схематически изображена на рис. 1. 22.

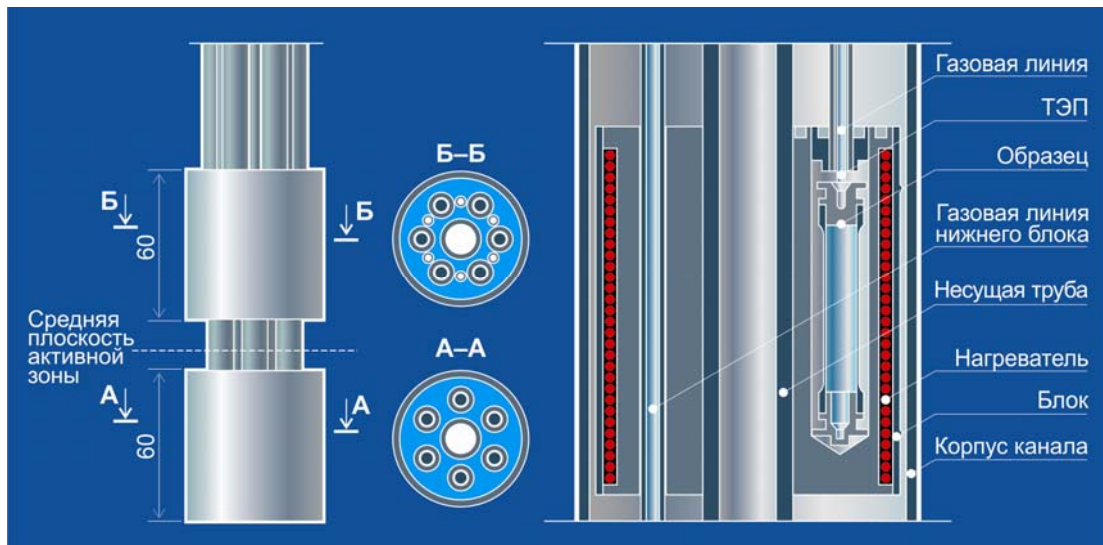


Рис. 1.22. Продольный разрез и поперечные сечения нижней части облучательного устройства

Устройство состоит из двух стальных блоков. В каждом блоке установлен рабочий и резервный электронагреватели и высверлены по шесть глухих отверстий для размещения образцов. Отверстия образуют внутреннюю полость ампулы, герметично закрытой сверху заглушками, через которые выведены газовые линии к стенду регистрации момента разрушения образца. В процессе испытаний определяется время разрушения образцов при различных условиях их нагружения. Некоторые результаты испытаний необлучённых и облучённых в реакторе РБТ-6 образцов представлены на рис. 1.23.

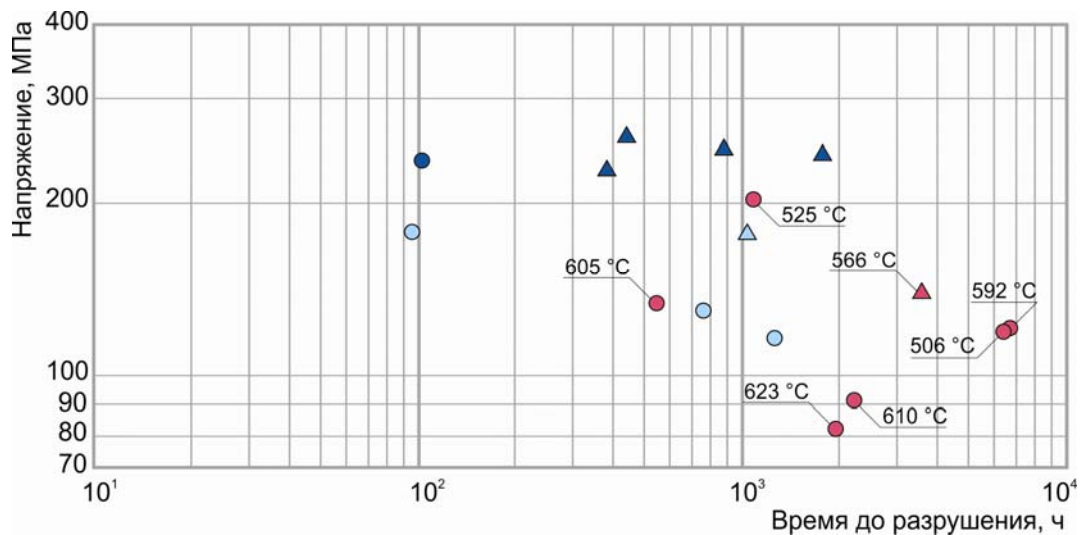


Рис. 1.23. Изменение длительной прочности образцов из основного металла (O) — стали марки 09X18H9 — и металла сварного шва (Δ): необлучённых при температуре испытаний 550 (●, ▲) и 600 (○, △) °C и облучённых (●, ▲) (с указанием температуры испытания) — в зависимости от напряжения и условий испытания

В результате проведённых исследований получены экспериментальные данные о времени разрушения газонаполненных образцов в условиях облучения и без облучения при разных значениях напряжения в образцах, определена зависимость длительной прочности от времени разрушения.

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

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ КОРРОЗИОННОГО РАСТРЕСКИВАНИЯ ПОД НАПРЯЖЕНИЕМ СПЛАВА 718 ПРИ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ СМ

Работы выполнены в рамках контракта «Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении» с французской компанией «Арева». Целью работы было проведение методических экспериментов в двух облучательных устройствах при разных значениях скорости потока нейтронов и энерговыделения в реакторе СМ (ячейки ближнего и среднего рядов отражателя) для обоснования выбранной конструкции облучательных устройств и проверки предварительных расчётов. Необходимо было расчётным путём подобрать геометрические размеры устройств, выбрать конструкции держателей образцов, обойм для образцов, материалы и размеры радиационных нагревателей, конструкции разделителей потока. Облучательные устройства представляли собой герметичные каналы, заполненные водой, в которые помещались образцы. Химический состав воды должен был соответствовать составу теплоносителя реактора PWR, а конструкция — обеспечивать отвод тепла от образцов за счёт естественной конвекции воды при температуре около $(300 \pm 10)^\circ\text{C}$ и давлении до 16 МПа без кипения на образцах. Расчёты были затруднены из-за сложной геометрии облучательных устройств, наличия распределённого энерговыделения в элементах конструкции, недостаточности сведений о параметрах теплообмена. Многие данные закладывались в расчёт на основании предварительных нейтронно-физических расчётов, которые имеют свои погрешности.

Для достижения поставленной цели были разработаны и изготовлены два облучательных устройства, стенд сопровождения эксперимента и стенд осмотра облучённых образцов в бассейне выдержки с помощью фотокамеры высокого разрешения. Полученные результаты реакторных экспериментов, проведённых в соответствии с условиями контракта, позволят принять решение о проведении дальнейших испытаний облучательных устройств и послереакторных исследований коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718.

Для организации контура естественной циркуляции использовали разделитель потока в виде трубы, изготовленной из стали марки 12X18H10T. Для канала реактора СМ с меньшим потоком нейтронов в нижней части разделителя крепился блок радиационных нагревателей, выполненный из танталовых пластин с зазорами между ними около 1 мм для протока воды. Облучательное устройство включало в себя держатель пеналов, на который устанавливались 14 пеналов с четырьмя образцами в каждом и верхний блок радиационных нагревателей из танталовых пластин. Пластинчатые образцы располагали в пеналах, обеспечивающих необходимую силовую нагрузку 1000 МПа (изгиб по четырёхточечной схеме) и общую деформацию 3 %.

Температура на поверхности образцов, загруженных в составе облучательного устройства в ячейку среднего ряда отражателя реактора, на первом этапе испытаний находилась в диапазоне от 282 до 301 °С, в верхнем нагревателе — от 301 до 308 °С. Во время выхода реактора на мощность и на начальном этапе испытаний давление гелия в межкорпусном пространстве было равно 0,4 МПа. Для создания необходимых температурных условий давление гелия снизили до 0,2 МПа. Температура на поверхности образцов установилась в диапазоне от 290 до 306 °С, температура в верхнем нагревателе держалась в пределах 308–312 °С. Для проверки газовых линий стенда и возможности понижения температуры на третьем этапе давление гелия постепенно увеличили до 0,4 МПа. Температура на образцах понизилась до 284–296 °С, в верхнем нагревателе — до 300–303 °С. Давление в канале за всё время проведения методическо-

го эксперимента поддерживали в диапазоне от 14 до 14,5 МПа. В результате методического эксперимента показана возможность создания петли с естественной циркуляцией воды заданных параметров для ячеек среднего ряда отражателя реактора СМ. Разработана конструкция облучательного устройства, проведено сопоставление расчётов с экспериментальными данными, которое показало хорошее соответствие.

Температура на поверхности образцов, загруженных в составе облучательного устройства в ячейку ближнего ряда отражателя реактора, на первом этапе испытаний находилась в диапазоне от 289 до 301 °С, на держателе пеналов — от 314 до 326 °С. Во время выхода реактора на мощность и на начальном этапе испытаний давление гелия в межкорпусном пространстве было равно 0,5 МПа. Для создания необходимых температурных условий давление гелия снизили до 0,3 МПа. Температура на образцах установилась в диапазоне от 292 до 306 °С, в верхнем нагревателе она держалась в пределах 320–336 °С. Давление в канале за всё время проведения методического эксперимента поддерживали в диапазоне от 14,3 до 15,0 МПа. В результате методического эксперимента показана возможность создания петли с естественной циркуляцией воды заданных параметров и для ячеек ближнего ряда отражателя реактора СМ. Также разработана конструкция облучательного устройства и проведено сопоставление расчётов с экспериментальными данными, которое показало хорошее соответствие.

После завершения реакторных методических экспериментов облучательные устройства были извлечены из каналов, проведён осмотр и фотографирование образцов в бассейне выдержки реактора с помощью видеокамеры высокого разрешения. Качество полученных изображений позволяет определять трещины размером приблизительно от 0,05 мм.

При создании методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении, подготовке и проведении методических экспериментов выполнены следующие работы:

1. Разработаны технические задания на проектирование двух облучательных устройств, стендов сопровождения эксперимента и осмотра облучённых образцов. Согласно этим заданиям спроектированы и изготовлены облучательные устройства для проведения методических испытаний в ячейках ближнего и среднего от активной зоны отражателя реактора рядов, а также стенды сопровождения эксперимента и осмотра облучённых образцов.

2. Разработаны рабочие программы для проведения испытаний в двух каналах реактора СМ, проведено облучение изготовленных облучательных устройств в реакторе СМ.

3. Методический эксперимент показал правильность выбора конструкций. Необходимый температурный режим ((300 ± 10) °С без кипения на поверхности образцов) был обеспечен. Проведена корректировка конструкций двух облучательных устройств, повышающая их технологичность при перегрузках с заменой обойм с образцами, а также обеспечивающая возможность более гибкого регулирования температуры. Сопоставление данных расчёта и эксперимента показало хорошее совпадение.

4. Проведён осмотр образцов и фотосъёмка. Качество полученных изображений позволяет определять трещины размером приблизительно от 0,05 мм.

*С.В. Серёдкин, О.Н. Владимирова, В.А. Кисляков,
П.С. Палачёв, О.В. Пименова*

ОСВОЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ НАКОПЛЕНИЯ ИЗОТОПА УГЛЕРОДА-14 В РЕАКТОРЕ МИР

Для оптимизации использования облучательных мощностей реактора МИР была разработана и освоена технология наработки изотопа углерода-14. Для этих целей был использован свободный объём вытеснителя рабочей ТВС реактора. Были проведены расчётные и экспериментальные исследования возможности наработки целевого изотопа в реакторе, сформулированы требования к качественному составу стартового материала, конструктивным особенностям облучательных устройств, а также определены основные требования к режимам облучения для обеспечения безопасности проведения работ.

Изотоп углерода-14 образуется по следующей схеме: $^{14}\text{N} + n \rightarrow ^{14}\text{C} + p$. В качестве стартового материала был использован порошок нитрида алюминия (AlN), который засыпался во внутренний объём вытеснителя рабочей ТВС, выполняющего роль облучательной ампулы (рис. 1.24). Это дало возможность избежать затрат на разработку и изготовление нового устройства и позволило более рационально использовать для облучения уже имеющиеся объёмы внутри рабочей ТВС. Выбор нитрида алюминия обусловлен его доступностью, относительно низкой стоимостью, легкостью переработки облучённого материала и синтеза необходимых препаратов, содержащих изотоп углерода-14.

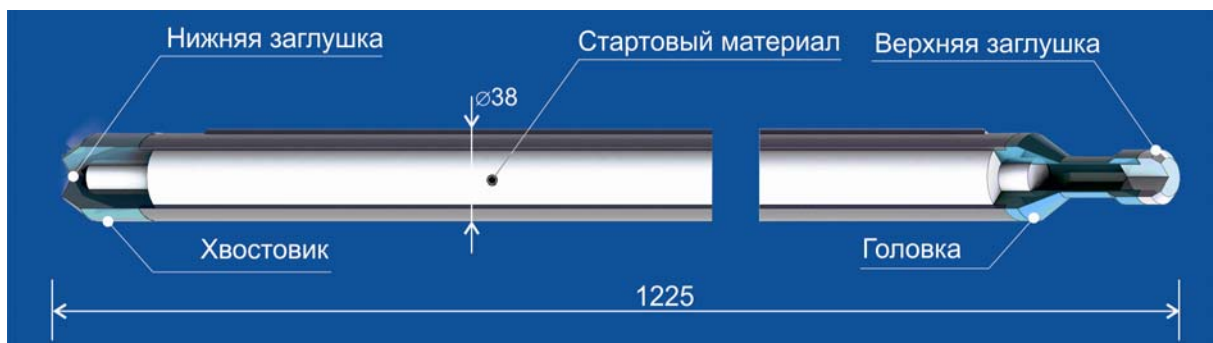


Рис. 1.24. Конструктивная схема ампулы для наработки изотопа углерода-14 в реакторе МИР

Для исследования возможности накопления углерода-14 был проведён комплексный анализ, включающий в себя нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты, в ходе которых было выявлено, что для достижения необходимого значения удельной активности стартового материала (185 ГБк/кг (5 Ки/кг)) время облучения должно составлять около 250–300 эффективных суток при значении средней мощности рабочей тепловыделяющей сборки, равном 800–1000 кВт. Кроме того, было показано, что при мощности рабочей тепловыделяющей сборки в 1,5 МВт температура на поверхности вытеснителя не превысит температуру насыщения, а температура сердечника будет ниже температуры спекания нитрида алюминия.

Для отработки всех технологических операций и выявления возможных недостатков данной технологии был проведён эксперимент с облучением опытной ампулы при мощности рабочей тепловыделяющей сборки, оснащённой нейтронно-активационными детекторами, 400–800 кВт. По результатам экспериментального облучения было установлено, что вытеснитель на протяжении всего времени облучения оставался герметичным, а максимальная температура стартового материала была ниже температуры спекания порошка нитрида алюминия. Анализ полученных экспериментальных данных показал их удовлетворительную корреляцию с расчётными оценками.

Для того чтобы экспериментально обосновать возможность наработки углерода-14 в вытеснителе рабочей тепловыделяющей сборки реактора МИР, а также определить изменение распределения скорости реакции деления урана-235 (энерговыведения)

на элементах рабочей тепловыделяющей сборки при замене штатного вытеснителя на вытеснитель с порошком нитрида алюминия, был проведён эксперимент на физической модели реактора МИР.

Для определения относительного распределения скорости реакции деления урана-235 (энерговыведения) использовали активационные индикаторы, изготовленные из фольги металлического урана с обогащением 90 % по урану-235 (толщина — около 0,1 мм, диаметр — около 5 мм). Путём измерения гамма-активности продуктов деления урана-235 в индикаторах после их облучения определяли относительное распределение скорости деления урана-235 в экспериментальных объёмах, отражающее распределение плотности потока тепловых нейтронов и удельного энерговыведения в твэлах, на которых индикаторы закреплены. Индикаторы предварительно были откалиброваны в однородном нейтронном поле для учёта небольшого различия в количестве делящегося изотопа.

Измерение активности индикаторов проводили на установке, имеющей два одинаковых измерительных канала — основной и мониторный. Измерения активности одиночного источника в автоматическом режиме продолжали до тех пор, пока статистическая погрешность не оказывалась менее 5 % относительно среднего значения.

Для проведения измерений активационными индикаторами оснастили вытеснитель (13 индикаторов по высоте, 4 — по азимуту) и наружный твэл (13 индикаторов по высоте, 4 — по азимуту) каждой из двух рабочих тепловыделяющих сборок реактора МИР, в одной из которых был установлен штатный вытеснитель, а в другой — вытеснитель с порошком нитрида алюминия. Картограмма загрузки активной зоны критической сборки во время активации представлена на рис. 1.25. Тепловыделяющую сборку со штатным вытеснителем загружали в ячейку 3-14, тепловыделяющие сборки с вытеснителем, содержащим порошок нитрида алюминия, — в ячейку 3-12. Локальной загрузкой необлучённых ТВС создавали в активной зоне критической сборки область, параметры которой были близки к критическим. Облучение индикаторов в условиях такой области позволило получить статистически значимую активность индикаторов при минимально возможных значениях мощности критической сборки и времени активации.

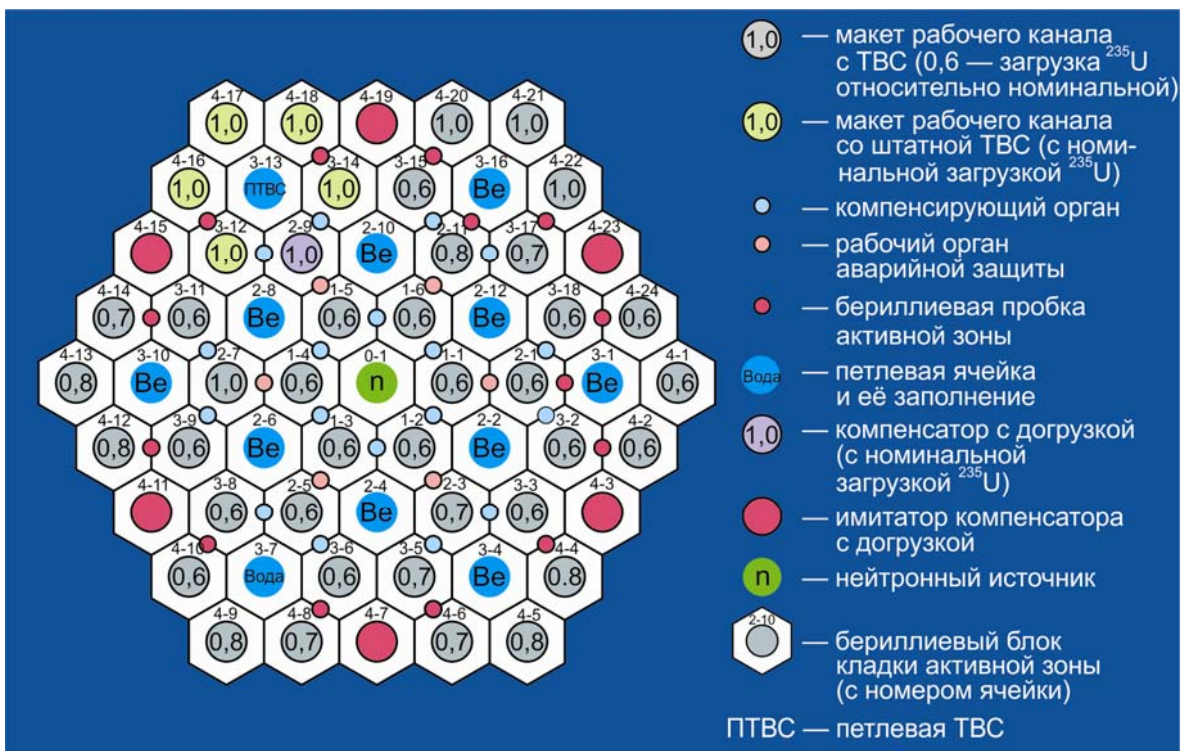


Рис. 1.25. Картограмма загрузки активной зоны критической сборки реактора МИР

Результаты проведенного эксперимента представлены на рис. 1.26, а значения коэффициентов неравномерности распределения скорости реакции деления урана-235 по высоте и азимуту ТВС — в табл. 1.11. Из представленных данных видно, что замена штатного вытеснителя рабочей ТВС реактора МИР на ампулу с нитридом алюминия:

- ◆ практически не влияет на коэффициент неравномерности распределения скорости реакции деления урана-235 (энерговыведения) по высоте ТВС;
- ◆ снижает плотность потока нейтронов на поверхности вытеснителя, а это означает, что происходит перераспределение энерговыведения в радиальном направлении;
- ◆ практически не влияет на плотность потока нейтронов на поверхности наружного твэла.

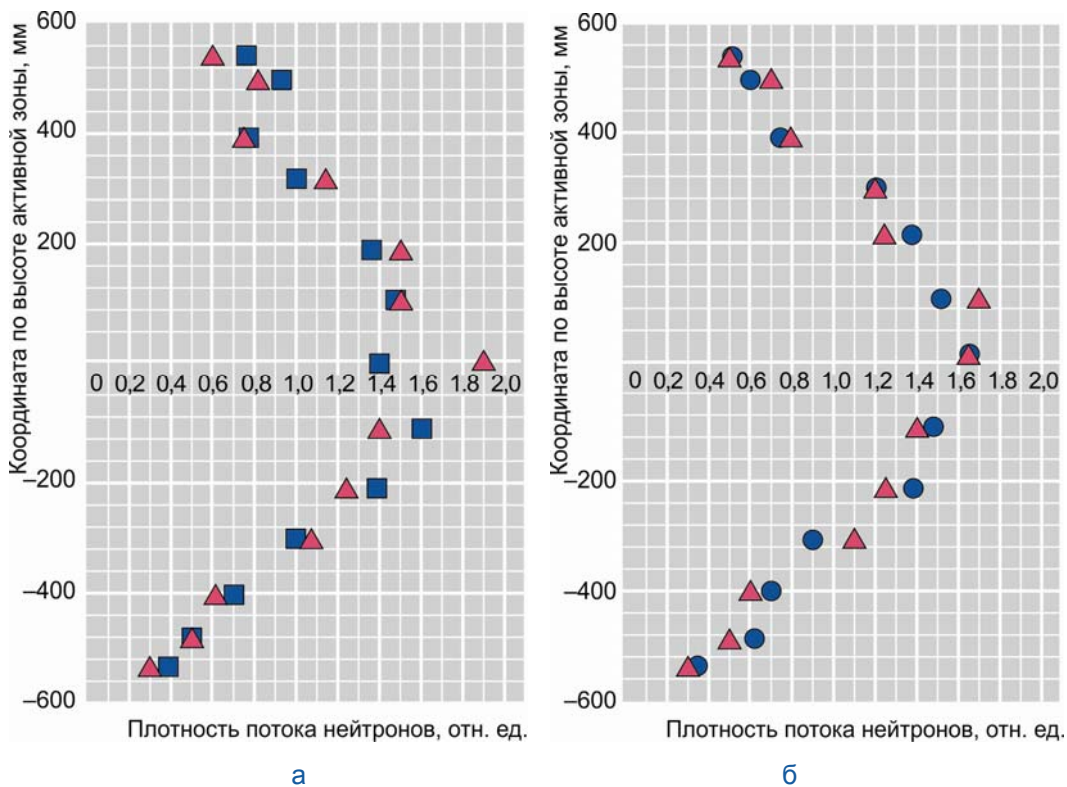


Рис. 1.26. Относительное распределение плотности потока нейтронов по высоте штатного вытеснителя (●) / ампулы (■) и наружного твэла (▲) ТВС в ячейках 3-14 (б) и 3-12 (а) критической сборки

Таблица 1.11

Коэффициенты неравномерности распределения скорости реакции деления урана-235 по высоте и азимуту ТВС

Параметр	Ячейка ТВС			
	3-12		3-14	
	Ампула	Твэл	Вытеснитель	Твэл
По высоте	1,54	1,60	1,60	1,60
По азимуту	1,10	1,18	1,07	1,11

Результаты проведённых работ позволили изготовить первую партию ампул для наработки целевого изотопа и начать их облучение с учётом требований безопасности проведения работ.

*А.В. Бурукин, М.Н. Гурьева, А.И. Долгов,
А.Л. Ижуртов, С.В. Майнсков, А.П. Малков,
М.А. Мокеичев, В.В. Пименов, Д.В. Фомин*

ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ МИШЕНИ ДЛЯ НАКОПЛЕНИЯ МОЛИБДЕНА-99 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НИЗКОБОГАЩЁННОГО УРАНА

В 2014 году были продолжены расчётные исследования по обоснованию режимов облучения и оптимизации параметров мишеней с низкообогащённым урановым топливом для наработки молибдена-99 [1]. Например, были рассмотрены мишени трубной конструкции с насыпным сердечником из порошка интерметаллида урана (рис. 1.27).



Рис. 1.27. Эскиз мишени

Использование насыпного сердечника даёт возможность использовать при радиохимической переработке только порошок интерметаллида урана без оболочки или порошок, расфасованный при сборке мишени в тонкую алюминиевую фольгу. Кроме того, применение насыпного сердечника снимает ограничение на длину мишени — 200 мм, определяемую высотой аппарата-растворителя, и позволяет увеличить длину активной части мишени до высоты активной зоны реактора, тем самым более рационально используя полезный объём облучательного устройства.

Нейтронно-физические расчёты проводили с помощью кода MCU-4 [2], в котором реализован метод Монте-Карло для решения уравнения переноса излучения. Код RELAP5/MOD3.2 [3] использовали при проведении расчётов теплогидравлических характеристик облучательного устройства.

В результате предварительных исследований было выявлено, что многотрубное облучательное устройство не имеет существенных преимуществ по мощности и тепловой нагрузке топлива по сравнению с облучательным устройством, содержащим одну мишень, проигрывая при этом в количестве комплектующих изделий (мишеней) и топлива. Поэтому далее приведены характеристики облучательного устройства, содержащего одну составную трубчатую мишень с насыпным сердечником на основе интерметаллида урана с обогащением 20 % по урану-235.

Мишень предполагается размещать в цилиндрическом канале с зазором между ней и чехлом канала. Внутри мишени с тем же зазором размещают вытеснитель. Уменьшение толщины сердечника при постоянной плотности делящегося материала приводит к уменьшению блокировки топлива и увеличению его тепловой нагрузки. В результате при уменьшении зазора и сохранении объёма сердечника, то есть сохранении массы урана и алюминия в сердечнике, увеличивается мощность мишени. При величине зазора 3 мм мощность мишени с объёмной долей топлива в сердечнике 0,5–0,6 и длиной сердечника 190 мм составляет 80–85 кВт (рис. 1.28).

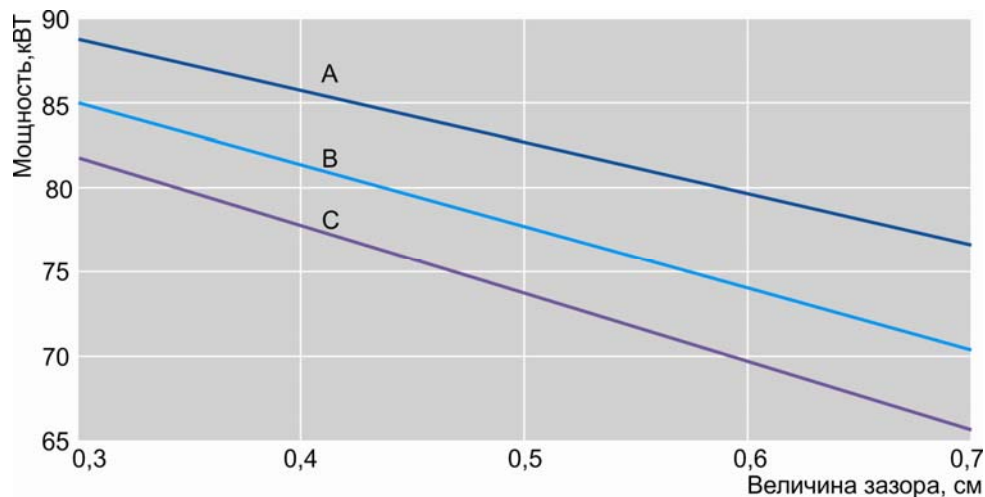


Рис. 1.28. Зависимость мощности облучательного устройства от величины зазора при объёмной доле топлива, равной 1,0 (A); 0,6 (B); 0,5 (C)

Теплогидравлические условия теплосъёма ограничивают выбор более низких значений величины зазора. Из результатов расчётов следует, что независимо от плотности засыпки топлива при уменьшении зазора от 7 до 3 мм значение запаса до кризиса теплосъёма уменьшается от 7 до 2. Если учесть, что при увеличении длины сердечника мишени (относительно 190 мм, что возможно при использовании засыпного сердечника) из-за увеличения сопротивления трению движению теплоносителя и уменьшения его скорости циркуляции значение запаса будет еще меньше, то величину зазора в 3 мм следует считать минимальным допустимым значением в условиях облучения мишени в реакторах серии РБТ.

С другой стороны, увеличение зазора и толщины сердечника увеличивает температуру топлива, причём в большей степени — при большей пористости сердечника, то есть меньшей его теплопроводности. В частности, при плотности засыпки 0,5 от теоретической и величине зазора 7 мм температура сердечника достигает предельно допустимого значения, принятого для интерметаллида урана, — 500 °С.

Поэтому для дальнейшего исследования характеристик мишени выбрана величина зазора 5 мм. При длине сердечника, равной 190 мм, такое значение величины зазора обеспечивает следующие параметры:

Запас до кризиса теплообмена Около 4
 Максимальная температура сердечника Менее 450 °С

При увеличении длины сердечника из-за ограничения по количеству алюминия толщина сердечника уменьшается. А из-за уменьшения блокировки топлива мощность мишени практически независимо от пористости сердечника увеличивается до 110 и 114 кВт при длине сердечника 300 и 350 мм соответственно. Это соответствует активности накопленного молибдена-99 не менее 148 ТБк (4000 Ки) на конец шестидневного облучения. При длине сердечника 300–350 мм (при любой плотности сердечника) максимальная температура сердечника не превышает 320 °С, запас до кризиса теплообмена составляет не менее 4.

Исследования выполнены совместно с ДИТИ НИЯУ МИФИ при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации.

Список литературы

1. Расчётные исследования для обоснования режимов облучения в реакторах бассейнового типа мишеней с низкообогащённым ураном для наработки молибдена-99. — Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 году. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР». С. 39–42. — Официальный сайт АО «ГНЦ НИИАР» / Раскрытие информации / Годовой отчёт. — Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_otchyot_2013_sayt.pdf. Дата обращения: 02.07.2015.
2. Гомин Е.А. Статус MCU-4 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.
3. Carlson K.E., Lintner M.A., Schultz R.R. et al. Code structure, system models and solution methods. — RELAP5/MOD3.2: Code manual. NUREG/CR-5535 INEL-95/0174, 1995. — Режим доступа: <http://edasolutions.com/old/RELAP5/manuals/index.htm>. Дата обращения: 02.07.2015.

В.А. Старков, В.В. Пименов, О.В. Пименова, Т.А. Осипова

ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ И УЗЛОВ ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРОВ, КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ И ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ АО «ГНЦ НИИАР»

В 2014 году были выполнены расчёты на прочность по продлению срока эксплуатации следующего действующего оборудования исследовательского реактора БОР-60 и проектируемых устройств (рис. 1.29):

- ♦ оборудования II и III контуров реактора БОР-60;
- ♦ экспериментального петлевого газового канала КПГ-Э, который размещается в ячейке активной зоны реактора МИР;

- ♦ опорных конструкций критического стенда реактора СМ;
- ♦ облучательных устройств с круглой и плоской мишенью (рис. 1.30).

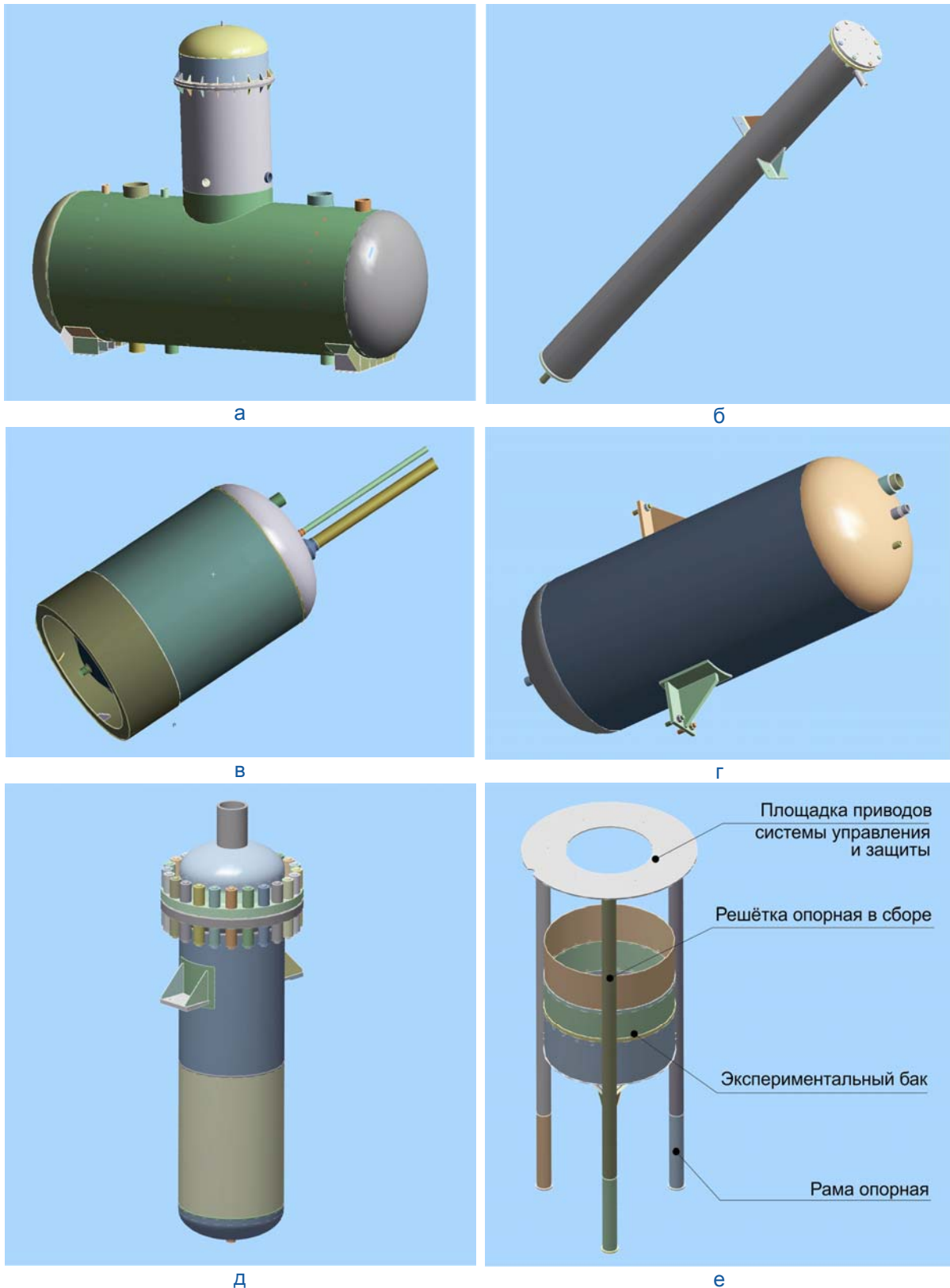


Рис. 1.29. Внешний вид деаэратора (а), теплообменника пятиточечного (б), буферных ёмкостей воздушного теплообменника (в) и сдувок (г), подогревателя высокого давления (д), критического стенда реактора СМ (е)

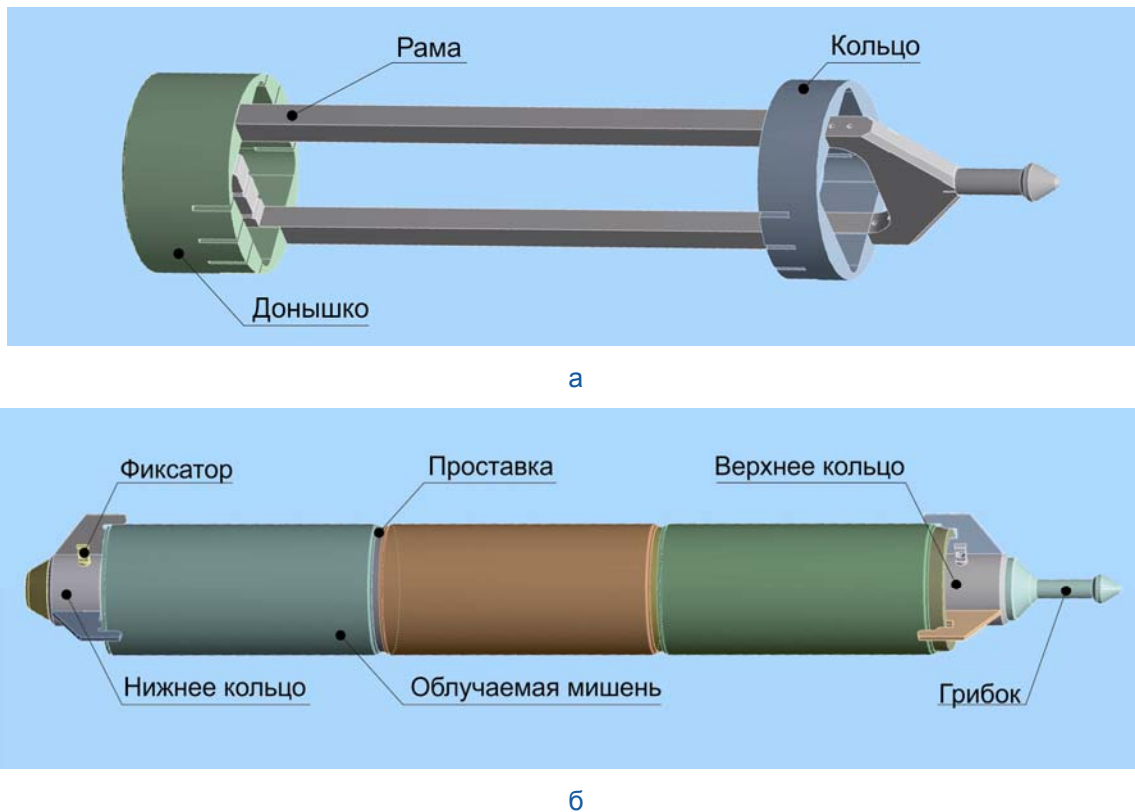


Рис. 1.30. Внешний вид облучательных устройств с плоской (а) и круглой (б) мишенью

На этапе поверочного расчёта конструкций основные положения компьютерного прочностного анализа были решены с помощью лицензированного многоцелевого программного комплекса ANSYS (версия 13.0). Конструкции оборудования моделировали с помощью системы автоматизированного проектирования КОМПАС-3D. Комплекс ANSYS Workbench имеет модули для ассоциативной работы с CAD-пакетами, позволяющие импортировать трёхмерные модели в проект задачи. После трансляции геометрической модели создавалась собственная библиотека физических свойств материалов.

Установившиеся температурные поля определяли решением задачи теплообмена между элементами оборудования и рабочей средой: воздухом, водой, жидким натрием. Используя программные средства конечно-элементного пакета ANSYS, провели связанные термочрезностные расчёты напряжённо-деформированного состояния. Их результаты подтвердили тот факт, что зоны присоединения патрубков к обечайке являются наиболее нагруженными элементами установок. Программный комплекс ANSYS позволяет выполнить расчёты для подтверждения прочности таких ответственных зон конструкций, как фланцевые соединения, нагруженные начальным усилием затяжки шпилек или болтов, рабочим давлением, моментами и силами, действующими со стороны трубопроводов.

Для того чтобы избежать искажения картины распределения напряжения и деформации в локальных зонах соединений конечных элементов различных типов, дополнительно сгущалась конечно-элементная сетка. Так как было необходимо учитывать условие перехода к пластичности (равенство напряжений пределу текучести), расчёт напряжённо-деформированного состояния экспериментального канала был выполнен в упругопластической постановке. Для задания свойств материалов канала использована опция полилинейного изотропного упрочнения.

Анализ напряжённо-деформированного состояния оборудования проводили для зон, рекомендованных ПНАЭ Г-7-002-86*. В расчётах на циклическую прочность учёт пластических деформаций в зонах концентрации напряжений проводили на основе понятия местного условного приведённого напряжения.

Расчёты показали, что при данных условиях эксплуатации и приложенных нагрузках с использованием номинальных допускаемых значений напряжения и гарантированных значений предела прочности и предела текучести рассматриваемые конструкции удовлетворяют условиям прочности действующей нормативной документации, а также подтвердили эффективность использования программного комплекса ANSYS и хорошую согласованность с известными методиками расчёта на прочность.

Л.П. Захарова, Н.В. Куреев

АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ НА ЯДЕРНО-ОПАСНЫХ УЧАСТКАХ И В ПОДРАЗДЕЛЕНИЯХ ИНСТИТУТА

Обеспечение ядерной безопасности при обращении с делящимися материалами в нормальных и аварийных режимах эксплуатации любого объекта ядерной энергетики — одна из ключевых задач при проектировании и эксплуатации такого объекта. Все основные структурные подразделения АО «ГНЦ НИИАР» работают с ядерными делящимися материалами. К основным технологическим процессам, в которых используются ядерные делящиеся материалы, в институте относятся:

- ◆ изготовление твэлов и ТВС;
- ◆ использование твэлов и ТВС в реакторах различного типа;
- ◆ исследование изделий с ядерными делящимися материалами после облучения в различных реакторах;
- ◆ переработка ядерных материалов (необлучённых и облучённых) из одних физических и химических форм в другие;
- ◆ хранение и транспортирование ядерных делящихся материалов.

На реакторных и технологических установках используются ядерные делящиеся материалы различного состава: как в виде изделий (ТВС, твэлов, экспериментальных образцов), так и в балк-форме. При этом характер работ научно-исследовательского института предполагает постоянное развитие технологий обращения с ядерными делящимися материалами, ввод новых объектов и участков. Для проектируемых

* Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоиздат, 1989. — 525 с.

объектов и участков требуется детальный анализ и обоснование ядерной безопасности в нормальных режимах эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях.

В 2014 году в работах АО «ГНЦ НИИАР» по анализу и обоснованию ядерной безопасности основной акцент пришелся на обоснование ядерной безопасности реактора МБИР. На этапе проектирования пунктов хранения необлучённого и отработавшего топлива, транспортно-технологического оборудования для штатного и экспериментального топлива: контейнеров, упаковок, кантователей, ступеней, перегрузочной машины, барабанов необлучённых и отработавших ТВС, подъёмников, оборудования пароводяной отмывки, размещения негерметичных ТВС в пеналы и прочего, а также радиационно-защитных исследовательских камер необходимо было выполнить итерационные оптимизационные расчёты для определения ограничений в геометрии размещения изделий с ядерными делящимися материалами. Затем, после завершения проектно-конструкторских работ с учётом полученных ограничений по параметрам ядерной безопасности, необходимо было провести детальный расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности при хранении, транспортно-технологических операциях и разделке штатных и экспериментальных ТВС в режимах нормальной эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях.

Эта работа была выполнена в рамках государственных контрактов. Для анализа ядерной безопасности были использованы результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эфф}$, полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A. Анализ выполнен на современном уровне в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности исследовательских ядерных установок.

По результатам нейтронно-физических расчётов установлены ограничения по массе ядерных делящихся материалов, обогащению, шагу и геометрии размещения изделий с ядерными делящимися материалами в привязке к помещениям реакторной установки, определены нормы загрузки, при которых ядерная безопасность при хранении необлучённого и отработавшего топлива реактора МБИР, транспортно-технологических операциях обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях. Рассчитана зависимость изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов при несанкционированном попадании воды в пункты хранения и оборудование от плотности воды, определены максимальные значения. Определены также предельные значения эффективного коэффициента размножения нейтронов при нарушении геометрии размещения ядерных делящихся материалов вследствие внешних воздействий и ошибок персонала.

В качестве примера на рис. 1.31 приведены результаты расчёта $K_{эфф}$ для шкафа, предназначенного для размещения экспериментальных тепловыделяющих сборок реактора МБИР в хранилище необлучённого топлива и состоящего из шестнадцати стальных цилиндров-ячеек (диаметр — 107 мм, толщина стенок — 3,5 мм), расположенных вертикально в два ряда в узлах квадратной решётки с шагом 300 мм. Расчёт проведён в зависимости от плотности воды внутри и между ячейками для случая, когда в каждой ячейке шкафа размещена одна ЭТВС реактора МБИР. При расчёте был задан отражатель из воды плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$.

Проведены расчёты $K_{эфф}$ для бассейна выдержки отработавшего топлива реактора МБИР при штатном размещении пеналов с отработавшими рабочими ТВС и экспериментальными ТВС для нормальных условий, когда в бассейне выдержки — вода, а внутри пеналов — воздушная среда, и для аварийных ситуаций, связанных с обезвоживанием бассейна и заполнением пеналов водой. Расчёты проведены для различной плотности воды в бассейне и внутри пеналов. Также были проведены расчёты для ситуации, когда отработавшие ТВС в бассейне

выдержки размещены без пеналов, и расчёты по определению максимального количества ТВС и пеналов с ТВС, при расположении которых в узлах наиболее оптимальной треугольной решётки с любым шагом и в любой среде (воздух, вода различной плотности) значение $K_{эфф}$ не превысит величины 0,95. Все расчёты проведены для необлучённого топлива.

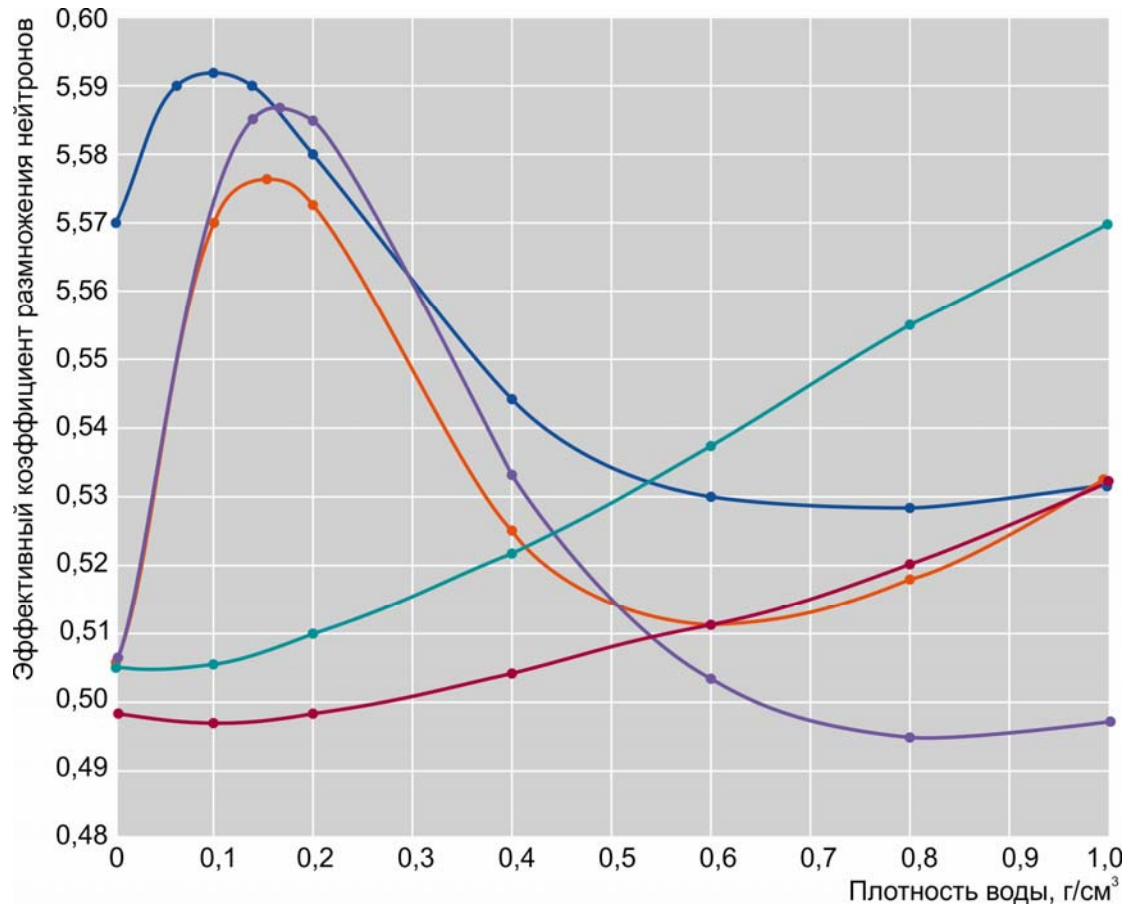


Рис. 1.31. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от плотности воды внутри и между ячейками шкафа при следующих заданных параметрах: внутри ячеек воздух (●) или вода (●) и меняется плотность воды между ячейками; между ячейками воздух (●) или вода (●) и меняется плотность воды внутри ячеек; внутри и между ячейками плотность воды меняется одновременно (●)

На рис. 1.32 показано изменение значения $K_{эфф}$ для систем, состоящих из четырёх и пяти ЭТВС, в зависимости от шага треугольной решётки для нескольких значений плотности воды между ЭТВС при условии, что всю систему окружает отражатель из воды плотностью 1,0 г/см³.

Эксплуатация любого реактора с жидкометаллическим теплоносителем предполагает большее количество технологических операций с топливом, чем предполагается при эксплуатации реактора с водяным теплоносителем. Перед загрузкой топлива в реактор его необходимо разогреть, просушить. После выгрузки топлива его необходимо расхолодить в необходимой среде, отмыть от остатков теплоносителя перед помещением в водяной бассейн выдержки и прочее.

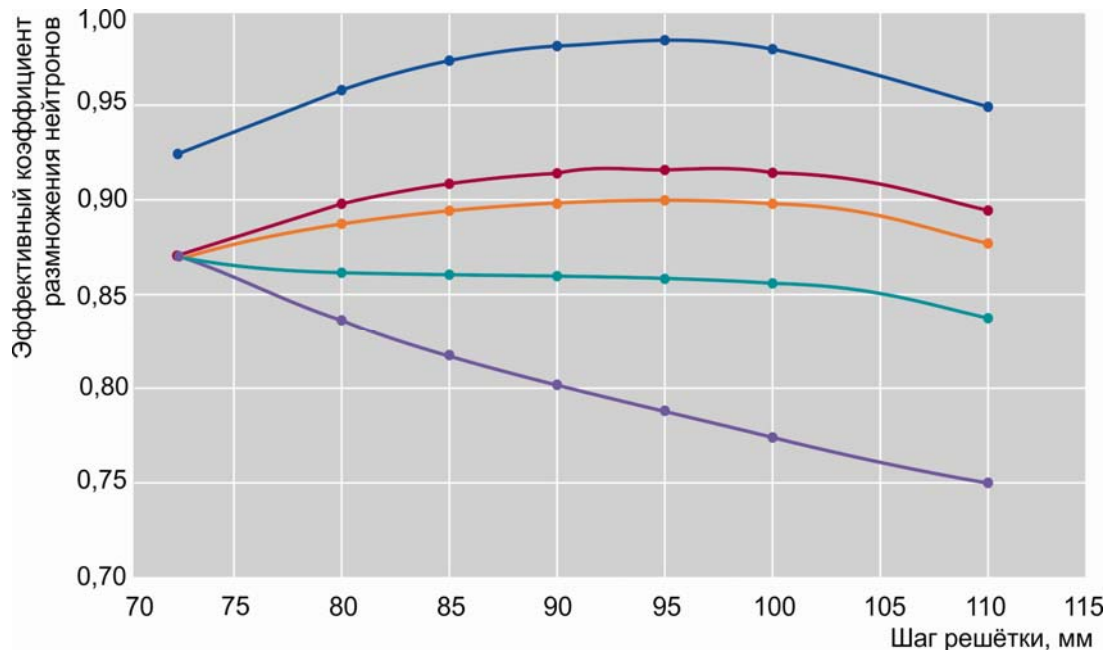


Рис. 1.32. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от шага решётки для систем, состоящих из четырёх (при плотности воды между ЭТВС: 1,0 (●); 0,12 (●); 0,5 (●); 0,8 (●) г / см³) и пяти (при плотности воды между ЭТВС 1,0 г / см³ (●)) экспериментальных ТВС

На рис. 1.33 схематично представлены основные транспортно-технологические операции с топливом реактора МБИР. Для обоснования проекта реактора МБИР необходимо было выполнить анализ ядерной безопасности при обращении с необлучённым и отработавшим топливом во время всех этих транспортно-технологических операций. При анализе ядерной безопасности были рассмотрены задействованные в проведении транспортно-технологических операций помещения:

- ◆ подготовки необлучённых ТВС;
- ◆ размещения негерметичных ТВС в пеналы;
- ◆ загрузки отработавшего ядерного топлива во внутриобъектовый транспортный упаковочный комплект;

а также оборудование:

- ◆ упаковочный комплект для хранения необлучённых ТВС реактора МБИР;
- ◆ передаточная тележка;
- ◆ перецепочная подставка;
- ◆ кантователь;
- ◆ стапель-калибр;
- ◆ перегрузочная машина для необлучённого ядерного топлива;
- ◆ разгрузочно-загрузочная машина для сборок;
- ◆ наклонный подъёмник;
- ◆ гнездо пароводяной отмытки;
- ◆ пенал для хранения отработавших ТВС;
- ◆ барабан необлучённых сборок;
- ◆ барабан отработавших сборок;
- ◆ внутриобъектовый транспортный упаковочный комплект с чехлом для хранения отработавших сборок.

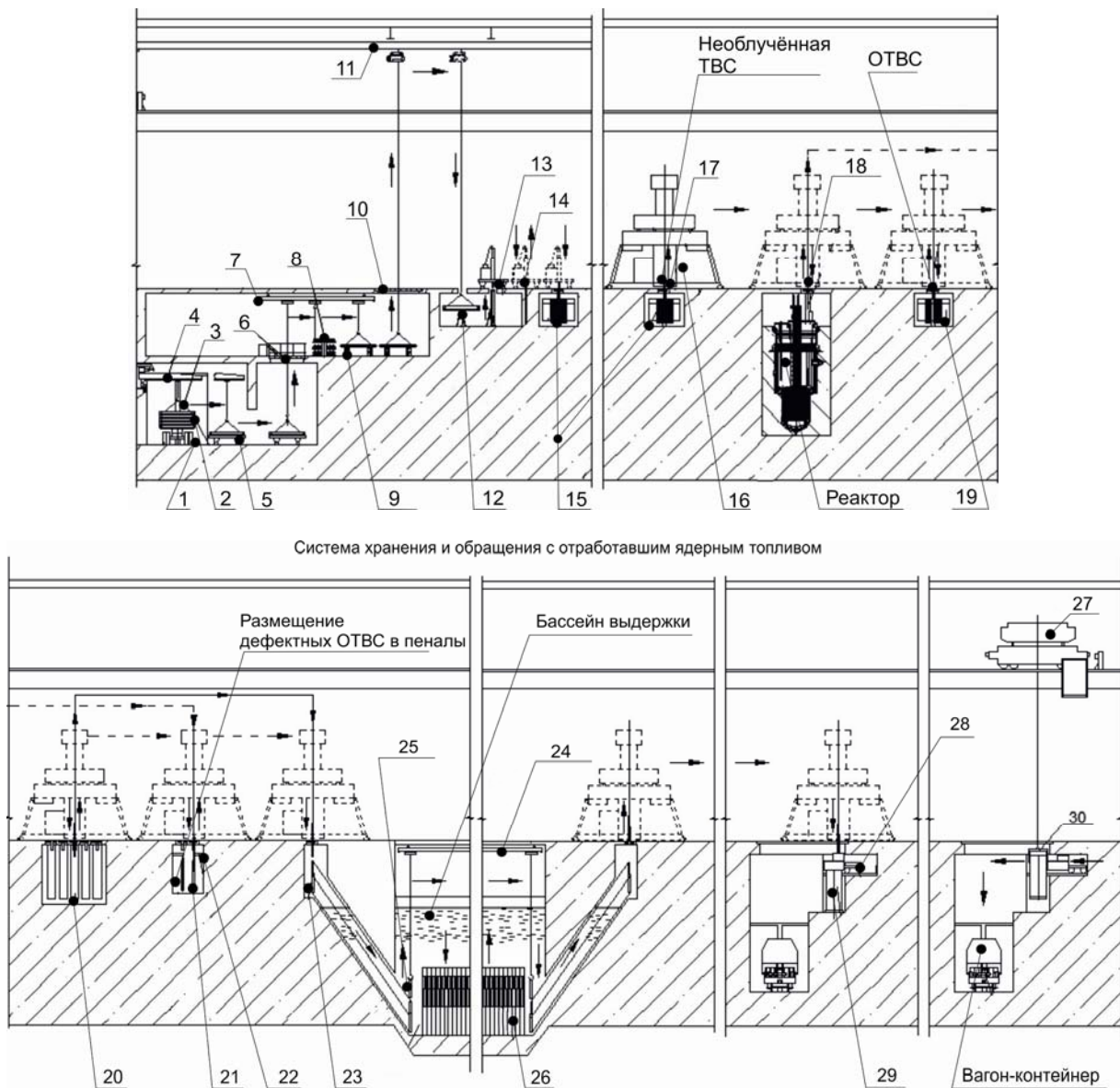


Рис. 1.33. Схема обращения со штатным ядерным топливом на исследовательской ядерной установке МБИР: 1 — ворота ж/д распашные защитные; 2 — упаковочный комплект для необлучённых ТВС; 3 — строп для упаковочного комплекта; 4 — кран консольный грузоподъёмностью 3,2 т; 5 — передаточная тележка для склада необлучённого топлива; 6 — перекрытие откатное (900 × 3700 мм); 7 — кран подвесной грузоподъёмностью 1 т (на складе необлучённого топлива); 8 — стеллаж консольный для упаковочного комплекта; 9 — перецепочная подставка для упаковочного комплекта; 10 — перекрытие съёмное (900 × 3700 мм); 11 — кран подвесной грузоподъёмностью 5 т (в центральной зоне); 12 — кантователь для упаковочного комплекта; 13 — передаточная машина для необлучённого ядерного топлива; 14 — ступень-калибр; 15 — барабан необлучённых ТВС; 16 — разгрузочно-загрузочная машина; 17 — переходная коробка с шибером; 18 — труба направляющая переходная; 19 — барабан отработавших ТВС; 20 — гнезда пароводяной отмытки (пять помещений); 21 — электропечь; 22 — механизм установки и снятия крышки; 23 — наклонный подъёмник; 24 — кран подвесной грузоподъёмностью 1 т (бассейн выдержки); 25 — штанга-захват для ОТВС; 26 — секция гнезда для ОЯТ; 27 — кран мостовой грузоподъёмностью 125/20 т; 28 — тележка для крышки транспортного упаковочного комплекта и наводящего устройства; 29 — транспортный упаковочный комплект; 30 — траверса для транспортного упаковочного комплекта

По результатам нейтронно-физических расчётов показано, что ядерная безопасность транспортно-технологических операций, проводимых на реакторной установке МБИР, обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях, возможных из-за заполнения упаковок и оборудования водой разной плотности, смещения тепловыделяющих сборок из-за ошибок персонала или внешних воздействий. Наибольшие значения $K_{эфф}$ для технологического оборудования реакторной установки характерны для барабанов необлучённых и отработавших тепловыделяющих сборок, в которых можно разместить до сорока тепловыделяющих сборок, и равны 0,21 — в нормальных условиях и 0,63 — в аварийных ситуациях, связанных с заполнением барабана водой различной плотности.

Для внутриобъектового транспортного упаковочного комплекта, предназначенного для перевозки и хранения восемнадцати отработавших тепловыделяющих сборок реактора МБИР (в пеналах и без пеналов), и для помещения загрузки контейнера значения $K_{эфф}$ не превышают величины 0,47 в нормальных условиях (везде воздушная среда) и величины 0,79 в аварийных ситуациях, связанных с заполнением его составляющих элементов водой различной плотности.

По проекту реакторная установка МБИР будет оснащена комплексом исследовательских радиационно-защитных камер. В состав комплекса входят следующие радиационно-защитные камеры:

- ◆ приреакторная исследовательская — для нейтронной радиографии;
- ◆ внутренняя исследовательская (разделочная);
- ◆ наружные исследовательские — 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.

Результаты анализа ядерной безопасности системы обращения с топливом реактора МБИР вошли в проектную документацию реакторной установки. Получены положительные заключения по ядерной безопасности на проекты системы хранения и транспортирования необлучённого и отработавшего топлива исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР от акционерного общества «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» и по проекту реакторной установки от федерального автономного учреждения «Главгосэкспертиза России», а также лицензия на размещение реакторной установки МБИР от Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору.

Кроме работ по обоснованию проекта реактора МБИР в 2014 году управлением ядерной безопасности выполнены и другие работы по анализу ядерной безопасности участков института и технологических процессов.

Из-за увеличения объём работ, расширения номенклатуры используемых ядерных материалов и технологических операций с ними потребовалось выполнить уточняющий анализ ядерной безопасности участка изготовления ТВС, включая ТВС реакторов БОР-60, БН-600 и БН-800 с твэлами восьми модификаций, химико-технологического отделения института. Были выполнены расчёты параметров ядерной безопасности при транспортировании различных твэлов в различных контейнерах и пучках, размещении пучков твэлов и изготовленных ТВС на столах и стеллажах, изделий с ядерными делящимися материалами — в установках сварки и контроля герметичности. Ограничения по количеству и геометрии размещения изделий с ядерными делящимися материалами при операциях транспортирования, сборки, проверки и временного хранения на участке изготовления ТВС установлены на основе итерационных расчётов с учётом возможных

ошибок персонала, смещения изделий при внешних воздействиях и заполнения помещения и отдельных изделий водой различной плотности.

В химико-технологическом отделении института в 2014 году были продолжены работы по изготовлению ТВС с МОКС-топливом для реактора БН-800. В связи с выполнением этих работ существенно увеличился объём ядерных делящихся материалов в центральном хранилище ядерных материалов, а также объём и частота перевозок контейнеров с МОКС-топливом между центральным хранилищем и химико-технологическим отделением института. Это потребовало расчётного анализа и обоснования ядерной безопасности при транспортировке по территории промплощадки и хранении смешанного уран-плутониевого топлива в центральном хранилище ядерных материалов. На основании результатов выполненных расчётов для нормальных и аварийных условий хранения и транспортировки установлены ограничения по загрузке и геометрии размещения ядерных делящихся материалов.

В отчётном году в институте были завершены работы по изготовлению стандартных образцов обогащения урана для организаций Госкорпорации «Росатом» в рамках международной технической помощи по учёту, контролю и физической защите ядерных материалов. Учитывая большое количество и значительную массу ядерных делящихся материалов в комплектах стандартных образцов, потребовалось выполнение уточняющего анализа и обоснования ядерной безопасности при хранении и транспортировке этих материалов.

В рамках работ по федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» в институте завершается вывод из эксплуатации реакторной установки АСТ-1. Один из этапов этой работы – отправка на переработку отработавшего топлива этого реактора, в том числе экспериментального и дефектного. Работу по размещению в пеналы нештатного и дефектного топлива АСТ-1 можно было выполнить только в условиях радиационно-защитных камер. Для обеспечения выполнения этих работ в радиационно-защитных камерах отделения реакторного материаловедения также потребовались анализ и обоснование ядерной безопасности.

Одно из приоритетных направлений в программе производства радионуклидов в реакторных установках АО «ГНЦ НИИАР» — наработка молибдена-99. Технология получения молибдена-99 основана на его выделении (как продукта деления урана-235) из мишеней с ядерными делящимися материалами после облучения этих мишеней в исследовательских реакторах института. Перед установкой мишеней в реактор их помещают в облучательные устройства. Так как эти операции относятся к ядерно-опасным, также потребовалось выполнить расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности участка сборки облучательных устройств и установить ограничения по количеству и геометрии размещения мишеней на участке по параметрам ядерной безопасности.

Л.В. Булычева, А.П. Малков, Е.С. Фрааз

О ПРИМЕНИМОСТИ РАСЧЁТНЫХ КОДОВ БИПР-К И RELAP5 ПРИ ОЦЕНКЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ТЕПЛОТЕХНИЧЕСКОЙ НАДЁЖНОСТИ РЕАКТОРА ВК-50

В качестве энергоисточника на исследовательской установке ВК-50 используется корпусной кипящий исследовательский реактор, работающий по схеме прямого цикла, с естественной циркуляцией теплоносителя, с твэлами типа твэлов реактора ВВЭР-440. Загрузка активной зоны может быть пятирядной (91 ячейка) или шестирядной (109 ячеек). Основные параметры работы реактора ВК-50 представлены в табл. 1.12.

Таблица 1.12

Основные показатели работы реактора ВК-50

Показатель	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	До 200
Электрическая мощность, МВт	До 50
Рабочее давление, МПа	До 6,0
Объёмная удельная мощность активной зоны, кВт/л	До 40
Средняя поверхностная плотность теплового потока, МВт/м ²	0,29
Глубина выгорания топлива в выгружаемых ТВС, МВт-сут/кг	24–30
Длительность кампании активной зоны, год	1–2

Самым важным вопросом при эксплуатации реакторной установки является её ядерная и радиационная безопасность. В соответствии с требованиями основных нормативных документов по обеспечению безопасности исследовательских ядерных установок расчётное обоснование безопасности установки на всех её жизненно важных этапах, включая эксплуатацию, временные и длительные остановки, должно быть выполнено с использованием верифицированных и аттестованных программ и методик.

Применяемые для обоснования ядерной безопасности на исследовательской ядерной установке ВК-50 программные средства: нейтронно-физический код БИПР-К, результаты расчётов по которому начиная с 1979 года приведены в работах ФГБУ «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"» (ранее Институт атомной энергии имени И.В. Курчатова), и теплогидравлический код RELAP5/MOD3.2 [1–3] — не аттестованы. В соответствии с требованием экспертного заключения по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации исследовательского ядерного реактора ВК-50 специалистов федерального бюджетного учреждения «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» работу по подготовке к аттестации применяемых программных средств необходимо провести посредством верификации. И такая работа по верификации совместно со специалистами Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» была выполнена.

Для обоснования безопасности эксплуатации исследовательской ядерной установки ВК-50 с 1981 года применяется сопряжённый программный код БИПР-К, позволяющий рассчитывать основные нейтронно-физические характеристики, распределение энерговыделения по объёму активной зоны, максимальные нагрузки на твэлы в активной зоне,

оценивать выгорание топлива. Использование этого программного кода позволяет разрабатывать картограмму загрузки активной зоны. Расчёты, проведённые с помощью кода БИПР-К, использованы для обоснования и модернизации ТВС за счёт изменения водно-топливного соотношения, а в 2010 году — для модернизации активной зоны и перехода на расширенную активную зону [4]. Данная программа позволяет моделировать различные режимы работы установки, такие как:

- ◆ режимы нормальной эксплуатации и с нарушением режима нормальной эксплуатации;
- ◆ стационарное состояние реактора на мощности с расчётом подкритичности и выходом в критическое состояние;
- ◆ стационарный режим работы на мощности с изменением критических положений регулирующих органов.

За многие годы эксплуатации, начиная ещё с момента энергетического пуска реактора ВК-50 в 1965 году, накоплен огромный экспериментальный материал, который был определённым образом переработан и сведён в электронные таблицы. Была создана база данных [5], которая легла в основу разработки тренажёра ВК-50 и использовалась при проектировании установки ВК-300 на основе кипящего реактора с естественной циркуляцией.

Накопленный материал также лёг в основу работ по верификации кода БИПР-К. По результатам верификации были выпущены отчёты о работах (начиная с обоснования точности программы БИПР-К на основе обработки холодных критических экспериментов на сборках с кассетами реактора ВК-50 до настоящих загрузок активной зоны, обоснование безопасности которых основывается на расчётах, выполненных с применением этого программного средства). Оценивалась погрешность расчётов при сравнении их с опытными данными. Относительная погрешность расчётов составила $\pm 12\%$.

На рис. 1.34 представлены рассчитанные по коду БИПР-К и полученные опытным путём данные о мощности парогенерирующего канала для активной зоны реактора с рабочим давлением 3,0–6,9 МПа.

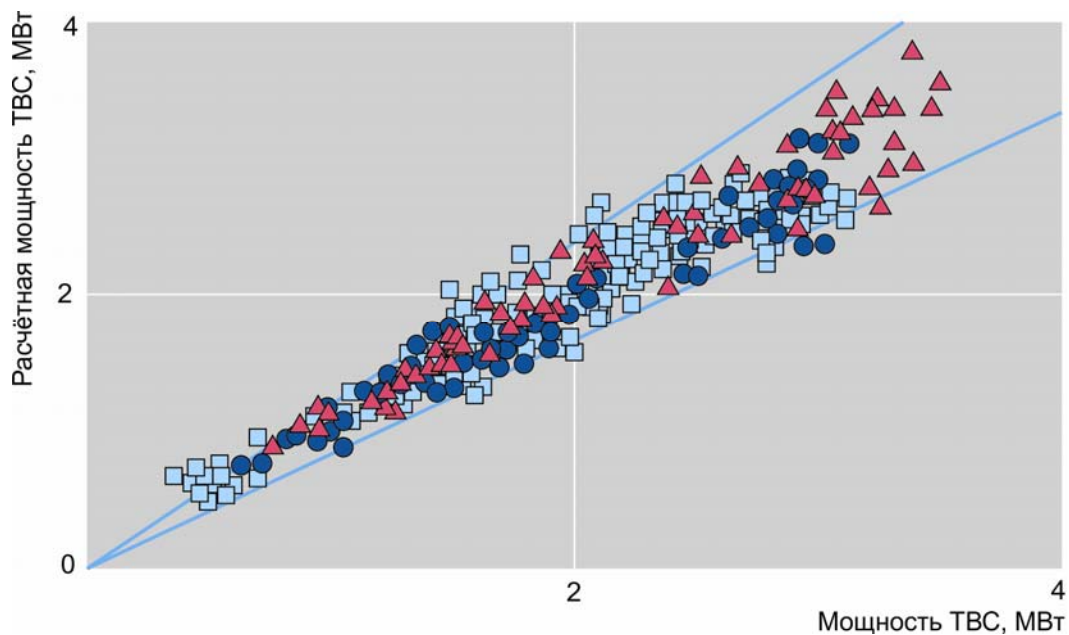


Рис. 1.34. Диаграмма разброса расчётных (□) и экспериментальных (●, ▲) значений мощности ТВС для режима установившихся перегрузок штатной активной зоны (□) и 12-й (●) и 15-й (▲) кампаний реактора с указанием границы доверительного интервала (—)

На рис. 1.35 приведены результаты сравнения данных по расчёту выгорания топлива в тепловыделяющих сборках, рассчитанных по коду БИПР-К и полученных расчётно-экспериментальным путём.

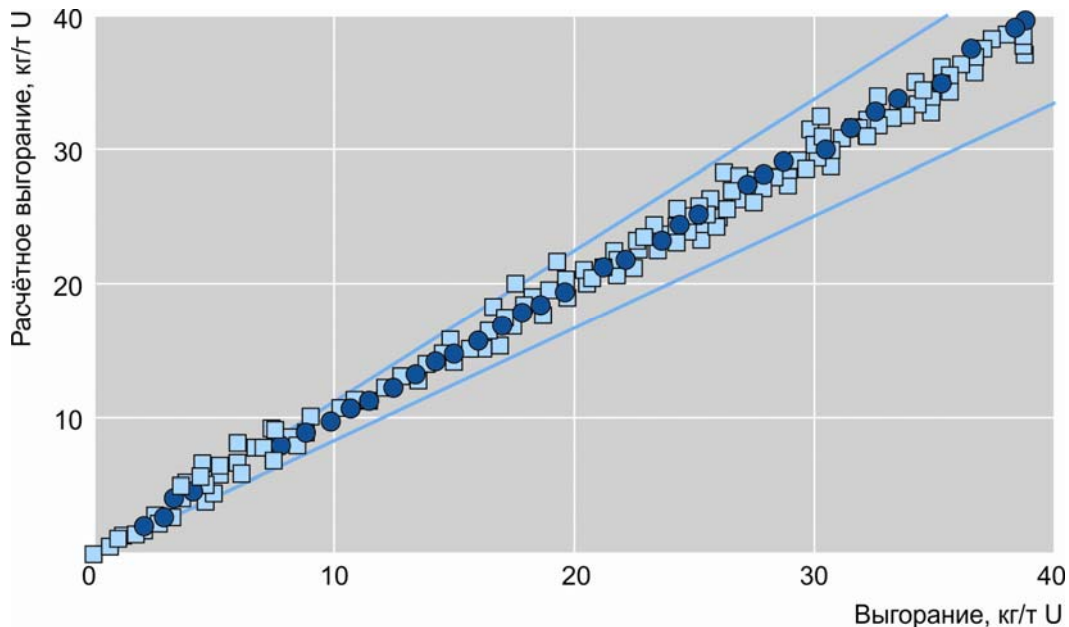


Рис. 1.35. Диаграмма разброса расчётных (□) и расчётно-экспериментальных (●) значений максимального значения выгорания топлива в ТВС с указанием границы доверительного интервала (—)

Проведённая верификация кода БИПР-К позволяет сделать вывод о его применимости для расчёта нейтронно-физических характеристик активных зон как действующих, так и проектируемых кипящих реакторов малой мощности типа ВК или АСТ.

Для моделирования теплофизических процессов в водо-водяных реакторах в режиме реального времени с целью обоснования поведения исследовательской ядерной установки в случае аварийной ситуации, при проектных и запроектных авариях, анализа аварий с нарушением теплоотвода от активной зоны применяется программный код RELAP5/MOD3.2 [6]. С помощью этого кода можно моделировать различные процессы, происходящие в первом контуре реакторной установки, а также в её отдельных элементах, включая насосы, гидроаккумуляторы, сепараторы, турбины, арматуру и прочее: от аварий с большими течами до реактивных аварий, а также процессов, связанных с отказами и нарушениями в работе систем регулирования и оборудования. Используемая в коде двухжидкостная, полностью неравновесная и негомогенная модель двухфазного потока позволяет моделировать самые разнообразные явления, встречающиеся при расчёте аварийных процессов: термически неравновесные потоки с существенно отличающимися скоростями и температурами фаз, включая и противоточные, процессы повторного увлажнения, захлебывания и тому подобное. Кроме того, модель позволяет рассчитывать процессы распространения по контуру бора, а также неконденсирующихся газов.

Массив рассматриваемых данных по различным состояниям реактора ВК-50 насчитывает более ста режимов. Особо выделены системы ввода борного раствора, так как они выполняют важнейшие защитные функции при переводе реактора в подкритическое состояние по любому сигналу аварийной защиты.

Для верификации кода RELAP5/MOD3.2 были использованы результаты гидравлических испытаний на заглушенном реакторе. На рис. 1.36–1.37 представлены некоторые результаты моделирования гидравлических испытаний. Отмечено удовлетворительное совпадение расчётных и экспериментальных данных на всём промежутке времени ввода борного раствора (около 180 с) после прохождения сигнала аварийной защиты.

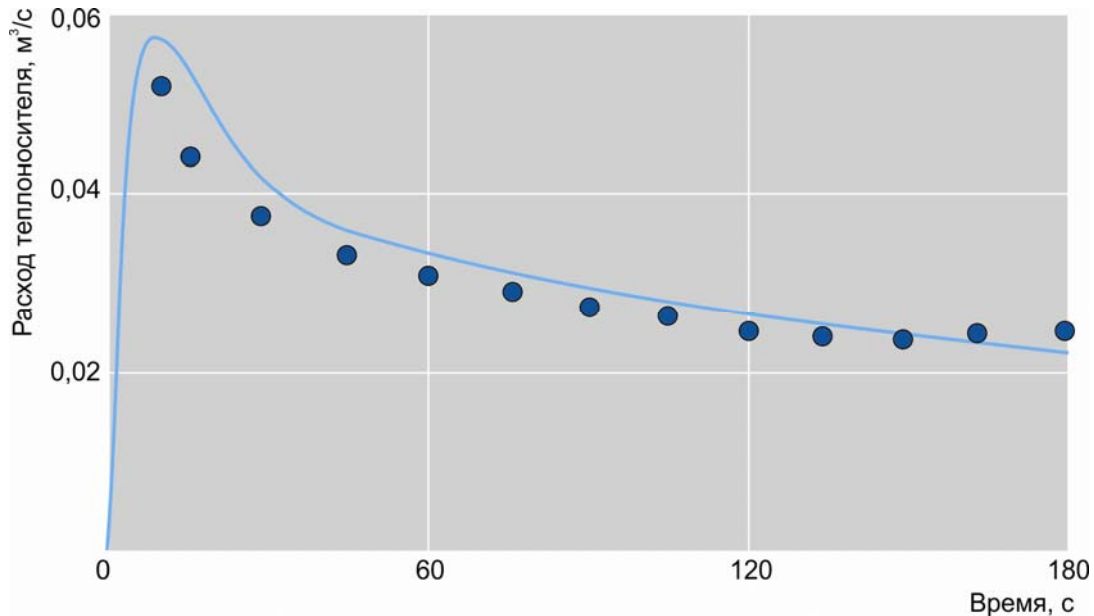


Рис. 1.36. Сопоставление расчётных (—) и экспериментальных (●) данных по расходу теплоносителя с раствором бора в режиме гидравлических испытаний монжуса впрыска борного раствора

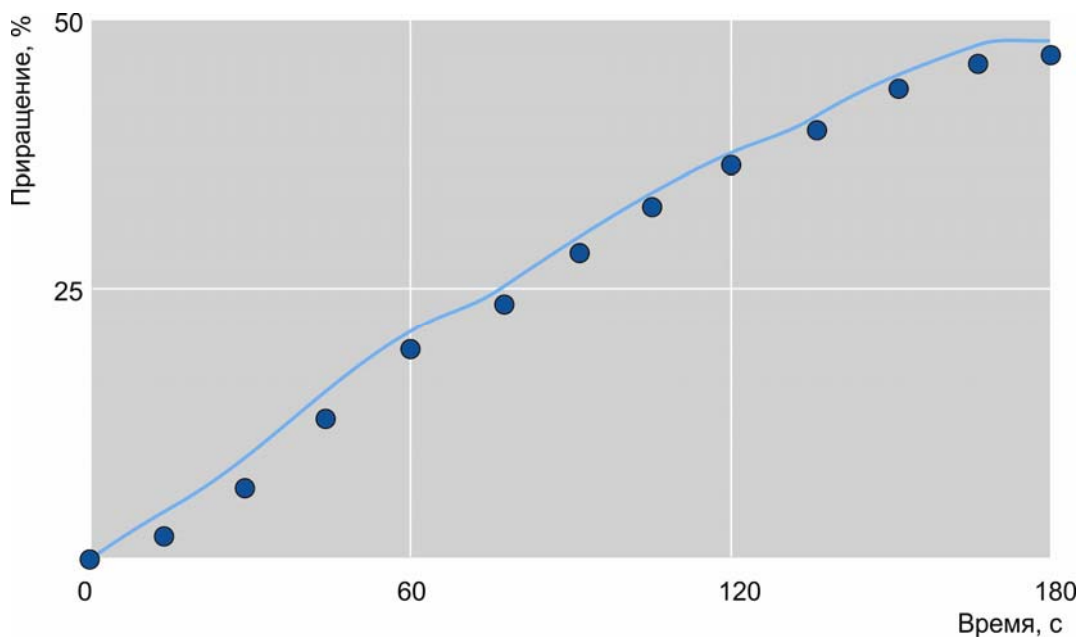


Рис. 1.37. Сопоставление расчётных (—) и экспериментальных (●) данных по приращению уровня теплоносителя в корпусе в режиме гидравлических испытаний монжуса впрыска борного раствора

На рис. 1.38 приведены результаты сравнения экспериментальных и расчётных данных по изменению мощности в режиме срабатывания аварийной защиты в условиях сброса давления теплоносителя и полного погружения рабочих органов аварийной защиты (за 1 с) и ручного регулирования (за 20 с) в активную зону.

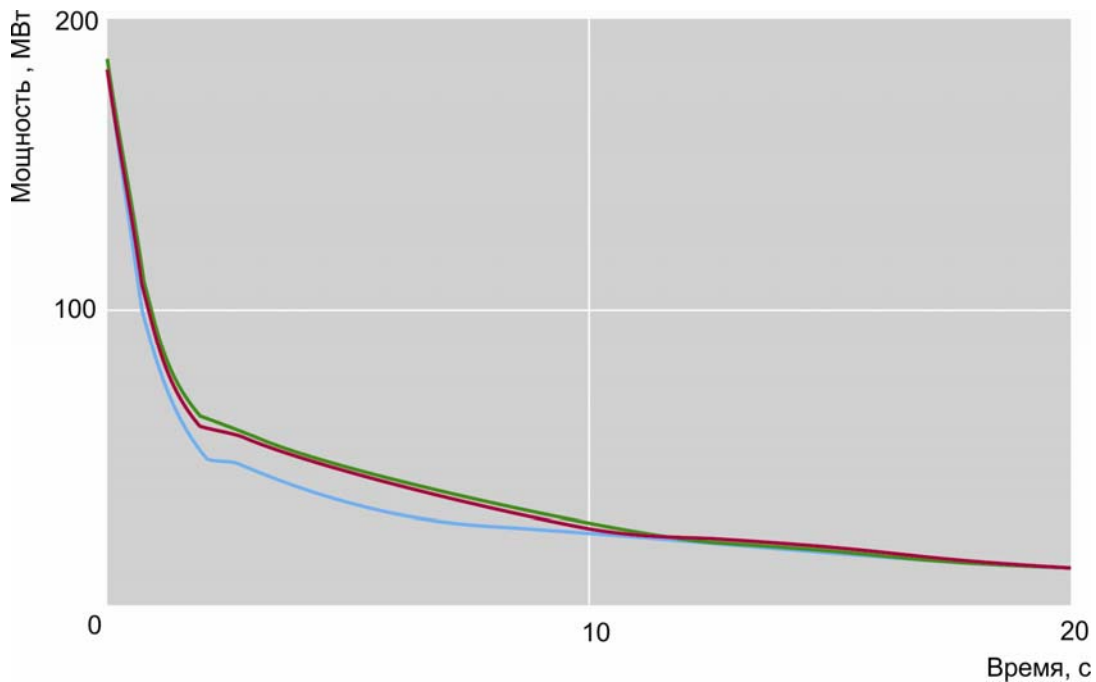


Рис. 1.38. Изменение мощности реактора в режиме срабатывания аварийной защиты по сигналу отключения энергосистемы, полученные в результате эксперимента (—) и расчетов с обратными связями (—) и без них (—)

Проверка достоверности результатов расчетов по коду RELAP5/MOD3.2 для физических явлений, специфичных для исследовательской ядерной установки ВК-50 (по параметрам теплоносителя, конструктивным особенностям, специфике систем аварийной защиты) показала, что код удовлетворительно их описывает и правильно предсказывает протекание аварийных и переходных процессов на установках разного масштаба.

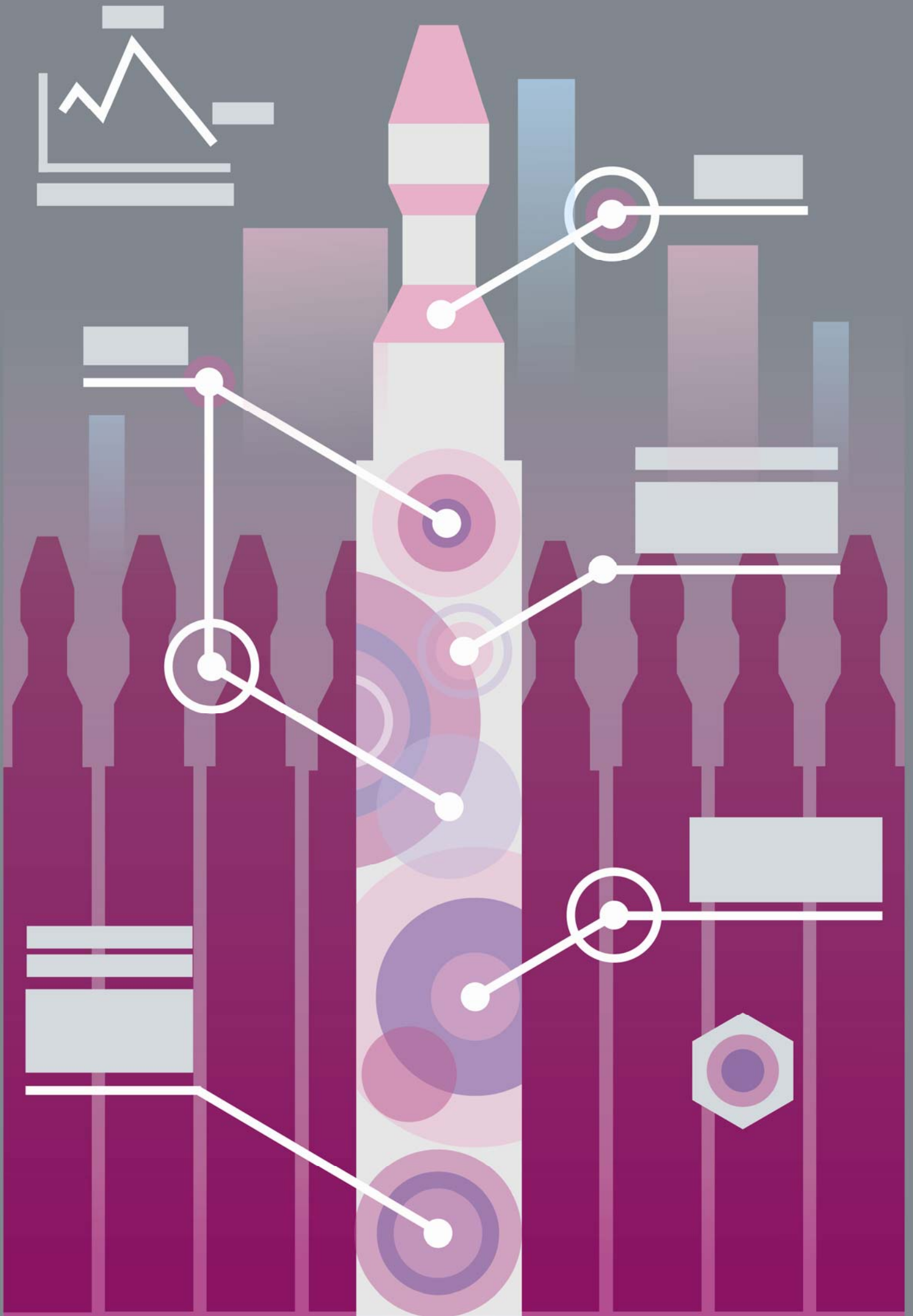
Расчеты по верификации кодов БИПР-К и RELAP5/MOD3.2 применительно к реакторам типа ВК с естественной циркуляцией проведены с учетом требований РД-03-17-2001 «Положение об аттестации программных средств, применяемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии».

Проведенная работа по верификации кодов позволяет сделать вывод о применимости кодов БИПР-К и RELAP5/MOD3.2 для расчетного анализа стационарных, переходных и аварийных режимов ядерных энергетических установок типа ВК-50 и может послужить основанием для получения аттестационного паспорта.

Список литературы

1. RELAP5/MOD3 Code Manual [Электронный ресурс]. Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods. — NUREG/CR-5535-V1. — Idaho: INEL, 1995. — 418 p. — Режим доступа: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1103/ML110330200.pdf>. Дата обращения 22.07.2015.
2. RELAP5/MOD3 Code Manual [Электронный ресурс]. Volume II: User's Guide and Input Requirements. — NUREG/CR-5535-V2. — Idaho: INEL, 1995. — 344 p. — Режим доступа: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1103/ML110330252.pdf>. Дата обращения 22.07.2015.
3. RELAP5/MOD3 Code Manual [Электронный ресурс]. Volume IV: Models and Correlations. — NUREG/CR-5535-V4. — Idaho: INEL, 1995. — 435 p. — Режим доступа: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1103/ML110330271.pdf>. Дата обращения 22.07.2015.
4. Курский А.С., Семидоцкий И.И., Святкина Н.А. и др. Характеристики расширенной активной зоны реакторной установки ВК-50 // Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. Вып. 1. С. 24–33.
5. Антонов С.Н., Махин В.М., Семидоцкий И.И. и др. Разработка базы данных экспериментальных режимов исследовательского реактора ВК-50 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2005. Вып. 1. С. 63–68.
6. Семидоцкий И.И. Опыт применения теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2005, вып. 1. С. 28–38.

И.И. Семидоцкий, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина



2

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Уникальность материаловедческого комплекса АО «ГНЦ НИИАР» по сравнению с другими подобными лабораториями в России состоит в возможности проведения исследований полномасштабных тепловыделяющих сборок, отработавших в реакторах различного типа на любой атомной электростанции страны.

Глобальная экспансия технологической платформы водо-водяных энергетических реакторов и увеличение доли атомной генерации в энергобалансе страны являются важными стратегическими задачами Госкорпорации «Росатом». Их реализация предусматривает:

- ◆ научное обоснование новых технических решений по топливу реакторов, направленных на повышение коэффициента использования установленной мощности, коэффициента полезного действия и других характеристик, важных для эффективной эксплуатации АЭС;

- ◆ научное обоснование характеристик работоспособности российского топлива, в том числе необходимых для его лицензирования за рубежом.

Для получения экспериментальных данных, необходимых для решения ранее перечисленных задач, в 2014 году в отделении реакторного материаловедения выполнены следующие работы:

- ◆ проведены послереакторные исследования трёх рефабрикованных твэлов, испытанных на реакторе БИГР в режиме аварии с неконтролируемым возрастанием реактивности. Рефабрикованные твэлы изготовлены из штатного твэла реактора ВВЭР-1000, облучённого на первом блоке Калининской АЭС до выгорания топлива 77,7 МВт·сут/кгU. По результатам послереакторных исследований твэлов выявлены особенности поведения топлива с высоким выгоранием в условиях аварии RIA;

- ◆ завершены исследования твэгов, отработавших в составе сборки ТВСА-5М до среднего выгорания топлива 57,7–60,6 МВт·сут/кгU на первом блоке Калининской АЭС в течение пяти топливных кампаний. Анализ результатов послереакторных исследований показал, что ресурс твэгов по всем основным определяющим параметрам и свойствам не исчерпан;

- ◆ получены характеристики микроструктуры топлива твэлов сборки ТВСА-АЛЬФА с таблетками увеличенного диаметра (до 7,8×0,0 мм) без центрального отверстия и с укрупнённым зерном (25–27 мкм);

- ◆ завершены послереакторные исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки и твэлов с виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом, изготовленных по усовершенствованной технологии, после облучения в реакторе БН-600 до максимального выгорания 10,4 % и повреждающей дозы 79 сна. Результаты исследований показали, что применение усовершенствованной технологии значительно повысило равномерность распределения фракционного состава топлива и плутония как по высоте, так и по сечению твэлов. Послереакторные исследования продемонстрировали хорошее состояние экспериментальной тепловыделяющей сборки и тепловыделяющих элементов. Выполнены все требования по сохранению работоспособности твэлов. Ресурс их по основным критериям не исчерпан;

- ◆ проведены исследования экранной сборки Э65, облучавшейся в реакторе БОР-60 при температуре от 320 до 380 °С, характерной для ВКУ различных реакторов. На конец облучения в сборке были достигнуты рекордные значения флюенса быстрых нейтронов (около $38 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$) и повреждающей дозы стали (примерно 150 сна). Получены экспериментальные данные по радиационной стойкости стали марки 12X18H10T, необходимые для обоснования продления срока службы несменяемых внутрикорпусных устройств реактора БОР-60 и энергетических реакторов типа ВВЭР;

- ◆ продолжены испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива в экспериментах по обоснованию безопасности сухого хранения;

- ◆ продолжены исследования твэлов и дистанционирующих решёток двух ТВС реактора РБМК-1000, отработавших в течение 5,1 и 6,9 года до среднего выгорания топлива 28,4 и 34,3 МВт·сут/кгU соответственно;

- ◆ исследования радиационного распухания, ползучести и кратковременных механических свойств образцов основного металла стали марки 08X18H10T и сварных швов, облучённых до максимальной повреждающей дозы 102 сна в реакторе БОР-60, позволили получить результаты, необходимые для обоснования работоспособности внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-ТОИ на 60 лет эксплуатации.

В 2014 году были продолжены автоклавные коррозионные испытания облучённых циркониевых сплавов в воде при температуре 350 °С с целью получения экспериментальных результатов, необходимых для определения оптимального состава сплава, обеспечивающего высокие эксплуатационные свойства в условиях работы реакторов с водой под давлением. Объектами исследований являются облучённые при температуре 315–330 °С до флюенса нейтронов $2 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ ($E_n > 0,1 \text{ МэВ}$) базовые и перспективные циркониевые сплавы Э110 и Э635, а также разрабатываемые сплавы на основе циркония–ниобия–олова–железа–кислорода. Полученные результаты будут использованы для оптимизации содержания легирующих элементов ниобия, железа, олова в сплавах на основе циркония с целью повышения их сопротивления равномерной коррозии.

По направлению «Исследования материалов для перспективных реакторов» в 2014 году выполнен значительный объём работ по проектам реакторных установок на быстрых нейтронах БРЕСТ-ОД-300 и МБИР.

Для реактора МБИР предусматривается концепция твэла с топливным сердечником из виброуплотнённого полидисперсного гранулята уран-плутониевого оксидного топлива с добавкой гранулированного металлического урана в качестве геттера кислорода для регулирования кислородного потенциала внутритвэльной среды.

С целью усовершенствования конструкции твэла для реактора МБИР и технологии его изготовления и контроля проведены исследования экспериментальных твэлов со смешанным уран-плутониевым виброуплотнённым топливом, облучённых в реакторе БОР-60 до максимального выгорания 5 %. Твэлы содержали топливный сердечник из механической смеси диоксида урана и диоксида плутония и различались по составу материала геттера и размещению. Получены экспериментальные данные, характеризующие влияние особенностей конструкции твэлов на радиационно-термические и физико-химические процессы при облучении.

По проекту реакторной установки БРЕСТ-ОД-300:

- ◆ завершены послереакторные исследования макетов пэлов с сердечниками из таблеток карбида бора, гафната диспрозия и карбида вольфрама. Полученные результаты были использованы в расчётно-экспериментальном обосновании технических проектов пэлов рабочих органов системы управления и защиты реактора БРЕСТ-ОД-300;

- ◆ проведены исследования экспериментального твэла с уран-плутониевым нитридным топливом и оболочкой из стали марки ЭП823-Ш после первого этапа облучения в реакторе БОР-60. Получены экспериментальные данные об изменении характеристик топлива и оболочки на ранней стадии облучения для обоснования безопасности испытаний твэлов в реакторе БН-600 и верификации расчётных кодов;

- ◆ получены значения кратковременных механических свойств и характеристик трещиностойкости основного металла стали марки 10X15H9C3Б1Ш (ЭП302-Ш) и металла

шва сварного соединения (сталь марки ЦТ-24У) после облучения в реакторе БОР-60 при температуре $(420 + 50)$ °С до максимальной повреждающей дозы примерно 17 сна. Данные материалы предполагается использовать для изготовления внутрикорпусных устройств и элементов основного оборудования реакторной установки БРЕСТ-ОД-300;

◆ получены экспериментальные данные по изменению в результате облучения основных физико-механических свойств кандидатных образцов бетона для корпуса реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.

По направлению «транспортной и малой атомной энергетики» в 2014 году были завершены исследования двух опытных тепловыделяющих сборок, отработавших в активной зоне атомного ледокола «Вайгач» до рекордных показателей по энерговыработке, времени работы на мощности, выгоранию топлива. Получены экспериментальные данные, необходимые для подтверждения высоких ресурсных характеристик и определения резерва работоспособности элементов с оболочками из хромоникелевого сплава 42ХНМ российского производства, предназначенных для ядерных энергетических установок нового поколения.

Завершены исследования после дооблучения твэлов из состава испытанной ранее в реакторе МИР экспериментальной петлевой тепловыделяющей сборки. На основе полученных экспериментальных данных сделано заключение по технологии изготовления твэлов и о применении данных материалов в плавучих энергоблоках и атомных станциях малой мощности. Результаты исследований используются для аттестации материалов и подтверждения показателей надёжности и ресурса.

Е.А. Звир

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МАКЕТОВ ПЭЛОВ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ТЕХНИЧЕСКИХ ПРОЕКТОВ ПЭЛОВ РАБОЧИХ ОРГАНОВ АВТОМАТИЧЕСКОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ, КОМПЕНСАЦИИ РЕАКТИВНОСТИ И АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300

Проведённые в реакторе БОР-60 реакторные испытания и послереакторные исследования макетов пэлов с сердечниками из таблеток карбида бора, гафната диспрозия и карбида вольфрама имели целью получение экспериментальных данных для обоснования работоспособности поглощающих элементов рабочих органов системы управления и защиты реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.

В соответствии с поставленной задачей для проведения реакторных испытаний были разработаны и изготовлены макеты пэлов, содержащие используемые в конструкции рабочих органов материалы оболочки (сталь марки ЭП823-Ш), поглотителя (карбид бора, гафнат диспрозия, карбид вольфрама) и внутреннего подслоя из свинца для пэлов рабочих органов компенсации реактивности и аварийной защиты. Геометрические размеры макетов в сечении (диаметр оболочки и сердечника) приближены к размерам проектируемых изделий.

Достигнутые значения повреждающей дозы на оболочках макетов пэлов составили 36 сна, а выгорание атомов ^{10}B на уровне центральной плоскости активной зоны в пэле с карбидом бора составило примерно 15,7 %.

Результаты послереакторных исследований макетов пэлов были получены в два этапа. На первом этапе были проведены исследования двух макетов с сердечниками из карбида бора и гафната диспрозия после облучения их до повреждающей дозы 24,3 сна. На втором этапе получены результаты исследований еще двух аналогичных макетов, облучённых до повреждающей дозы 36 сна.

Основной вывод из полученных результатов заключается в том, что в границах достигнутых значений повреждающей дозы и выгорания атомов ^{10}B не выявлено существенных признаков снижения работоспособности конструкции пэлов (рис. 2.1).

Это подтверждается отсутствием изменений диаметра оболочек макетов; отсутствием повреждений механического и коррозионного характера на их внешних и внутренних

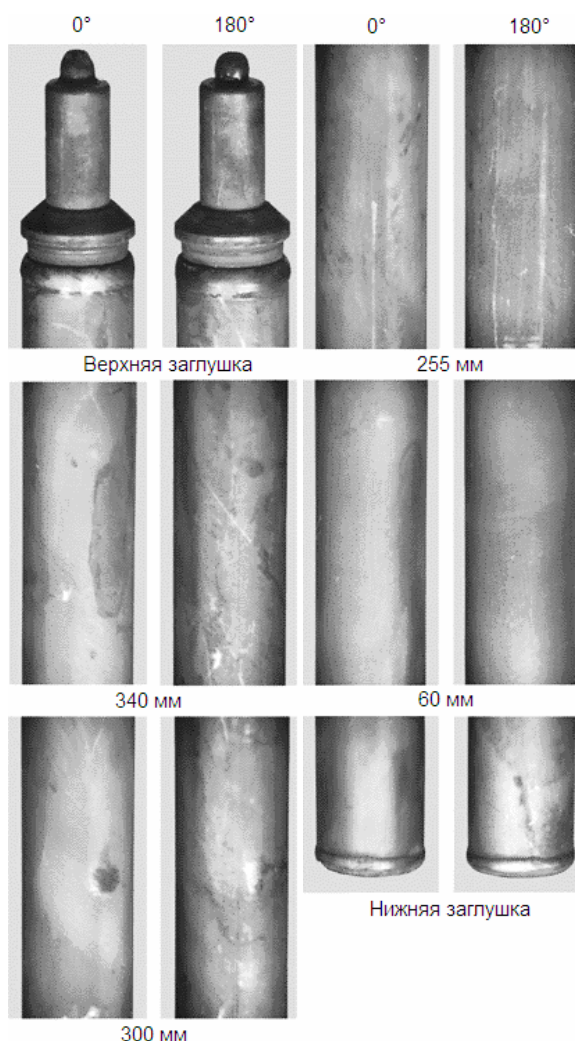


Рис. 2.1. Внешний вид макетов пэлов с карбидом бора и свинцовым подслоем после испытаний до выгорания атомов ^{10}B примерно 15,7 %

поверхностях; наличием остаточного зазора между сердечником и оболочкой в обоих типах пэлов (рис. 2.2).

Полученные результаты исследований макетов с карбидом бора, облучённых до выгорания изотопа ^{10}B примерно 15,7 %, показывают наличие остаточного внутреннего зазора, что указывает на приемлемое распухание сердечника. Не выявлено признаков химического взаимодействия карбида бора и свинцового подслоя в макетах с оболочкой за время испытаний 538 сут. Наблюдаемые неизбежные при облучении карбида бора эффекты фрагментации таблеток и проникновение свинца в образующиеся трещины не вызывают каких-либо последствий для целостности конструкции. Как показали испытания, образующийся при облучении карбида бора гелий способен перемещаться в жидком свинцовом подслое и собираться в газосборнике. Поскольку разрабатываемая конструкция пэлов негерметичная, гелий может выделяться в теплоноситель, что решает проблему газового внутреннего давления под оболочкой. Обнаруженные газовые полости в свинцовом подслое не повлияли заметным образом на состояние макетов и сердечника.

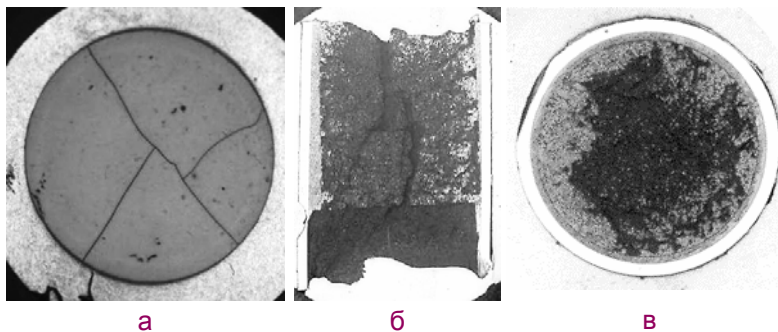


Рис. 2.2. Макроструктура таблеток гафната диспрозия (а) и сечений макетов пэлов с карбидом бора со свинцовым подслоем (б, в) после испытаний

Из всех полученных результатов исследований макетов с карбидом бора следует, что поведение карбида бора в использованной конструкции макетов не выходит за рамки известных экспериментальных результатов, относящихся к пэлам реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Нет видимых причин для ограничений работоспособности пэлов с сердечником из карбида бора со свинцовым подслоем ниже требуемых параметров нормальной эксплуатации рабочих органов компенсации реактивности и аварийной защиты.

Результаты испытаний макетов с таблетками гафната диспрозия полностью подтверждают высокую радиационную стойкость гафната диспрозия и работоспособность конструкции пэлов на его основе. При достигнутом значении повреждающей дозы 36 сна сохраняется исходная кристаллическая структура материала. Рентгеновская плотность уменьшилась не более чем на 0,7 % (рис. 2.3).

Наблюдаемые повреждения в виде образования микротрещин (см. рис. 2.2, а) связаны с термическим напряжением в сердечнике при облучении. Наличием микротрещин в таблетках из гафната диспрозия объясняется увеличение их диаметра в пределах 1,5–3 %, а также частичная фрагментация.

Как следует из полученных результатов, конструкция пэлов на основе сердечника из гафната диспрозия способна обеспечить все требуемые параметры эксплуатации реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.

Экспериментальных данных о поведении при облучении карбида вольфрама в литературе очень мало. Анализ исследований карбида вольфрама из облучённого имитатора показал, что в результате облучения может наблюдаться увеличение его плотности на 1,2 % с уменьшением диаметра таблеток на 1,0–1,1 %. Поведение сердечника из карбида вольфрама в принятой конструкции не может повлиять на работоспособность пэлов в пределах достигнутых значений повреждающей дозы.

Оболочка из стали марки ЭП823-Ш в пэлах выполняет роль одного из основных конструктивных элементов и обеспечивает механическую прочность конструкции. В результате реакторных испытаний материал оболочки снизил пластичность примерно

на 0,1–0,3 %. Данные реакторные испытания проводили при температуре испытаний на растяжение 20–500 °С. Предел прочности при температуре 20 и 500 °С увеличился примерно до 1040 и 550 МПа соответственно. Малая пластичность материала оболочки пэла может быть критичной для работоспособности изделий при развитии напряжения со стороны сердечника и при увеличении газового давления.

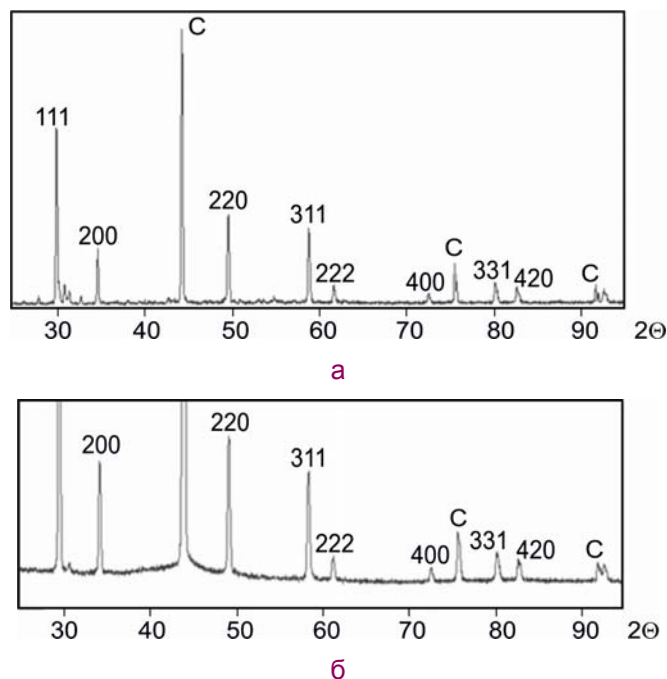


Рис. 2.3. Диффрактограммы таблеток гафната диспрозия: необлучённого (а) и облучённого (б) до флюенса $7,3 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) (С — дифракционные максимумы алмаза)

Напряжение в оболочке пэла не может возникнуть из-за газового давления в обеих конструкциях, так как используемый в рабочих органах автоматического регулирования поглощающий материал гафнат диспрозия относится к (n, γ)-поглотителям и не образует газовых продуктов при выгорании. Конструкция пэлов рабочих органов компенсации реактивности и аварийной защиты вентилируемая, и это предполагает выход в теплоноситель накапливающихся в карбиде бора гелия и трития.

Планируемое распухание сердечника пэлов в обеих конструкциях полностью компенсируется имеющимся зазором и также не может быть источником напряжения со стороны распухающего сердечника. Следовательно, с большой вероятностью оболочки пэлов могут обеспечить целостность разрабатываемых конструкций во всем диапазоне требуемых параметров эксплуатации рабочих органов системы управления и защиты.

Таким образом, результаты проведённых в реакторе БОР-60 испытаний и после-реакторных исследований макетов пэлов рабочих органов компенсации реактивности и аварийной защиты и рабочих органов автоматического регулирования реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 позволяют сделать заключение о достаточной работоспособности рассматриваемых конструкций в планируемых условиях нормальной эксплуатации реактора.

Результаты исследований, полученные в данной работе, были использованы в расчётно-экспериментальном обосновании технических проектов пэлов рабочих органов компенсации реактивности и аварийной защиты и рабочих органов автоматического регулирования реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.

А.В. Захаров, А.В. Улитин, К.В. Борисов

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ БЕТОНА КОРПУСА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300

В 2014 году проведены работы по исследованию радиационной стойкости бетона № 1 корпуса реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. Цель работ — получение экспериментальных данных по изменению основных физико-механических свойств бетона после облучения, а также данных по составу и количеству газов, выделяющихся из образцов бетона после реакторных и вне реакторных испытаний.

Для проведения исследований из открытого акционерного общества «Конструкторское бюро специального машиностроения» в АО «ГНЦ НИИАР» были поставлены предварительно осушенные образцы бетона № 1 двух партий.

Реакторные испытания образцов бетона проводили в канале активной зоны реактора РБТ-6 при температуре 372–393 °С до максимального флюенса нейтронов $1,07 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$), после чего были проведены материаловедческие исследования облучённых образцов.

Далее приведены некоторые основные результаты исследований. Размеры образцов после облучения изменились незначительно:

- ◆ относительное увеличение длины и диаметра образцов не превысило 0,4 %;
- ◆ относительное изменение объёма составило не более 1 %.

Температурный коэффициент линейного расширения образцов обеих партий после облучения не изменился относительно исходных значений. Средний ТКЛР облучённых образцов в интервале температуры 25–400 °С составил $6,80 \cdot 10^{-6}$ и $6,53 \cdot 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ для образцов партий 1 и 2 соответственно.

Коэффициент температуропроводности α бетона в результате облучения незначительно снизился (рис. 2.4):

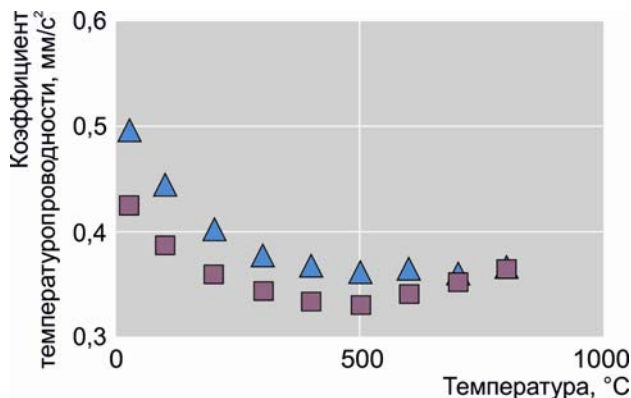


Рис. 2.4. Зависимость коэффициента температуропроводности исходного (▲) и облучённого (■) образцов бетона партии 1 от температуры

а) при комнатной температуре значение α уменьшилось с 0,50 до 0,45 мм²/с в среднем для образцов обеих партий;

б) с ростом температуры происходит сближение значений α исходных и облучённых образцов.

По результатам механических испытаний на сжатие установлено, что прочность образцов бетона обеих партий после облучения не изменилась в пределах разброса значений. Среднее значение предела прочности облучённых образцов составило 33,3 и 20,9 МПа для партий 1 и 2 соответственно.

Газ, выделившийся из образцов в процессе реакторных и вне реакторных испытаний, состоит в основном из водорода, кислорода и азота и/или окиси углерода. Причём в большинстве исследованных ампул основную долю газа составлял водород, который образовался, по всей видимости, в результате выхода содержащейся в бетоне влаги и последующего окисления стенок ампул. Максимальное обнаруженное значение общего удельного (отнесённого к массе образца) газовыделения составило около $2,76 \text{ см}^3/\text{г}$.

В целом, по результатам проведённых материаловедческих исследований облучённых образцов бетона корпуса реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 сделан вывод об отсутствии значительных изменений основных эксплуатационно важных свойств бетона после облучения при температуре 372–393 °С до максимального флюенса нейтронов $1,07 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$), что свидетельствует о достаточно высокой радиационной стойкости бетона № 1 при достигнутых параметрах облучения.

А.С. Покровский, Д.В. Харьков

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ СТАЛИ МАРКИ 10Х15Н9СЗБ1-Ш (ЭП302-Ш) И МЕТАЛЛА СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ (ЦТ-24У) ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ КОНСТРУКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ И АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300

В проекте реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 предполагается использование стали марки 10Х15Н9СЗБ1-Ш (ЭП302-Ш) и её сварных соединений в качестве конструкционного материала внутрикорпусных устройств и элементов основного оборудования, работающих при температуре 360–550 °С.

Настоящая работа является продолжением комплекса работ по оценке радиационной стойкости стали марки ЭП302-Ш. Получены значения кратковременных механических свойств и характеристик трещиностойкости основного металла стали марки 10Х15Н9СЗБ1-Ш (ЭП302-Ш) и металла шва сварного соединения (ЦТ-24У) после облучения в реакторе БОР-60 в интервале температуры 420–450 °С до максимальной повреждающей дозы 15,7 и 16,8 сна соответственно.

Исследования проводили на образцах, изготовленных из листа стали марки ЭП302-Ш промышленной поставки (ТУ 0900-008-05764417-99) толщиной 20 мм и металла сварных соединений, выполненных на этом листе стали.

Результаты механических испытаний на растяжение. Получены значения механических свойств образцов стали марки ЭП302-Ш и металла сварных соединений в состоянии поставки при температуре испытания $T_{\text{исп}} = 20\text{--}550 \text{ °С}$.

Проведено изучение склонности стали марки ЭП302-Ш и металла сварных соединений к термическому старению на образцах, термосостаренных при температуре 440 °С и продолжительностью выдержки (5553 и 3503 ч — для основного металла и металла шва соответственно), соответствовавшей времени облучения образцов в активной зоне реактора БОР-60 при значениях температуры свыше 420 °С до повреждающей дозы примерно 17 сна. Результаты показали, что старение стали сопровождается увеличением предела текучести при температуре испытания 20 °С и одновременном увеличении относительного удлинения при всех значениях температуры испытания. Данный эффект может быть связан с релаксацией значений остаточного напряжения в процессе термического старения. Значения предела прочности после термического старения остаются на уровне исходных значений.

Нейтронное облучение в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы 15,7 и 16,8 сна в интервале температуры 420–450 °С приводит к охрупчиванию стали марки ЭП302-Ш и металла сварного шва (ЦТ-24У) со снижением пластических характеристик при комнатной температуре до нулевых значений.

Диаграммы растяжения образцов основного металла и металла сварного шва при температуре испытаний 450 и 550 °С свидетельствуют об исчерпании способности материала к деформационному упрочнению в результате нейтронного облучения (рис. 2.5).

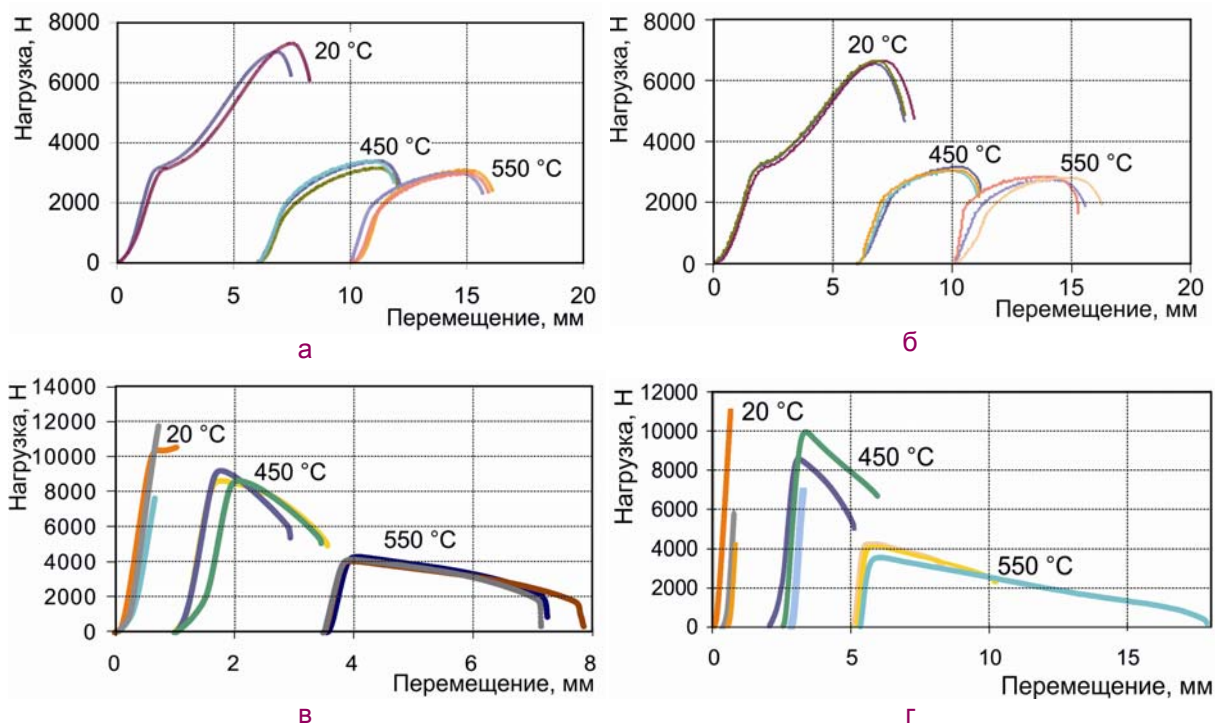


Рис. 2.5. Диаграммы деформирования образцов основного металла стали марки ЭП302-Ш (а, в) и металла сварного шва ЦТ-24У (б, г) в состоянии поставки (а, б) и после облучения в интервале температуры 420–450 °С до повреждающей дозы 15,7 и 16,8 сна (в, г) при различных значениях температуры испытаний

Результаты испытаний на трещиностойкость. Характеристики трещиностойкости: критический коэффициент (K_{1C}) интенсивности напряжения, энергетический критерий разрушения (J_C), характеризующий сопротивление материала началу распространения трещины, определяли по результатам испытаний на трёхточечный изгиб образцов размером 10×10×55 мм с надрезом, заострённым выращенной усталостной трещиной.

Используемый в настоящей работе метод основывается на однообразцовом методе упругой податливости при повторяющихся частичных разгрузках для построения J_R -кривых*. Методика предусматривает определение параметра J_{IC} (J_Q), который может использоваться как инженерная оценка вязкости разрушения в начале медленного стабильного роста трещины.

После облучения при испытаниях наблюдается поведение образца, когда проходит его разрушение внезапно, без стабильного роста трещины. При таком хрупком поведении

* Макаров О.Ю., Прохоров В.И. Методика определения характеристик трещиностойкости облучённых образцов типа SE (B) 10×10×55 мм на основе современных цифровых технологий. — Сборник докладов VII Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 8–12 сентября 2003 г. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2004. Т. 3, ч. 3. С. 48–56.

с помощью данного метода сохраняется возможность получить критический коэффициент интенсивности напряжений K_{IC} согласно ГОСТ 25.506-85.

По результатам испытаний на трёхточечный изгиб построены кривые сопротивления упругопластическому росту трещины (J_R -кривые) для образцов основного металла марки ЭП302-Ш и сварных соединений стали ЦТ-24У в состоянии поставки, термического старения и после облучения при температуре испытаний 20, 450 и 500 °С (рис. 2.6–2.8).

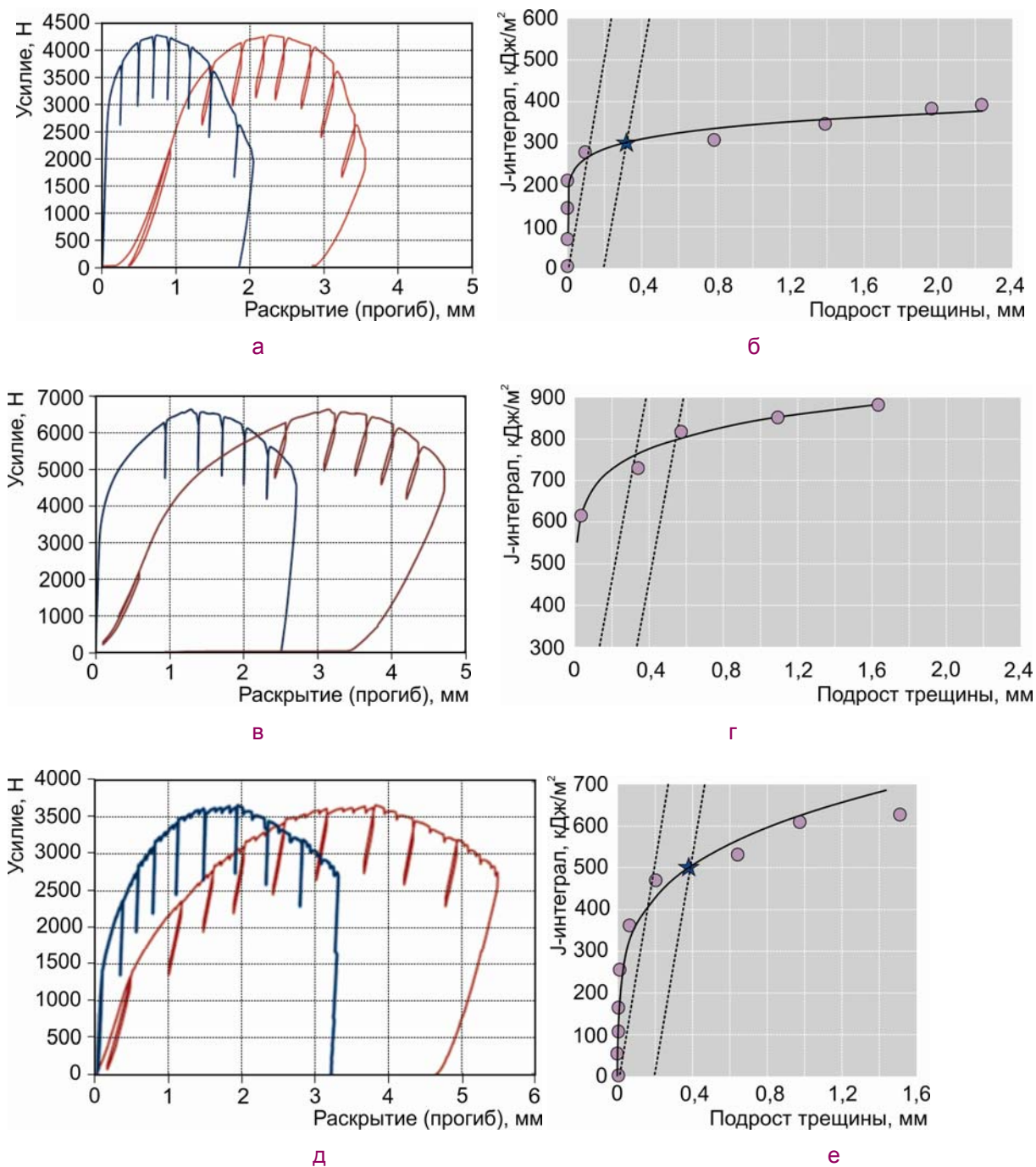


Рис. 2.6. Первичные диаграммы и J_R -кривые образцов основного металла стали марки ЭП302-Ш в состоянии поставки (а, б, д, е) и термосостаренных (в, г), испытанных на трёхточечный изгиб при температуре 20 (а, б, в, г) и 500 °С (д, е)

Показано, что процесс деформирования образцов основного металла стали марки ЭП302-Ш и металла сварного шва ЦТ-24У после термического старения аналогичен характеру поведения образцов в состоянии поставки.

На образцах основного металла стали марок ЭП302-Ш и ЦТ-24У, облучённых в интервале температуры 420–450 °С до повреждающей дозы 15,7 и 16,8 сна соответственно, при статических испытаниях на трёхточечный изгиб при температуре испытаний 20, 450 и 500 °С как для основного металла, так и для металла сварного шва зафиксировано хрупкое по характеру поведение материала со значительным снижением значений одной (K_{1C}) из характеристик трещиностойкости (см. рис. 2.7).

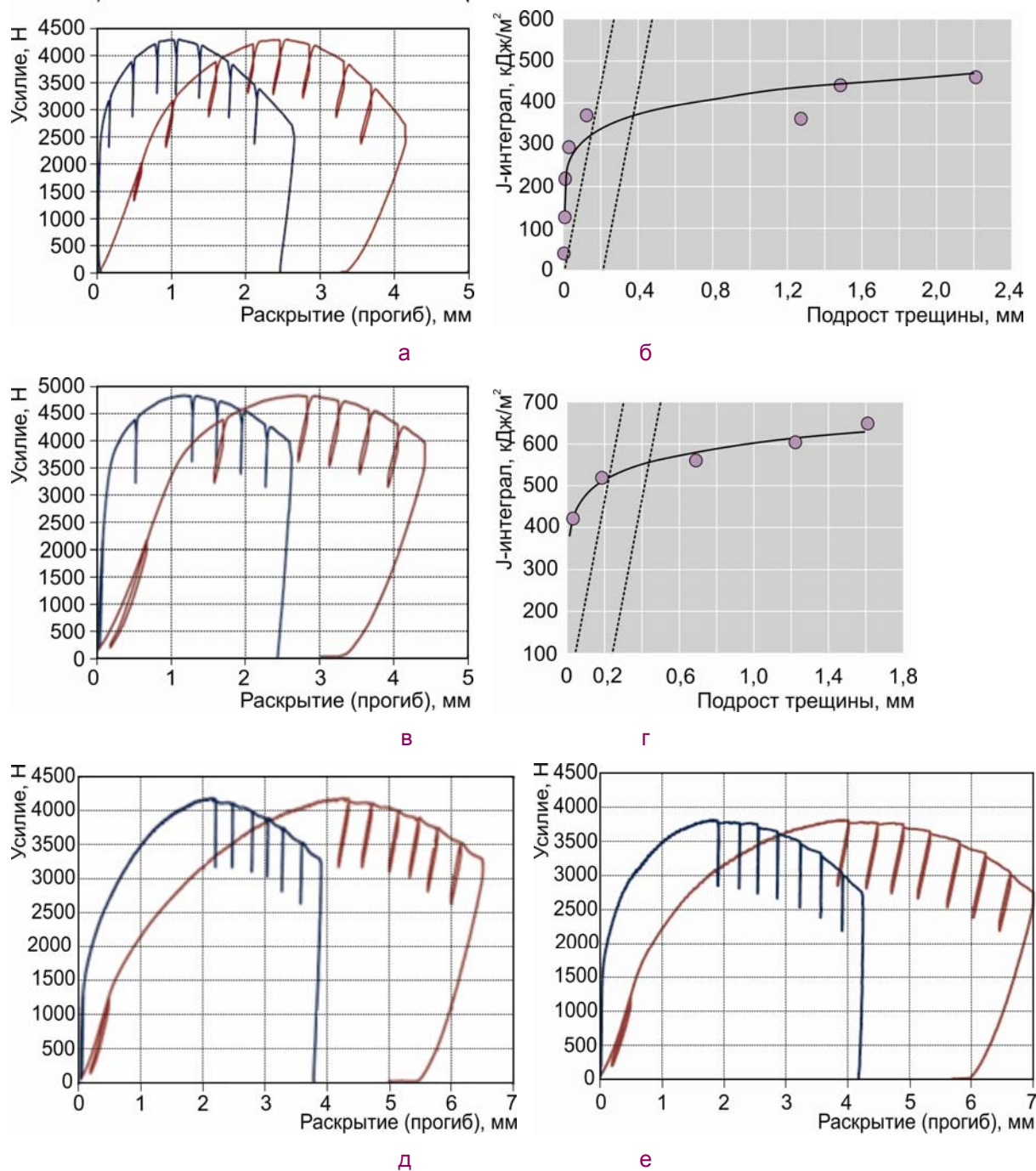


Рис. 2.7. Первичные диаграммы и J_R -кривые образцов сварного соединения ЦТ-24У (б) в состоянии поставки (а, б, д, е) и термостаренных (в, г), испытанных на трёхточечный изгиб при температуре 20 (а, б, в, г), 450 (д) и 500 °С (е)

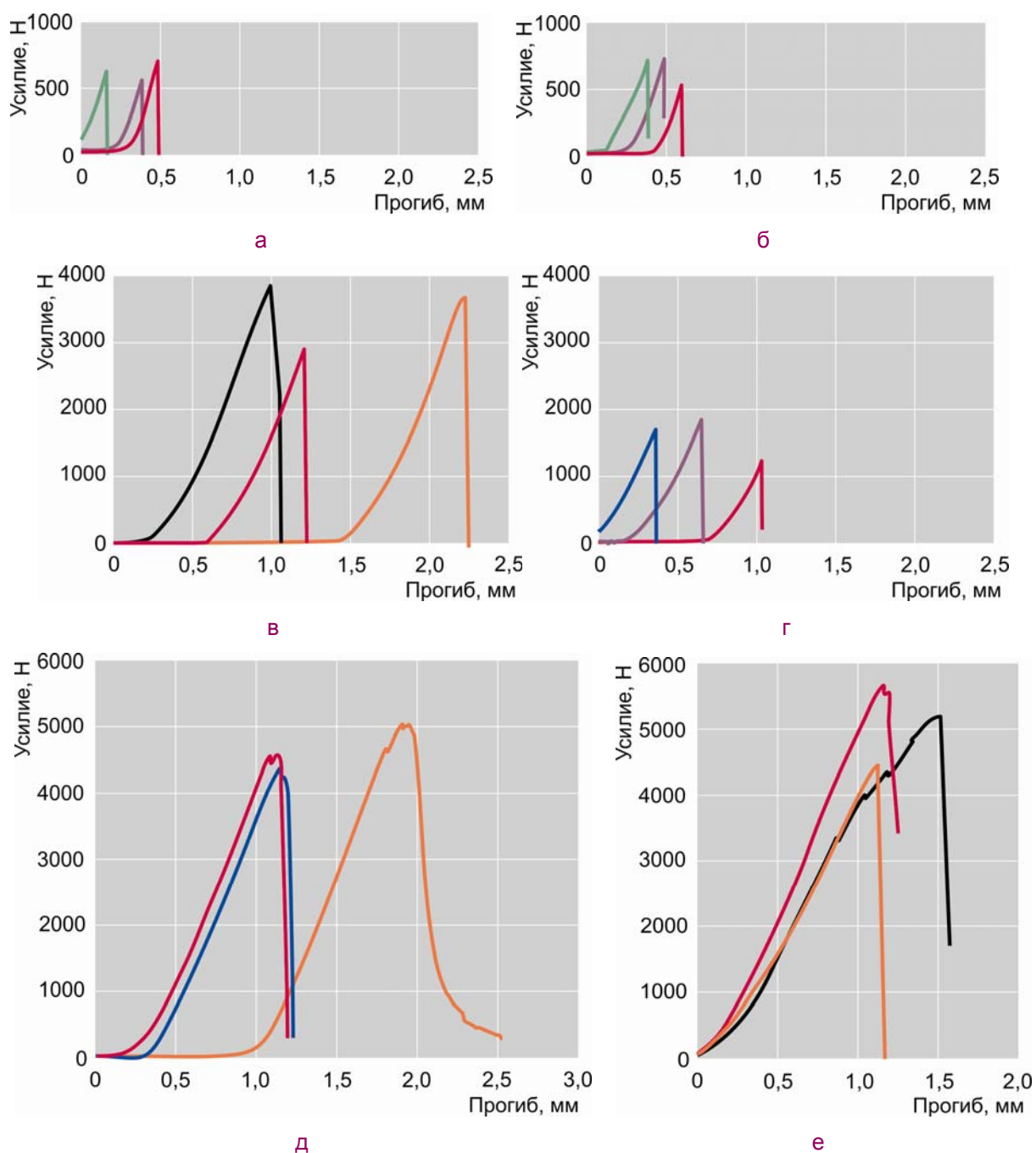


Рис. 2.8. Первичные диаграммы образцов стали марки ЭП302-Ш (а, в, д) и ЦТ-24У (б, г, е), облучённых в интервале температуры 420–450 °С до повреждающей дозы 15,7 и 16,8 сна соответственно и испытанных на трёхточечный изгиб при различных значениях температуры: 20 (а, б); 450 (в, г); 500 °С (д, е)

Выводы

1. Нейтронное облучение в реакторе БОР-60 стали марки ЭП302-Ш и металла сварного шва ЦТ-24У в интервале температуры 420–450 °С до максимальной повреждающей дозы 15,7–16,8 сна соответственно приводит к охрупчиванию металла со снижением пластических характеристик при комнатной температуре до нулевых значений.

2. Диаграммы растяжения образцов основного металла и металла сварного шва при температуре испытания 450 и 550 °С свидетельствуют об исчерпании способности материала к деформационному упрочнению в результате нейтронного облучения.

3. При статических испытаниях на трёхточечный изгиб при температуре испытаний 20, 450 и 500 °С как для основного металла, так и для металла сварного шва зафиксировано хрупкое по характеру поведение материалов со значительным снижением значений одной (K_{1C}) из характеристик трещиностойкости.

4. Полученные результаты позволяют уточнить допустимую повреждающую дозу нейтронного облучения внутриреакторных устройств реакторной установки БРЕСТ-ОД-300, изготавливаемых из стали марки ЭП302-Ш.

*С.Г. Ерёмин, Ю.Л. Ревякин, А.Е. Федосеев,
О.Ю. Макаров, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков,
Е.Ю. Чертопятов, Б.С. Родченков*

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ОКСИДНОЙ ПЛЁНКИ НА РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ВОДОРОДА В ОБЛУЧЁННЫХ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВАХ

Циркониевые сплавы являются основным конструкционным материалом для ответственных элементов тепловыделяющей сборки водоохлаждаемых ядерных реакторов. Известно, что водород играет важную роль в образовании и развитии дефектов в циркониевых материалах.

В послереакторных исследованиях АО «ГНЦ НИИАР» для определения содержания водорода в оболочках отработавших твэлов и в других элементах конструкций водоохлаждаемых энергетических реакторов более 10 лет используют метод высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа с использованием установки газового анализа на базе газоанализатора «ELTRA» OH-900. Наводороживание материалов оценивают также по результатам металлографических исследований их структуры, а именно: по наличию в ней гидридов.

Результаты многолетних исследований, проведённых авторами данной работы, показали, что степень наводороживания облучённых циркониевых материалов не всегда коррелирует с плотностью гидридов в металлографической структуре и с толщиной оксидной плёнки^{**}. Одной из причин этого, по мнению авторов работы, является тот факт, что гидридные включения на металлографических снимках фиксируются только в металле без оксидной плёнки. Кроме того, известно, что возможна различная ориентация гидридов по отношению к сечению металлографического шлифа. Далее, исследование состава оксидных плёнок показало, что они тоже содержат водород, причём содержание водорода зависит от материала изделия и условий его эксплуатации. Более того, на поверхности оксидной плёнки может образовываться ещё и слой отложений различной толщины и химического состава.

* Сотрудник АО «НИКИЭТ».

** Шिशалова Г.В., Заморский Д.В., Повстанко А.В., Маёршина Г.И. Определение содержания водорода в облучённых циркониевых сплавах // Физика и химия обработки материалов, 2009. № 1. С. 19–22.

В результате всестороннего анализа полученных результатов стало очевидно, что все эти факторы могут в разной степени оказывать влияние на результат измерения содержания водорода в облучённых образцах. Данные исследования были посвящены изучению влияния оксидной плёнки на результаты определения содержания водорода в облучённых циркониевых материалах.

Работу проводили в три этапа.

На первом этапе изучали возможность отделения металла от оксидной плёнки химическим способом с целью определения содержания водорода только в металле. Известно, что оксид и металл растворяются в разных условиях, но все эксперименты приводили к тому, что в первую очередь всегда растворялся металл, а оксидная плёнка сохранялась (рис. 2.9).



Рис. 2.9. Вид оксидной плёнки, отделённой от металла химическим способом

Определение содержания водорода в оксидной плёнке методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа является непростой задачей в связи с недостаточной для анализа массой оксида и спецификой процесса анализа. Тем не менее даже приблизительной оценки оказалось достаточно, чтобы установить, что оксидная плёнка содержит водород, вклад которого может меняться по отношению к общему содержанию водорода в образце.

Второй этап работы заключался в разработке и изготовлении устройства для механического удаления оксидной плёнки (рис. 2.10).

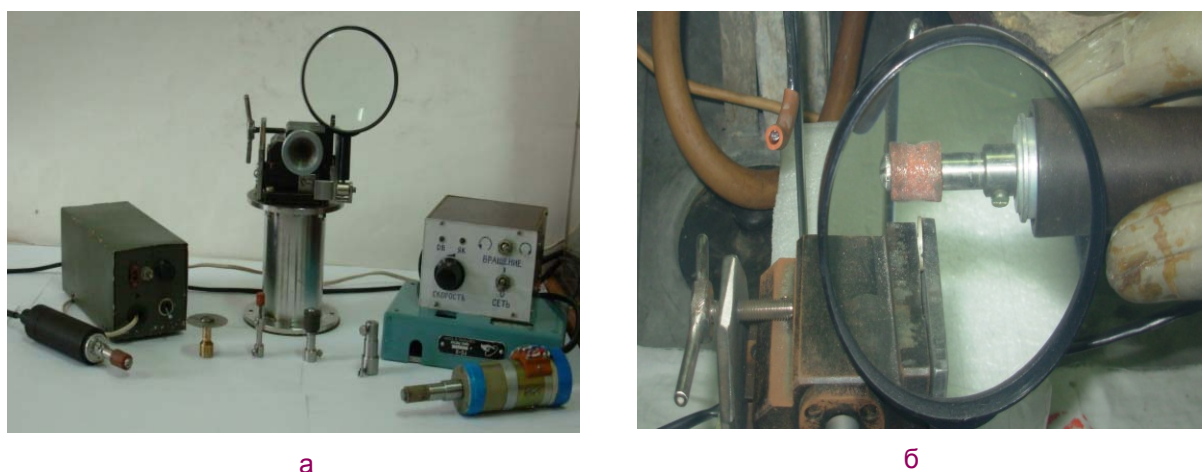


Рис. 2.10. Внешний вид устройств (а) и (б) для механического удаления оксидной плёнки

Исследования проводили как на кольцевых образцах из твэлов после удаления топлива, так и на плоских образцах из уголков каркаса и других элементов конструкций (рис. 2.11).



Рис. 2.11. Внешний вид образцов до (а, в) и после (б, г) удаления оксидной плёнки

При таком способе удаления оксидной плёнки необходимо было исследовать по несколько образцов с одного и того же участка оболочки или другого изделия. Содержание водорода в оксидной плёнке определяли вычитанием массовой доли водорода, содержащегося в образце с удалённой оксидной плёнкой, из общего количества водорода в соседнем исходном образце (табл. 2.1).

Таблица 2.1

Результаты определения массовой доли водорода в облучённых образцах

Параметр	Облучённый образец		
	№ 1	№ 2	№ 3
Толщина оксида, мкм (наружный слой/внутренний слой)	30/27	31/24	30/32
Массовая доля водорода, % (металл + оксид)	0,0150	0,0209	0,0329
Массовая доля водорода, % (оксид)	0,0045	0,0023	0,0084

Обращает на себя внимание тот факт, что для разных образцов содержание водорода в оксиде различное, и в данном случае массовая доля водорода в оксидной плёнке не зависит от толщины плёнки, в то время как известны и другие данные [1].

Иногда уже внешний вид поверхности исходных образцов (рис. 2.12) указывает на то, что для определения содержания водорода в металле необходимо удалять оксидную плёнку или каким-то другим способом исключать её вклад из общего количества водорода, измеренного в образце.



Рис. 2.12. Внешний вид исходных образцов № 1 (а), 2 (б), 3 (в)

Массовая доля водорода в исходных образцах № 1, 2, 3 составляет 0,0076; 0,0190; 0,0272 % соответственно (рис. 2.13).



Рис. 2.13. Внешний вид образцов № 4 (а), 5 (б), 6 (в)

Действительно, после полного удаления оксидной плёнки с исходных образцов (см. рис. 2.13, в) содержание водорода в металле оказалось почти в 3,5 раза меньше (табл. 2.2).

Таблица 2.2

**Результаты определения массовой доли водорода в образцах
в зависимости от состояния их поверхности**

Характеристика образца	Облучённый образец		
	№ 4	№ 5	№ 6
Состояние поверхности образца	С оксидной плёнкой	Оксидная плёнка удалена частично	Оксидная плёнка удалена полностью
Массовая доля водорода, %	0,0190	0,0106	0,0056

Следует отметить, что способ удаления окисной плёнки механическим путём является трудоёмким, а при работе с облучёнными образцами — это ещё и увеличение дозовых нагрузок на персонал. Кроме того, в защитном боксе визуально не всегда удаётся объективно оценить полноту удаления оксида и тогда требуется повторная операция зачистки поверхности, но уже на другом аналогичном образце (см. табл. 2.2). При этом практический опыт показывает, что даже два образца, вырезанные из одного и того же облучённого изделия, не являются абсолютно идентичными с точки зрения содержания в них водорода.

На третьем этапе работы изучали возможность определения содержания водорода отдельно в оксидной плёнке и металле без предварительного удаления оксида. Основанием для работы в этом направлении являлся тот факт, что водород из оксида выделялся при меньшей температуре, чем из металла, но сами исследования стали возможными только после пуска в эксплуатацию в 2013 году новой модели газоанализатора «ELTRA» ОН-900, программное обеспечение которого позволяет проводить ступенчатый нагрев образца. Наряду с этим новый газоанализатор имеет ещё целый ряд преимуществ. Наличие генератора азота, вырабатывающего особо чистый газ-носитель азот (заменивший аргон), способствует повышению воспроизводимости результатов за счёт исключения нестабильной составляющей, связанной с качеством аргона. Более чувствительный детектор теплопроводности позволяет снизить предел обнаружения и погрешность результатов анализа. Использование двойного тигля улучшает воспроизводимость результатов анализа в связи с более равномерным нагревом образца.

Комплекс дополнительных исследований позволил разработать новый алгоритм проведения анализа.

Процесс анализа в данном случае проходит две стадии:

- ◆ на первой стадии образец массой 150–250 мг помещают в загрузочное устройство печи газоанализатора, откуда в ходе анализа он попадает в предварительно дегазированный графитовый тигель, нагретый до температуры, необходимой для выделения водорода только из оксидной плёнки без расплавления образца;

- ◆ вторая стадия заключается в экстракции водорода из металла этого же образца, только происходит это при более высокой температуре в присутствии плавня (олова). Водород, выделившийся как на первой, так и на второй стадиях процесса анализа, после очистки от оксидов углерода поступает в детектор теплопроводности. Аналитическая программа обеспечивает возможность графически отображать процесс выделения водорода из образца и проводить обработку результатов измерений в выбранных единицах массовой доли (% или ppm).

Большой объём исследований и всесторонний анализ всех результатов, в том числе и полученных ранее, подтвердили правомерность предложенного алгоритма определения содержания водорода в облучённых циркониевых образцах методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа (табл. 2.3).

Таблица 2.3

Результаты определения массовой доли водорода в образцах после удаления оксидной плёнки

Номер образца	Массовая доля водорода в металле, %	
	При удалении оксидной плёнки механическим способом	При удалении водорода из оксида методом ступенчатого нагрева
1	0,0040	0,0040
2	0,0058	0,0052
3	0,0056	0,0057

На основании проведённых исследований установлено, что оксидная плёнка на облучённых изделиях из циркониевых сплавов может содержать различное количество водорода, которое не всегда коррелирует с толщиной оксида. Это означает, что степень гидрирования циркониевых материалов в процессе эксплуатации или испытаний в ядерном реакторе следует оценивать по содержанию водорода только в металле, что позволит проводить корректное сопоставление результатов газового и металлографического анализов.

*Г.В. Шишалова, Г.П. Кобылянский,
А.А. Шельдяков, А.М. Новиков*

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С ВЫСОКИМ ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА В УСЛОВИЯХ ПРОЕКТНОЙ РЕАКТИВНОСТНОЙ АВАРИИ

Для экспериментального обоснования значений среднерадимальной энтальпии топлива, соответствующей порогу разгерметизации оболочки, используемой в качестве критерия безопасности при лицензировании топлива водо-водяного энергетического реактора, на быстром импульсном графитовом реакторе проведено испытание трёх

рефабрикованных твэлов в режиме, имитирующем аварию с неконтролируемым возрастанием реактивности.

Рефабрикованные твэлы изготовлены из штатного тепловыделяющего элемента реактора ВВЭР-1000, облучённого на первом блоке Калининской атомной электростанции (рис. 2.14).

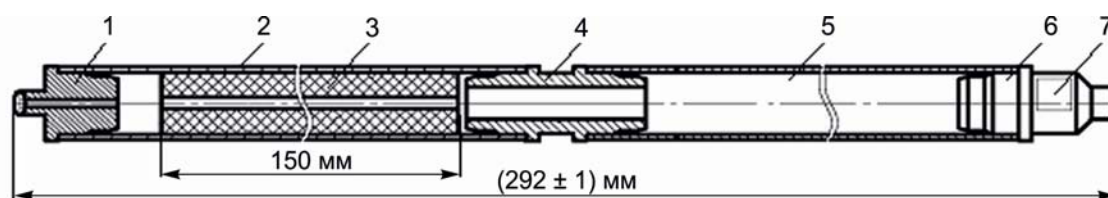


Рис. 2.14. Схема рефабрикованного твэла: 1 — концевик; 2 — фрагмент полномасштабного твэла; 3 — топливный сердечник; 4 — переходник; 5 — компенсационный объём; 6 — верхняя заглушка; 7 — место нанесения маркировки твэла

Главной особенностью твэлов было повышенное ($77,7$ МВт·сут/кгU) выгорание топлива. Твэлы испытаны в ампулах, заполненных неподвижной водой комнатной температуры при атмосферном давлении, в условиях короткого (примерно 3 мс) импульса мощности.

После реакторных исследований твэлов были нацелены на выявление механизма разгерметизации оболочки и измерение параметров твэлов, необходимых для наполнения базы экспериментальных данных, используемой для лицензирования топлива водо-водяного энергетического реактора и проверки кода РАПТА-5.2, разработанного для расчётов поведения твэлов в условиях реактивностной аварии.

В результате исследований установлена разгерметизация оболочки одного твэла из рефабрикованных твэлов, испытанного при максимальном значении заданного интервала энтальпии топлива. Разгерметизация произошла вследствие образования разрыва оболочки под действием давления заполняющего газа (рис. 2.15). Оболочки двух рефабрикованных твэлов сохранили герметичность.

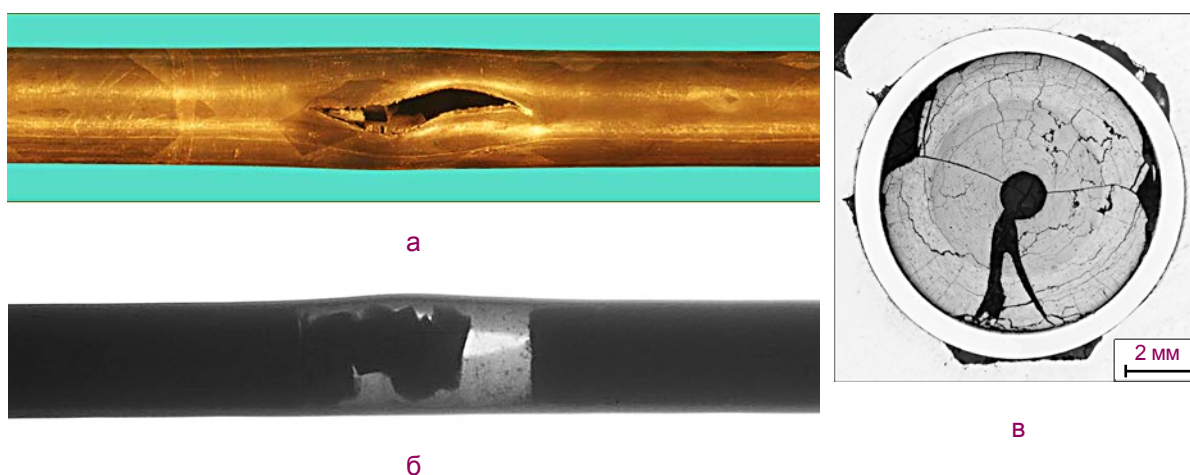


Рис. 2.15. Внешний вид (а), рентгенорадиограмма (б) участка разрыва оболочки твэла, структура топлива вблизи участка разрыва (в)

По результатам послереакторных исследований твэлов выявлены следующие особенности поведения высоковыгоревшего топлива в условиях реактивной аварии:

- ◆ изменение характера разгерметизации оболочки от множественных её разрывов, наблюдавшихся в твэлах с плотным контактом топлива с оболочкой и выгоранием примерно 60 МВт-сут/кгU, до одиночного разрыва, вызванного давлением заполняющего газа;
- ◆ изменение фрагментации топлива, заключающееся в образовании многочисленных тангенциальных трещин вместо фрагментации преимущественно радиальными трещинами, наблюдавшейся в твэлах с меньшим выгоранием;
- ◆ диспергирование топлива через разрыв на участке максимальной деформации оболочки как результат повышенной фрагментации топлива;
- ◆ разгерметизация оболочки при малой окружной деформации на участке разрыва, указывающая на увеличение механического взаимодействия топлива с оболочкой на начальной стадии аварии.

*И.Н. Волкова, А.В. Горячев,
И.А. Иванова, Л.В. Куреева, О.Н. Никитин,
Ю.И. Пимонов, С.С. Сагалов, А.С. Хренов*

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ С ГАДОЛИНИЕМ СБОРКИ ТВСА-5М РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Технико-экономические показатели и безопасность эксплуатации ядерного реактора зависят от способа компенсации избыточной реактивности. Раньше в реакторе ВВЭР-1000, наряду с борной кислотой, в тепловыделяющую сборку помещали стержни с выгорающим поглотителем. Такая концепция имеет ряд недостатков, которые удаётся в значительной степени исключить при интегрировании выгорающего поглотителя в топливо. Наиболее подходящим поглотителем для реакторов типа ВВЭР-1000 является гадолиний [1].

Исследованные твэги эксплуатировали в составе сборки ТВСА-5М на Калининской АЭС в течение пяти топливных кампаний. Время работы составило 1568 эфф. сут, расчётные значения среднего выгорания топлива в твэгах составляют 57,7–60,6 МВт-сут/кгU. Оболочки и концевые детали твэлов и твэгов изготовлены из сплава Э110. Топливные таблетки диоксида урана с массовой долей Gd_2O_3 , составляющей 5 %, имеют центральное отверстие и фаски. Твэл (твэг) заполнен гелием с избыточным давлением, герметизация выполнена с помощью сварки КСС-2.

Удлинение уран-гадолиниевых топливных сердечников заметно выше, чем урановых (рис. 2.16), что является типичным для всех исследованных ТВС. Большое удлинение уран-гадолиниевого сердечника, по-видимому, обусловлено более высоким распуханием указанного топлива по сравнению с диоксидом урана.

При одинаковых значениях выгорания удлинение твэгов меньше, чем твэлов, что наблюдалось и для других исследованных тепловыделяющихборок. Так как скорость распухания уран-гадолиниевого топлива больше, контакт между топливом и оболочкой наступает раньше, чем в твэлах. После возникновения контакта скорость

удлинения резко падает, поэтому у твэгов она замедляется, а у твэлов остаётся прежней.

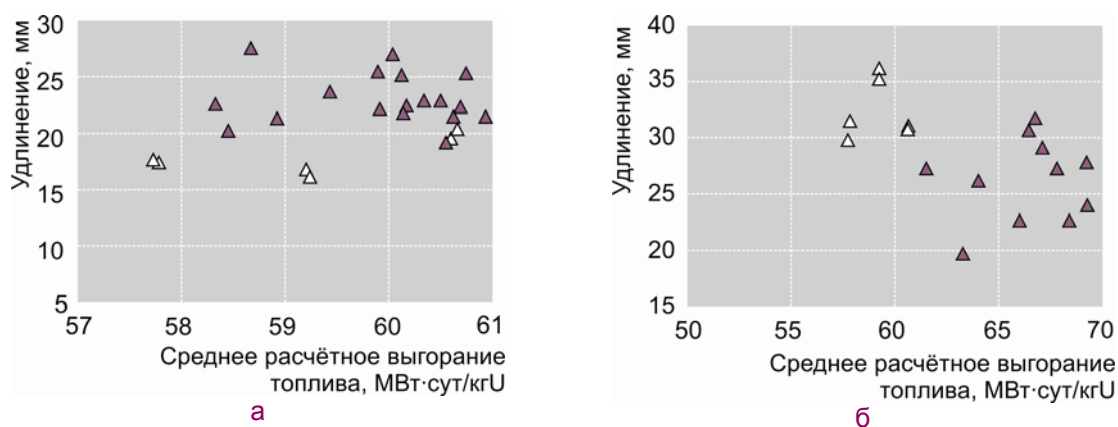


Рис. 2.16. Зависимость удлинения твэгов (▲) и твэлов (△) сборки ТВСА-5М (а) и их топливных сердечников (б) от среднего расчётного выгорания топлива

Между топливом и оболочкой почти по всей длине сердечника наблюдается плотный контакт. Значение обратной деформации оболочек твэгов на локальном участке достигает 80 мкм (0,89 %) при среднем значении, составляющим 45 мкм. Максимальная высота гофр на оболочках составляет 12 мкм, овальность оболочек на участке топливных сердечников не превышает 50 мкм.

Рекристаллизации топлива не произошло, на что указывает отсутствие существенного изменения размера зёрен как по сечению, так и по высоте топливного сердечника твэгов. Кроме концов сердечника на всех исследованных уровнях твэгов образовался *rim*-слой, толщина (120–150 мкм) которого слабо меняется в азимутальном направлении. По всему сечению таблетки, за исключением реструктурированной зоны, изменений параметров пористости не наблюдается: средний размер пор находится в интервале 0,41–0,53 мкм, пористость составляет 0,51–0,63 %. В *rim*-слое размер пор несколько меньше и составляет 0,36–0,48 мкм, в то время как пористость увеличена и достигает 8,5 % (рис. 2.17).

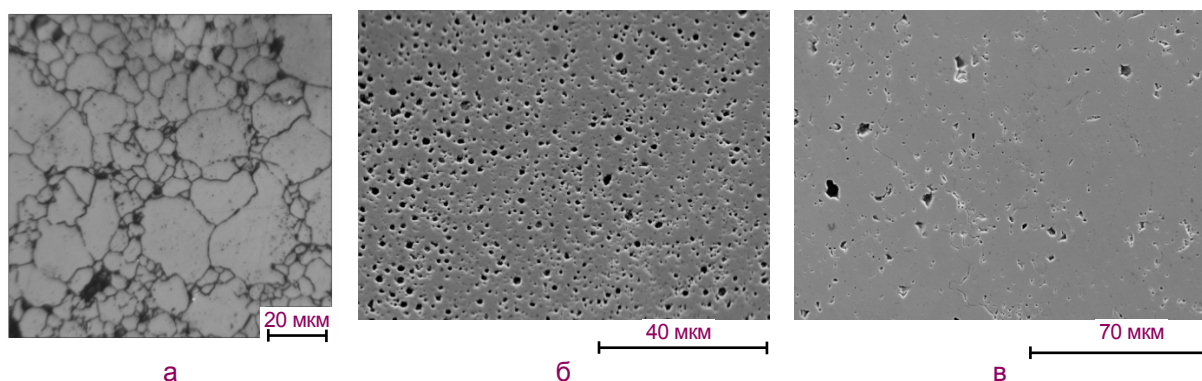


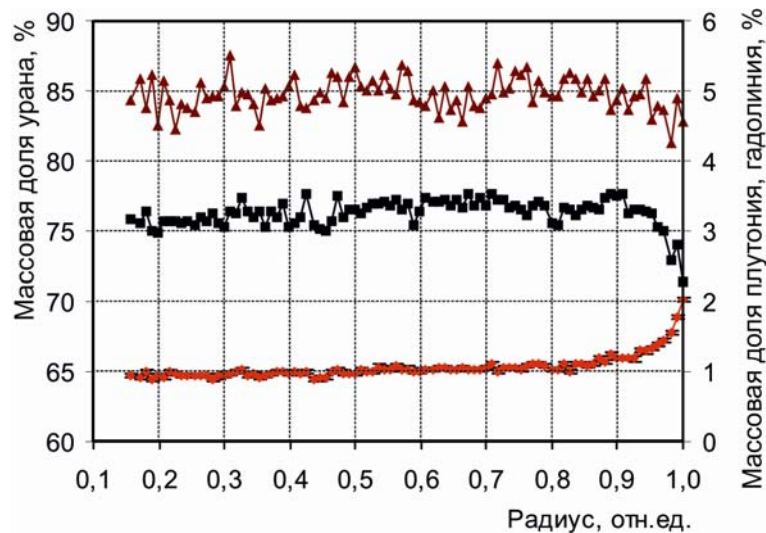
Рис. 2.17. Внешний вид структуры топлива после травления (а) и после полировки: *rim*-слой (б), середина радиуса таблетки (в)

Коррозионное состояние твэгов удовлетворительное. Нижние и верхние сварные соединения без аномалий. На отдельных участках наблюдаются следы слабого фреттинг-взаимодействия оболочек с пуклевками ячеек дистанционирующей решётки, где толщина оксидной плёнки по результатам измерений вихретоковым методом незначительно выше, чем на соседних участках. Плёнка плотно сцеплена с металлической основой, имеет равномерную по периметру толщину (до 8 мкм вне участков фреттинг-взаимодействия); расслоение и осыпание плёнки не наблюдается. По местопо-

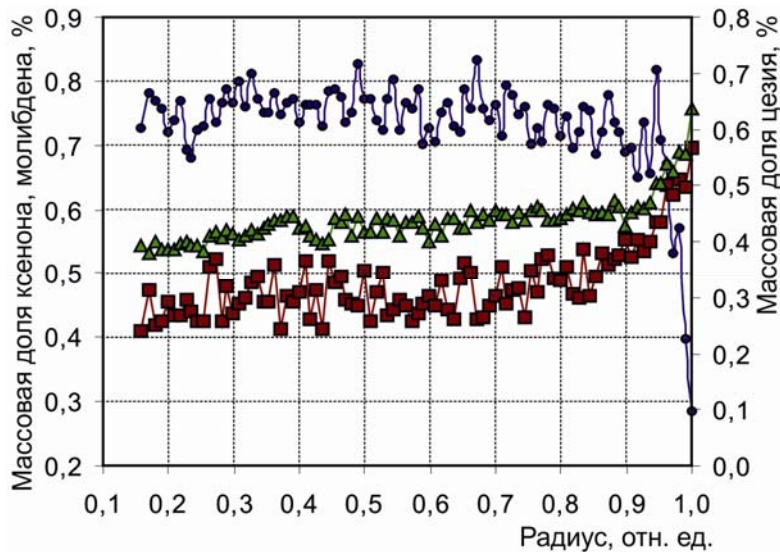
ложению основной части топливного сердечника твэгов внутренняя поверхность оболочки покрыта оксидной плёнкой (плотно сцеплённой с топливом), толщина которой составляет 6–10 мкм. Гидрирование оболочек твэгов незначительное.

По результатам гамма-сканирования на участках максимальной деформации растяжения оболочки твэга, как и по всей длине сердечника, осевого перераспределения летучего продукта деления цезия и других продуктов деления не установлено. Газовыделение из топлива не превышает 3 %.

Радиальные распределения урана, плутония, неодима, молибдена, цезия характерны для топлива высокого выгорания [2]. Уменьшение концентрации урана и увеличение концентрации остальных указанных элементов отражают повышенные значения наработки плутония и выгорания топлива в периферийной области. В распределении летучего продукта деления цезия, как и молибдена, не наблюдается отклонений от накопленного; при этом последний не образует металлических включений. Все это говорит о том, что температура была недостаточна для начала выхода цезия из матрицы топлива. Гадолиний распределён в топливе равномерно вдоль радиуса топливной таблетки, практически все значения попадают в диапазон отклонений $\pm 10\%$ (рис. 2.18).



а



б

Рис. 2.18. Распределения урана (■), плутония (◆), гадолиния (▲) и продуктов деления ксенона (●), молибдена (■), цезия (▲)

В центральной части таблетки концентрация ксенона равномерна и совпадает с расчётным значением, на периферии таблетки снижение концентрации ксенона связано с формированием *rim*-слоя.

Анализ результатов послереакторных исследований твэгов ТВС реактора ВВЭР-1000, эксплуатировавшихся до максимального выгорания топлива в сечении примерно 66 МВт-сут/кгU в штатных условиях, показал, что их ресурс не исчерпан по всем основным определяющим параметрам и свойствам.

Список литературы

- 1 Павлов В.И., Сидоренко В.Д., Ковшов Е.А., Поздняков Н.Э. Эффективность применения выгорающих поглотителей в ВВЭР-1000 // Атомная энергия, 1992. Т. 73, вып. 6. С. 466–470.
- 2 Электронно-зондовый рентгеноспектральный микроанализ топливных композиций ядерных энергетических реакторов / В.Н. Голованов, Ф.Н. Крюков, С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин. — Ульяновск: УлГУ, 2006. — 143 с.

*В.С. Поленок, Г.В. Шевляков,
О.Г. Сидоренко, И.Н. Волкова, О.Н. Никитин*

ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ТОПЛИВООБЕСПЕЧЕНИЯ РЕАКТОРА МБИР

Как известно, для реактора МБИР предусматривается концепция твэла с топливным сердечником из виброуплотнённого полидисперсного гранулята уран-плутониевого оксидного топлива с добавкой гранулированного металлического урана в качестве геттера кислорода для регулирования кислородного потенциала внутритвэльной среды. Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы, направленные на совершенствование конструкции твэла и технологии его изготовления и контроля, предусмотрены федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения».

Реакторные испытания и послереакторные исследования экспериментальных твэлов в этих работах имеют первостепенное значение.

Целью работы было получение экспериментальных данных, выявляющих и характеризующих влияние особенностей конструкции твэлов на радиационно-термические и физико-химические процессы при облучении.

Особенности конструкции твэлов заключались в следующем:

- ◆ топливный сердечник представлял собой механическую смесь диоксида урана и диоксида плутония (все твэлы);
- ◆ размещение геттера — металлического урана в виде порошка, равномерно распределённого в топливном сердечнике (твэл 1 с выгоранием $(4,7 \pm 0,2) \% \text{ т. а.}$);
- ◆ размещение геттера — металлического урана в виде порошка ниже топливного сердечника вместо теплоизолятора (твэлы 2 и 3 с выгоранием $(2,2 \pm 0,1)$ и $(5,0 \pm 0,1) \% \text{ т. а.}$ соответственно);
- ◆ использование в качестве теплоизоляторов вставок цилиндрической формы из сплава Zr-1 \% Nb (Э110) вместо таблеток из UO_2 , расположенных ниже — твэл 4 с выгоранием $(2,9 \pm 0,2) \% \text{ т. а.}$ и выше — твэл 5 с выгоранием $(2,9 \pm 0,2) \% \text{ т. а.}$ топливного сердечника.

Твэлы были облучены в разборной тепловыделяющей сборке примерно при одинаковых условиях. Так как облучение осуществлялось в два этапа, отличающимся параметром было значение выгорания в разных группах твэлов.

Особенности состояния топливного сердечника, изготовленного методом виброуплотнения из механической смеси диоксида урана и диоксида плутония. Основное отличие топлива будущего реактора МБИР — почти полное отсутствие в нём ^{235}U как делящегося компонента. Таким образом, виброуплотнённый топливный сердечник твэла реактора МБИР будет представлять собой совокупность гранул различного фракционного состава, одна часть из которых — UO_2 , а другая — PuO_2 (в соотношении примерно 60 и 40 % соответственно). Кроме того, в составе топливного сердечника будет гранулированный металлический уран с массовой долей 7 % от общей загрузки. Поскольку энерговыделение будет происходить в основном в гранулах PuO_2 , необходимо обеспечить приемлемую равномерность их распределения по всему объёму топливного сердечника (как по длине, так и в поперечном сечении). В том случае, если гранулы UO_2 и PuO_2 будут различного фракционного состава (что наиболее вероятно), равномерность распределения основного делящегося компонента, ^{239}Pu , будет связана с равномерностью распределения различных фракций.

Результаты исследования макроструктуры топлива в различных сечениях твэлов выявили неравномерность распределения фракционного состава по высоте топливного сердечника в твэле 2. В частности, макроструктура поперечных сечений твэлов и снимки альфа-радиографии свидетельствуют, что в нижней части топливного сердечника твэла 2 было повышенное содержание мелкой фракции и повышенное содержание плутония (рис. 2.19). При использовании плутония в качестве основного делящегося компонента в механической смеси UO_2 и PuO_2 это может быть причиной локальных перегревов топлива, поэтому необходима разработка мероприятий по совершенствованию технологического процесса изготовления твэлов.

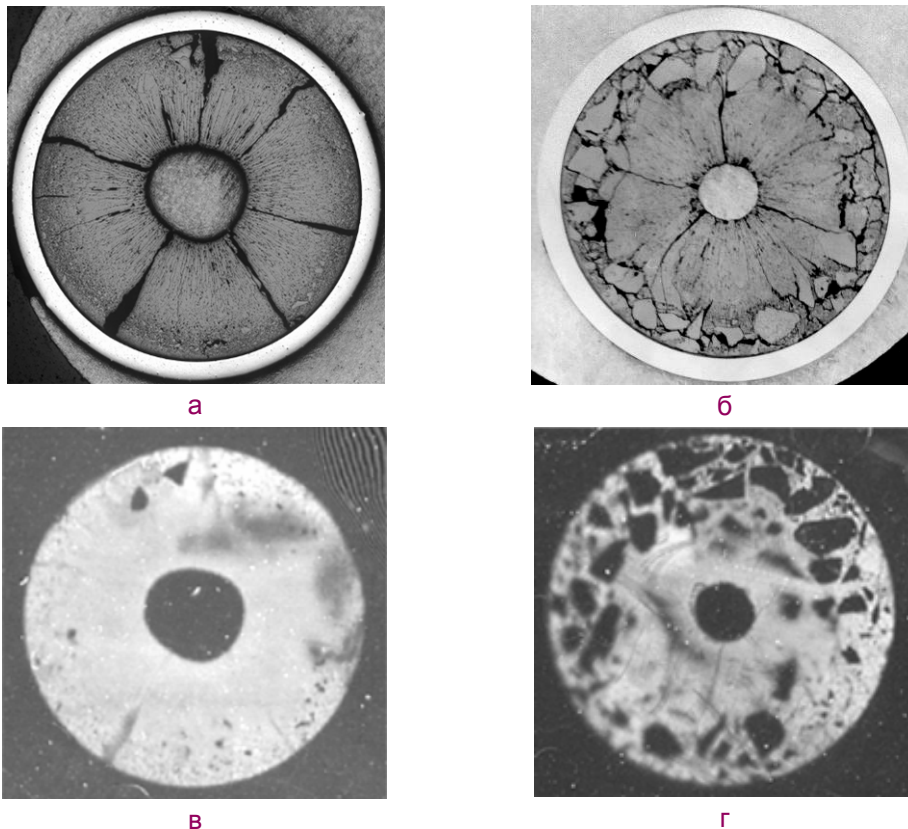


Рис. 2.19. Макроструктура (а, б) и альфа-радиография (в, г) поперечных сечений твэлов 2 и 3 на расстоянии 20 мм от низа топливных сердечников

Роль металлического урана, размещённого в виде порошка ниже топливного сердечника, исследовалась в двух аспектах:

1. Какова эффективность размещённого таким образом порошка урана в качестве геттера кислорода?

2. Может ли металлический порошок урана, окисляясь, создавать напряжение в оболочке?

Результаты исследований состояния порошка урана после облучения методами металлографии, сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа показали, что степень окисления его в процессе облучения до максимального выгорания в твэлах 2,2 и 5,0 % т. а. незначительная и не могла повлиять существенным образом на понижение стехиометрии топлива во всём объёме сердечника. Косвенным свидетельством того является масштаб коррозионного поражения оболочек таких твэлов (твэлы 2 и 3) в отличие от оболочки твэла, в котором металлический порошок урана (твэл 1) распределён в топливном сердечнике (рис. 2.20).

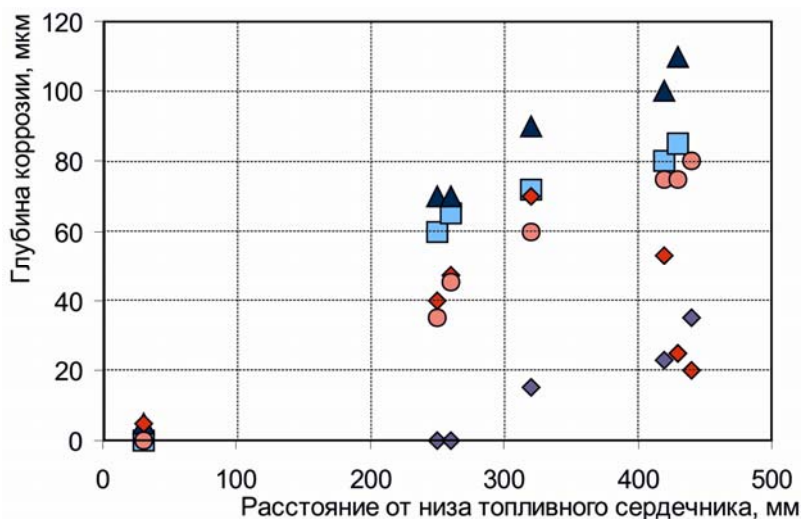


Рис. 2.20. Глубина коррозии оболочек в разных сечениях по высоте твэлов:
1 (◆); 2 (■); 3 (▲); 4 (○); 5 (◆)

Но даже при таком незначительном окислении вследствие увеличения объёма порошок урана оказывает механическое давление на оболочку твэла, создавая в ней напряжение, приводящее к локальному увеличению диаметра по высоте твэла (рис. 2.21).

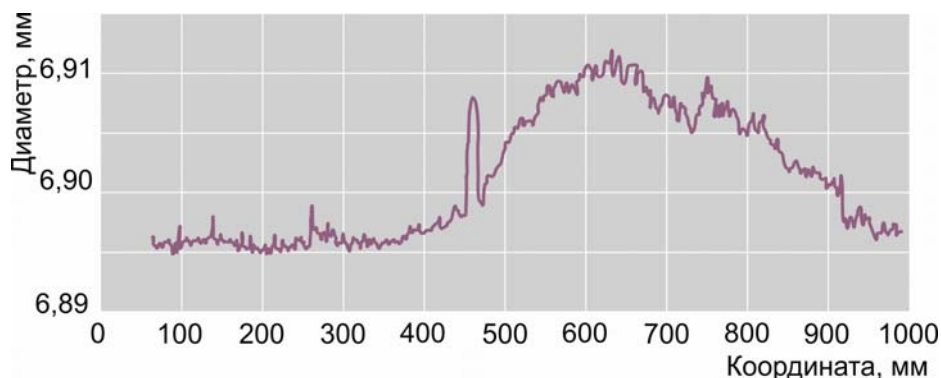


Рис. 2.21. Изменение диаметра по высоте твэла 3

Использование вставок из сплава Zr–1 %Nb ниже и выше топливного сердечника. Показано, что вставка, расположенная выше топливного сердечника, при работе твэла взаимодействует с кислородом. Поверхность вставки окисляется; при микроанализе регистрируется повышенное содержание кислорода в образовавшихся фазах, в некоторых из них содержание кислорода и циркония близко к их содержанию в оксиде циркония ZrO_2 . Кислород с массовой долей до нескольких процентов регистрируется в приповерхностных областях самого сплава, что свидетельствует о поглощении (растворении) кислорода сплавом без образования фаз. Эффект поглощения кислорода вставкой из сплава циркония сказался благоприятным образом на уменьшении глубины коррозии оболочки в результате физико-химического взаимодействия с топливом. Но проявляется этот эффект только в верхней части топливного сердечника вблизи вставки, то есть свойством дальнего действия он не обладает (см. рис. 2. 20, данные для твэла 5).

Вставка, расположенная ниже топливного сердечника, при работе твэла также взаимодействует с кислородом; качественно характер взаимодействия такой же, однако в количественном выражении эффект значительно слабее. Не отмечено также её влияния на коррозию оболочки твэла (см. рис. 2.20, данные для твэла 4).

*В.А. Жителев, Е.А. Звир,
Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин,
С.В. Кузьмин, А.В. Строжук, Г.В. Шевляков*

КОРРОЗИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ В ВОДЕ ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ 350 °С ОБЛУЧЁННЫХ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

Целью данной работы являлось изучение влияния структурных и фазовых изменений при нейтронном облучении материалов на скорость коррозии штатных (Ш) и модифицированных циркониевых сплавов. Объектами исследования были облучённые при температуре 330 °С до флюенса нейтронов $2 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ ($E_n > 0,1 \text{ МэВ}$) штатные и перспективные циркониевые сплавы Э110 и Э635, а также разрабатываемые сплавы на основе циркония–ниобия–олова–железа–кислорода. Коррозионные испытания проводили в дистанционном автоклаве при температуре 350 °С (рис. 2.22) в растворе на основе дистиллированной воды, содержащей литий и бор с концентрацией 10^{-2} мг/см^3 и $1,565 \text{ мг/см}^3$ соответственно. Через каждые 60 сут испытаний образцы взвешивали, а после финальной стадии дополнительно проводили структурные исследования.

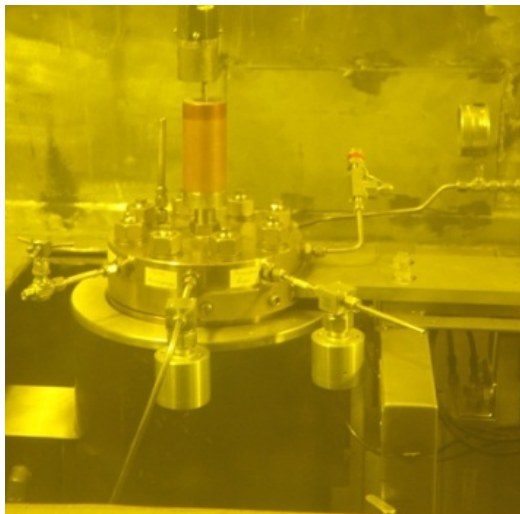


Рис. 2. 22. Внешний вид автоклава, размещённого в защитной камере

Результаты электронно-микроскопических исследований показали, что отжига микроструктуры облучённых при температуре 350 °С образцов при выдержке в течение 240 сут практически

не происходит. Отмечено лишь незначительные изменения концентрации легирующих компонент в выделениях второй фазы (рис. 2.23, б), а также появление фрагментов дислокационной сетки (см. рис. 2. 23, а).

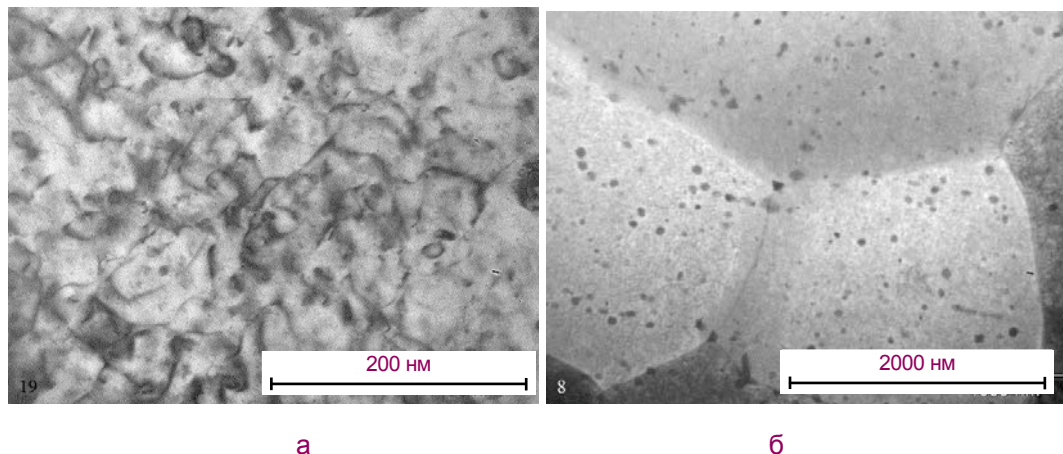


Рис. 2.23. Изображение радиационно-индуцированных дислокационных петель с элементами сетки (а) и выделений вторых фаз (б) в облучённом сплаве Э110-Ш после коррозионных испытаний

Результаты испытаний в автоклаве показали однозначное влияние облучённой структуры на коррозию разных сплавов. Было установлено, что толщина оксидной плёнки на облучённых образцах сплава Э635-Ш больше, чем на образцах-свидетелях, а на образцах сплава Э110-Ш наблюдается обратная тенденция: толщина оксидной плёнки больше на образцах-свидетелях (рис. 2.24).

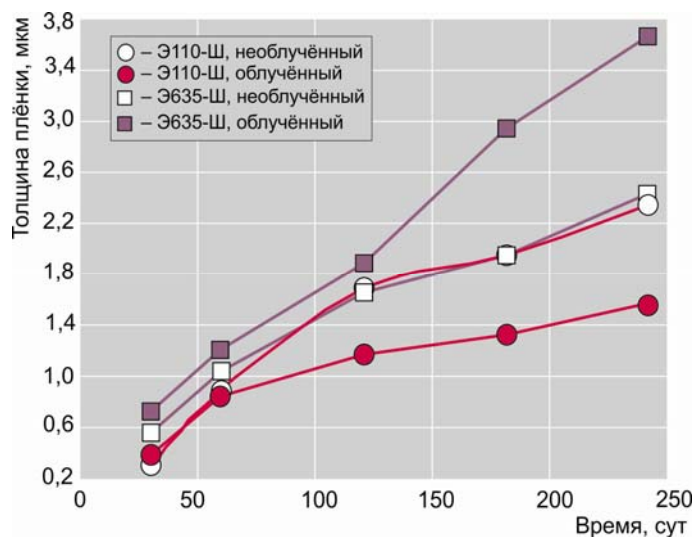


Рис. 2.24. Зависимость изменения толщины оксидной плёнки облучённых образцов и образцов-свидетелей от времени испытания в автоклаве

Это свидетельствует о том, что изменения в структуре, возникшие в результате облучения, замедляют скорость коррозии сплава Э110-Ш и, напротив, увеличивают скорость коррозии сплава Э635-Ш. Прямые измерения толщины оксидных плёнок на металлографических шлифах подтвердили отмеченную ранее закономерность (рис. 2.25).

Положительное влияние облучённой структуры на скорость коррозии наблюдали также на сплавах Zr–Nb с содержанием ниобия до 2,5 %Zr (сплавы Э110-О, Э110-М, Э125-О). Напротив, почти все образцы из сплавов, изготовленных на основе системы циркония–ниобия–олова–железа с различной концентрацией легирующих элементов, подвержены большому коррозионному воздействию. Снижение содержания олова до 0,4–0,6 % в сплавах этой системы приводит к повышению коррозионной стойкости.

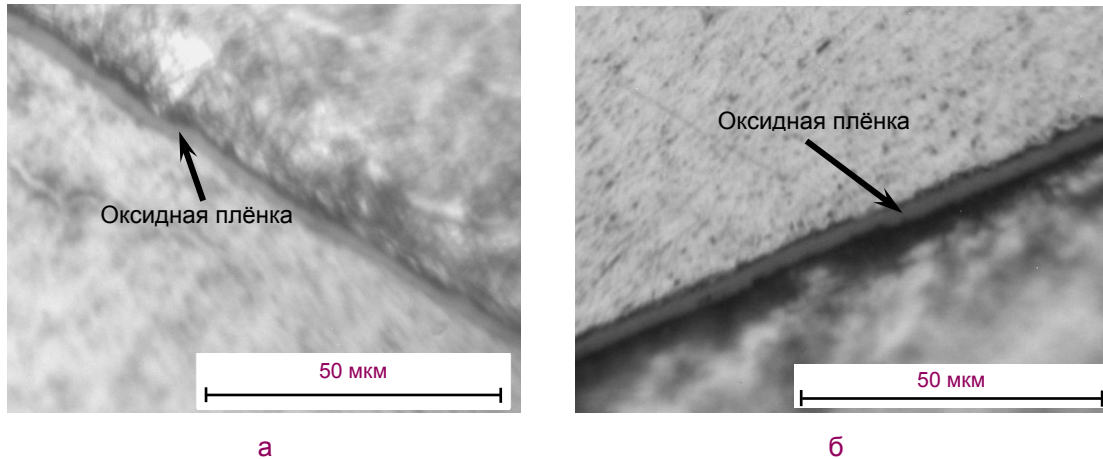


Рис. 2.25. Изображение оксидной плёнки на облучённых образцах из сплава Э110-Ш (а) и сплава Э635-Ш (б) после коррозионных испытаний в течение 240 сут

Полученные результаты будут использованы для оптимизации содержания легирующих элементов ниобия, железа, олова в сплавах на основе циркония с целью повышения их сопротивления равномерной коррозии.

Работа выполнена совместно с АО «ВНИИНМ».

А.С. Покровский, А.В. Обухов

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ТВЭЛА С УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ ТИПА ТОПЛИВА РЕАКТОРА БРЕСТ ПОСЛЕ ПЕРВОГО ЭТАПА ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

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 2014 году проведены исследования экспериментального твэла — макета твэла реактора БРЕСТ-ОД-300 после первого этапа облучения в реакторе БОР-60.

Во время облучения были достигнуты следующие эксплуатационные параметры:

Максимальное выгорание топлива, % т. а.	1,33 ± 0,06
Максимальная линейная тепловая мощность, Вт/см	348 ± 13
Повреждающая доза стали, сна	18,7 ± 1,0

Максимальная температура оболочки твэла, °С 610 ± 15
 Максимальная температура топлива, °С 1170 ± 50

Целью послереакторных исследований твэла было получение экспериментальных данных об изменении характеристик топлива и оболочки на ранней стадии облучения для обоснования безопасности испытаний твэлов в реакторе БН-600 и верификации расчётных кодов.

Исследование твэла неразрушающими методами не выявило каких-либо аномалий или особенностей в его состоянии. По результатам визуального осмотра рентгеновской радиографии и гамма-сканирования (рис. 2.26) оболочка твэла и топливный сердечник сохранили свою целостность и форму; значимых дефектов в топливных таблетках не обнаружено. Все детали твэла расположены в соответствии с конструкторской документацией, смещения и формоизменения деталей не установлено.

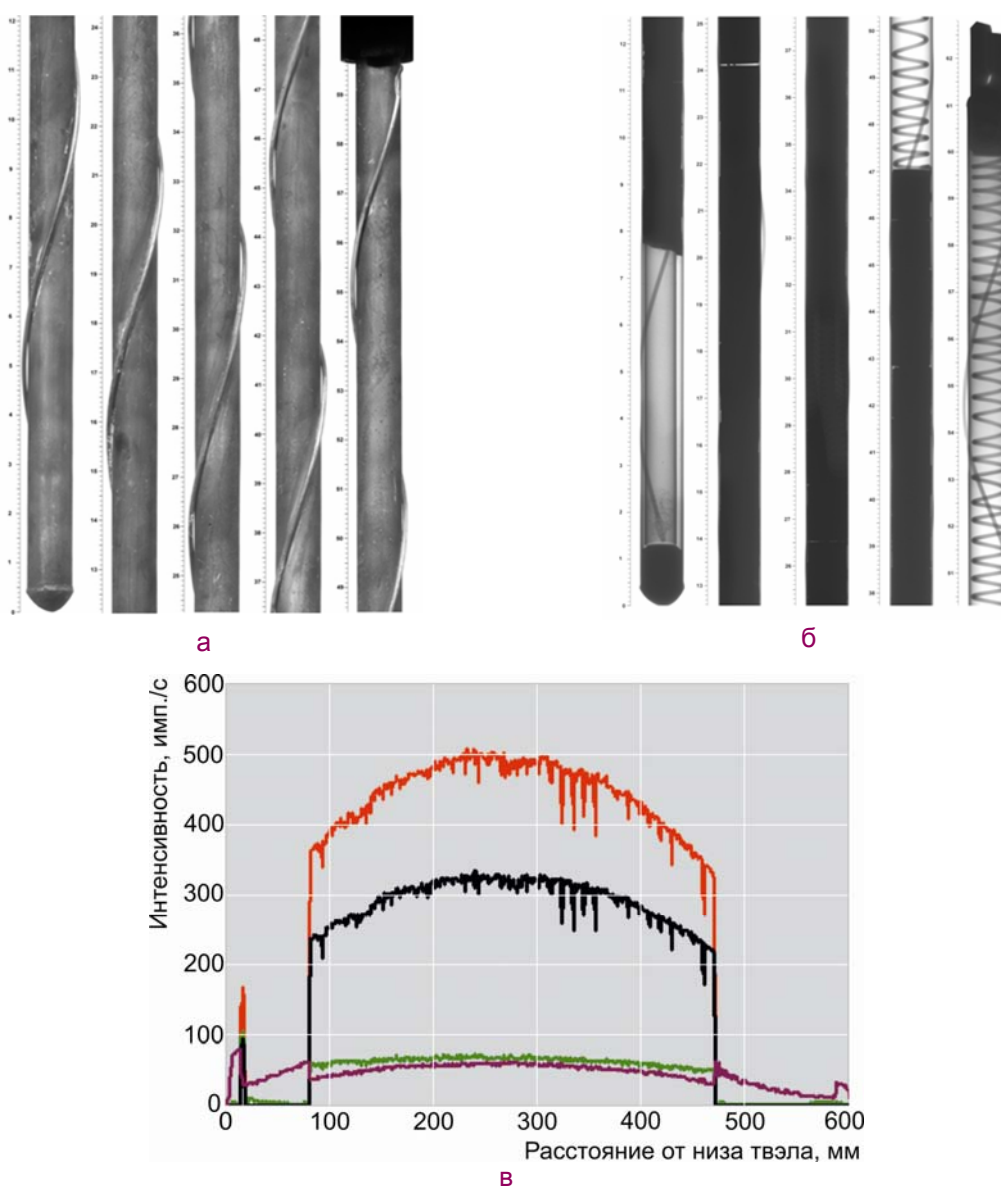


Рис. 2.26. Внешний вид (а), рентгеновское изображение (б) и результаты гамма-сканирования твэла (в): ^{103}Ru (—), ^{137}Cs (—), ^{95}Zr (—), ^{54}Mn (—)

Удлинение топливного сердечника незначительное. Герметичность твэла подтверждена данными по проколу и анализу количества и состава газа под оболочкой. Результаты

сравнения количества газообразных продуктов деления ксенона и криптона в свободном объёме твэла с расчётными данными по их наработке при облучении показали, что их выход из топлива составил около 5 %.

В результате исследований твэла разрушающими методами получен комплекс экспериментальных данных: об изменении состояния уран-плутониевого нитридного топлива, включая изменения геометрических параметров таблетки, плотности, открытой и закрытой пористости, микроструктуры; о накоплении и перераспределении продуктов деления и их роли в распухании топлива. Также получен комплекс экспериментальных данных о механических свойствах и коррозионном состоянии оболочек твэлов из стали марки ЭП823-Ш, рассматриваемой в качестве материала оболочек твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300.

Изменения плотности топлива, диаметра таблеток и зазора между топливом и оболочкой незначительные. Микроструктура топлива после облучения в целом соответствует микроструктуре данной партии топлива в исходном состоянии; фазовых выделений, содержащих продукты деления, не выявлено (рис. 2.27, а, б). Образование мелких преимущественно зернограничных пор, сопровождающееся выходом газообразных продуктов деления из твёрдого раствора и увеличением пористости топлива от исходных значений 15–16 до 18–19 %, произошло лишь в сечениях твэла вблизи максимальных значений выгорания и температуры топлива. Миграции и перераспределения твёрдых продуктов деления, а также урана и плутония вдоль радиуса таблеток не обнаружено. Микротвёрдость топливной композиции зависит от температуры облучения и изменяется как по высоте твэла, так и по радиусу таблеток. Значения микротвёрдости, соответствующие максимальной и минимальной температуре топлива, равны $(4266 \pm 157) \cdot 10^6$ Па ((435 ± 16) кгс/мм²) и (7894 ± 716) Па ((805 ± 73) кгс/мм²) соответственно.

Обнаружена коррозия внутренней поверхности оболочки твэла (см. рис. 2.27, в), классифицируемая как общая коррозия неравномерного типа. Максимальная выявленная толщина слоя продуктов коррозии около 50 мкм. По элементному составу продукты коррозии представляют собой смесь компонентов материала оболочки и кислород. Азота и продуктов деления топлива в них не выявлено.

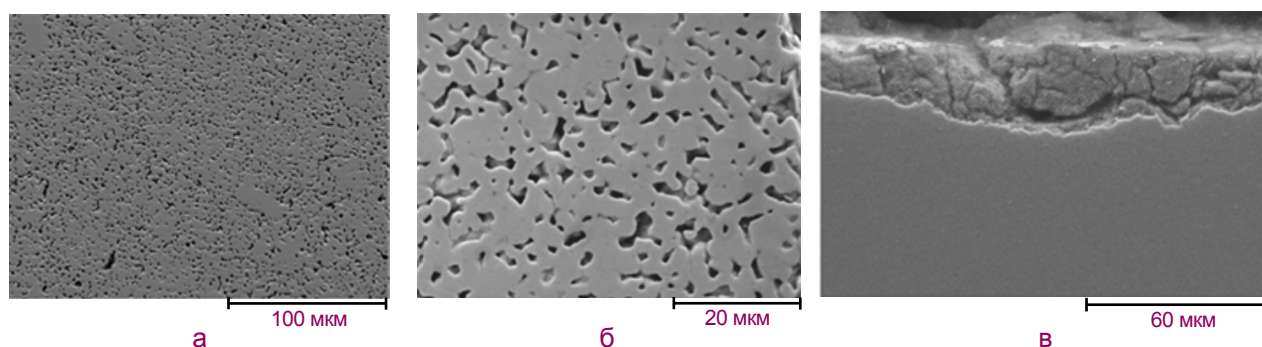


Рис. 2.27. Электронно-микроскопические изображения микроструктуры облучённого нитридного топлива при разном увеличении (а, б) и внутренней поверхности оболочки твэла (в)

Материал оболочки твэла на большей части её длины сохранил высокие механические свойства, но в области, соответствующей низу топливного сердечника, часть образцов показала низкие значения механических характеристик. Результаты фрактургических исследований поверхностей разрушения образцов после механических испытаний показали, что причиной разброса данных по прочности материала оболочек твэлов может быть неоднородность исходной микроструктуры, связанная с особенностями технологии прокатки или термообработки при изготовлении твэльной трубы.

П.И. Гринь, В.А. Жителев, Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков,
С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин, А.В. Строжук

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ И ТВЭЛОВ С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600 ДО МАКСИМАЛЬНОГО ВЫГОРАНИЯ 10,4 % И ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ 79 СНА

Реакторные испытания и послереакторные исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки проводили с целью получения экспериментальных результатов для обоснования эффективности усовершенствованной технологии изготовления твэлов с виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом, предусматривающей использование откорректированной процедуры формирования топливного сердечника и контроль распределения порошка металлического урана по его длине.

Результаты исследований показали, что применение усовершенствованной технологии значительно повысило равномерность распределения фракционного состава топлива и плутония как по высоте, так и по сечению твэлов. Материаловедческие исследования продемонстрировали воспроизводимость микроструктур топлива от твэла к твэлу с практически идеально сформировавшимся центральным отверстием по оси твэла (рис. 2.28, а), чего никогда не наблюдалось ранее в твэлах с виброуплотнённым топливом после облучения в реакторе БН-600.

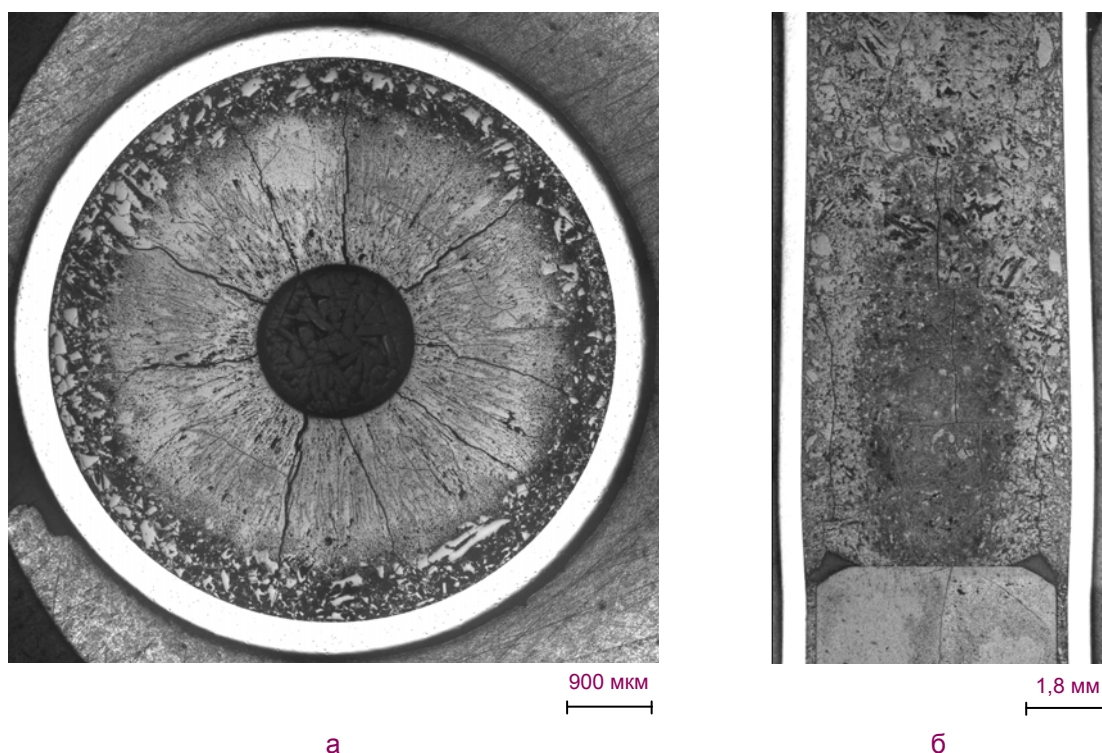
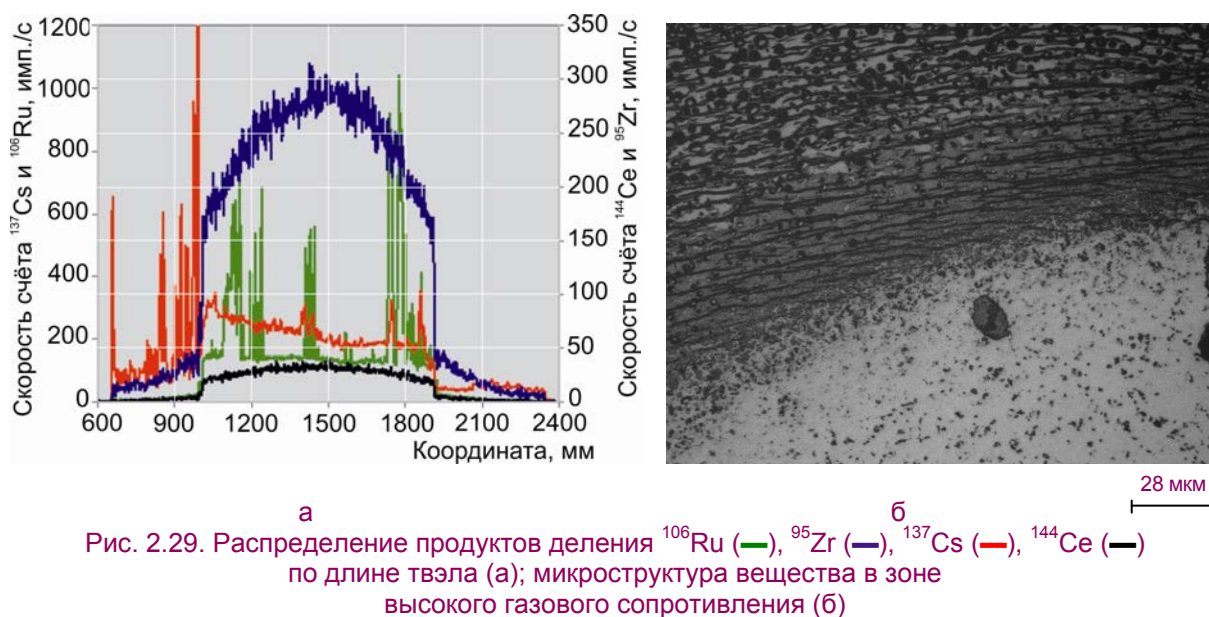


Рис. 2.28. Вид поперечного шлифа твэла из центральной области по высоте топливного сердечника (а) и продольного шлифа твэла в месте локального увеличения диаметра (низ топливного сердечника) (б)

В то же время установлено наличие известных ранее для твэлов с виброуплотнённым топливом аномалий.

Одна из них связана с технологией виброуплотнения и заключается в неравномерности распределения геттера (металлического урана) по высоте топливного сердечника. Повышенная концентрация металлического урана в нижней части топливного сердечника на границе с термоизолирующей таблеткой вызывает локальное увеличение диаметра оболочки твэла (см. рис. 2.28, б). При исследовании данной экспериментальной тепловыделяющей сборки не было выявлено ограничений работоспособности твэлов в связи с этим явлением, но ранее факты разгерметизации оболочек в области локального увеличения диаметра наблюдались.

Вторая аномалия связана с природой оксидного топлива с низким кислородным потенциалом. Данная аномалия заключается в миграции цезия из топливного сердечника, в основном, в зону нижнего торцевого экрана (на высоте 996 мм от низа твэла) с образованием зон высокого газового сопротивления в зазоре между таблеткой торцевого экрана и оболочкой твэла (рис. 2.29, а).



При выполнении настоящей работы были получены результаты, наглядно показывающие, что цезий, мигрирующий из топливного сердечника в зону нижнего торцевого экрана, взаимодействует с таблетками торцевого экрана с образованием новой фазы. Данная фаза заполняет свободное пространство между оболочкой твэла и таблетками и формирует зону высокого газового сопротивления (см. рис. 2.29, б).

Впервые исследовано структурное состояние фазы и её элементный состав. Несмотря на то, что имеющиеся результаты свидетельствуют о полном перекрытии сечения твэла только при его остывании, а не в рабочих условиях, это явление следует рассматривать как потенциально неблагоприятное для работоспособности твэлов.

В целом результаты исследований показали, что по основным эксплуатационным характеристикам:

- а) по изменению геометрических параметров;
- б) коррозионному состоянию;
- в) механическим свойствам оболочек;
- г) выходу газообразных продуктов деления из топлива

состояние твэлов данной экспериментальной тепловыделяющей сборки существенно не отличается от состояния ранее исследованных твэлов, облучённых до близких значений выгорания топлива и повреждающей дозы (с виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом и оболочкой из стали ЧС-68 в холоднодеформированном состоянии).

П.И. Гринь, В.А. Жителев, Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков,
О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, А.В. Строжук

ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ И МАТЕРИАЛОВ АКТИВНЫХ ЗОН ТРАНСПОРТНОЙ И МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Участие института в исследовательских работах по тематике, связанной с транспортной атомной энергетикой, заключается в экспериментальном обосновании основных элементов и материалов активных зон корабельных и судовых установок, объектов малой атомной энергетике. Для корабельных и судовых установок в настоящее время требуется, в основном, подтверждение показателей надёжности и ресурсных характеристик по результатам материаловедческих исследований отработавших элементов.

Объекты малой атомной энергетике (плавающие энергоблоки, атомные станции малой мощности), разработанные на основе опыта создания транспортных активных зон, а также относящиеся к этому типу ядерные энергетические установки в настоящее время проходят период совершенствования, поиска наиболее перспективных конструкций элементов, режимов эксплуатации и др., что связано с испытаниями элементов и материалов в исследовательском реакторе и послереакторными исследованиями.

Из выполненных в материаловедческом комплексе в 2014 году работ по транспортной тематике следует выделить:

- ◆ исследование опытных тепловыделяющих сборок после их эксплуатации в активной зоне атомного ледокола «Вайгач»;
- ◆ исследование твэлов из состава испытанной ранее в реакторе МИР экспериментальной петлевой тепловыделяющей сборки после их дооблучения;
- ◆ исследование опытных укороченных твэлов разных конструктивных исполнений с перспективными материалами оболочек твэлов на основе циркония.

В сборках атомного ледокола «Вайгач» в условиях реальной эксплуатации испытывали элементы с оболочками из хромоникелевого сплава 42ХНМ российского производства, предназначенные для объектов транспортных перспективных ядерных энергетических установок. Особенностью активной зоны атомного ледокола «Вайгач» было достижение повышенных показателей по энерговыработке, времени работы на мощности, по выгоранию топлива.

Целью работы было получение экспериментальных данных для подтверждения высоких ресурсных характеристик изделий и материалов, в основном хромоникелевого сплава 42ХНМ для оболочек твэлов, для определения резерва их работоспособности. Для исследования использован широкий спектр действующих в институте методик реакторного материаловедения (рис. 2.30; 2.31).

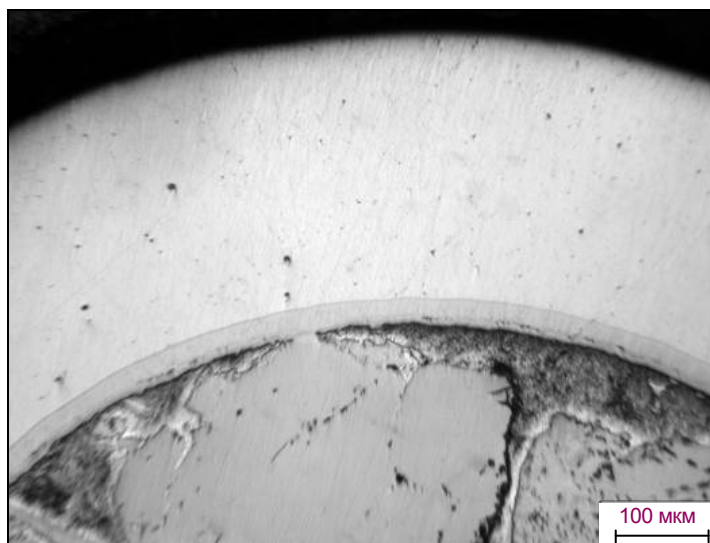


Рис. 2.30. Вид оболочки и диффузионного слоя в твэле отработавшей тепловыделяющей сборки атомного ледокола «Вайгач»

Твэлы с керметным топливом предполагают использовать в активной зоне реакторной установки КЛТ-40С головного российского плавучего энергоблока. Ранее, на I этапе исследований (2009–2011 годы), данные твэлы испытывали в реакторе

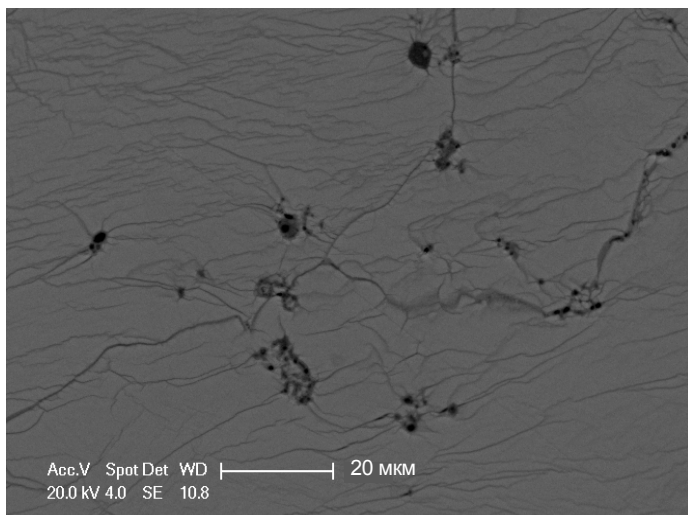


Рис. 2.31. Выделение алюминийсодержащих фаз в облучённом топливе атомного ледокола «Вайгач»

МИР в составе экспериментальной петлевой тепловыделяющей сборки, после чего для определения эксплуатационного ресурса изделий был проведён II этап облучения нескольких твэлов из состава сборки: их дополнительные петлевые испытания в составе специального устройства.

В основные задачи послереакторных исследований твэлов после II этапа (дооблучения) входило определение их состояния, выявление структурных изменений в топливном сердечнике, получение данных по механическим свойствам, коррозионной стойкости и структуре материалов оболочек твэлов из сплава Э110 с разной предварительной обработкой.

После дооблучения до заданного выгорания в условиях, соответствующих условиям предполагаемой эксплуатации, состояние твэлов вполне удовлетворительное. Они сохранили герметичность, форму; поверхность оболочек твэлов не содержит следов заметного дополнительного окисления, выявленного после первого этапа (рис. 2. 32).

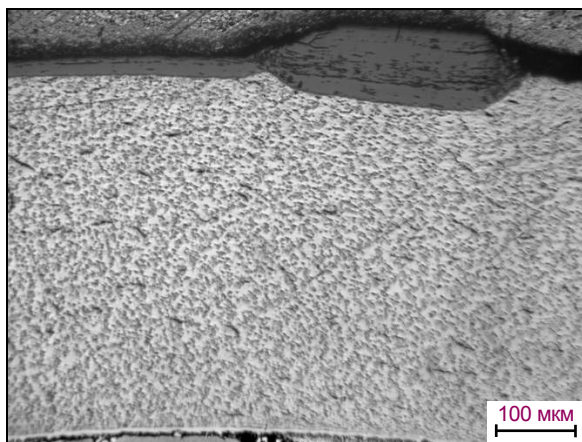


Рис. 2.32. Структура оболочки твэла (оксиды на поверхности)

Механические свойства материалов оболочек твэлов всех вариантов исполнения (с разной предварительной термообработкой) после облучения сохранились на высоком уровне. По результатам исследований выявлено влияние на коррозионную стойкость оболочки режимов её обработки при изготовлении.

Проведённые исследования и полученные результаты позволили сделать определённое заключение по технологии изготовления твэлов и по использованным материалам для применения в плавучем энергоблоке, а также на атомных станциях малой мощности и других объектах малой энергетики. Полученные данные по характеристикам топлива и твэлов в дальнейшем будут использованы для их лицензирования.

Послереакторные исследования опытных укороченных твэлов разных конструктивных исполнений проводили с целью получения экспериментальных данных для поиска оболочечных материалов на основе циркониевых сплавов с оптимизацией их химического состава. Оболочки данных твэлов были выполнены из циркониевых сплавов Э110, Э635 и Э635-М. Твэлы испытаны в петле реактора МИР в составе блока тепловыделяющей сборки «Гирлянда».

Все твэлы после облучения находятся в удовлетворительном состоянии, оболочки твэлов из сплавов Э635 и Э635-М покрыты равномерной оксидной плёнкой; на твэлах

с оболочками из сплава Э110 наблюдается значительная язвенная коррозия, неравномерная по длине и периметру твэлов (рис. 2.33).

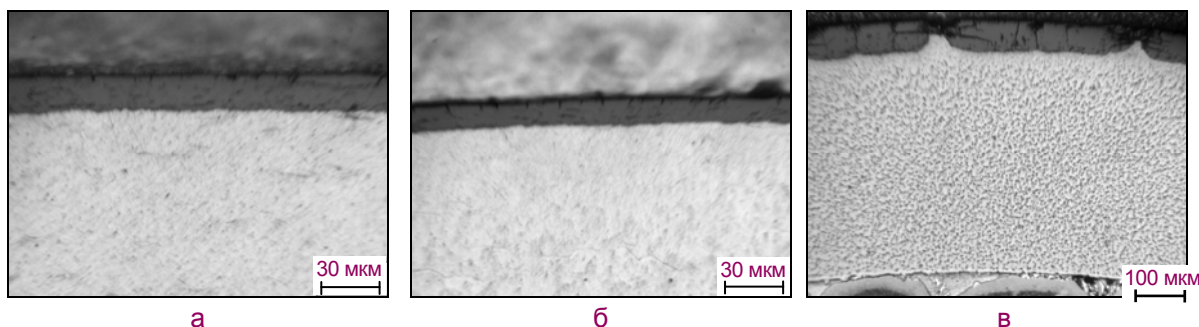


Рис. 2.33. Микроструктура оболочки облучённых твэлов после испытаний в блоке тепловыделяющей сборки «Гирлянда»: а — оболочка из сплава Э635; б — оболочка из сплава Э635-М; в — оболочка из сплава Э110

По результатам исследований окисления поверхности твэлов и содержания водорода в оболочке выявлено положительное влияние оптимизации состава циркониевого сплава Э635. Содержание водорода и оксидной плёнки в сплаве Э635-М меньше, чем в сплаве Э635.

В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, В.В. Александров

ИССЛЕДОВАНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ И РАСПУХАНИЯ ЧЕХЛА ЭКРАННОЙ СБОРКИ РЕАКТОРА БОР-60 ИЗ СТАЛИ МАРКИ 12Х18Н10Т, ОБЛУЧЁННОЙ ДО МАКСИМАЛЬНОЙ ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ 150 СНА

Из-за необходимости продления назначенного срока службы водо-водяных энергетических реакторов особенно актуальными являются исследования аустенитной стали марки Х18Н10Т как материала, из которого изготовлена большая часть внутрикорпусных устройств этих реакторов.

В настоящее время в водо-водяных энергетических реакторах невозможно найти извлекаемые заменяемые элементы из аустенитной стали, которые бы облучались до повреждающей дозы более 70 сна. Поэтому необходимо изучать процессы, происходящие в этой стали при облучении нейтронами, на основе исследований облучённых элементов реакторов на быстрых нейтронах.

В связи с этим интересным является исследование экранной сборки, отработавшей в реакторе БОР-60 почти 41 год и облучённой до рекордной повреждающей дозы 150 сна. Эта повреждающая доза может достигаться в выгородке водо-водяных энергетических реакторов при эксплуатации 60 лет и более. Максимальный флюенс нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ для этой сборки составил примерно $38 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ при температуре облучения 330–380 °С. К наиболее важным процессам, требующим подробного исследования, несомненно, относятся исследования радиационно-индуцированных микроструктурных изменений, так как именно они определяют изменения многих свойств облучённых сталей и сплавов [1–3]. Этим обстоятельством и определялась цель настоящих исследований.

Для исследований на просвечивающем электронном микроскопе были подготовлены образцы в виде дисков диаметром 3 мм, вырезанные из различных по высоте мест чехла экранной сборки. Толщину дисков доводили до 100 мкм на шлифовальной бумаге, окончательное утонение проводили на установке Tenupol-5 фирмы Struers.

Микроструктуру образцов исследовали на электронном микроскопе JEM-2000 FXII при ускоряющем напряжении 120 кВ. Элементный анализ матрицы и выделений избыточных фаз проводили на фольге с применением системы рентгеновского микроанализа EDAX GENESIS XM 2 60.

Структура всех исследованных образцов имела много общего и состояла из зёрен примерно одного размера (5–10 мкм), что показали и металлографические исследования.

Во всех образцах было обнаружено большое количество вакансионных пор (рис. 2.34). Уровень распухания (объёмной доли пор) возрастает от 1,7–1,9 % до 6,2 % с ростом координаты от низа к верху активной зоны по высоте шестигранного чехла; также возрастает и средний диаметр пор (от 19 до 27 нм). Концентрация пор составила $3,3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}$ при температуре 330 °С, затем снизилась до $(1,5\text{--}1,7) \cdot 10^{15}$ и далее увеличилась до $3,8 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}$ с ростом температуры от 345 до 380 °С.

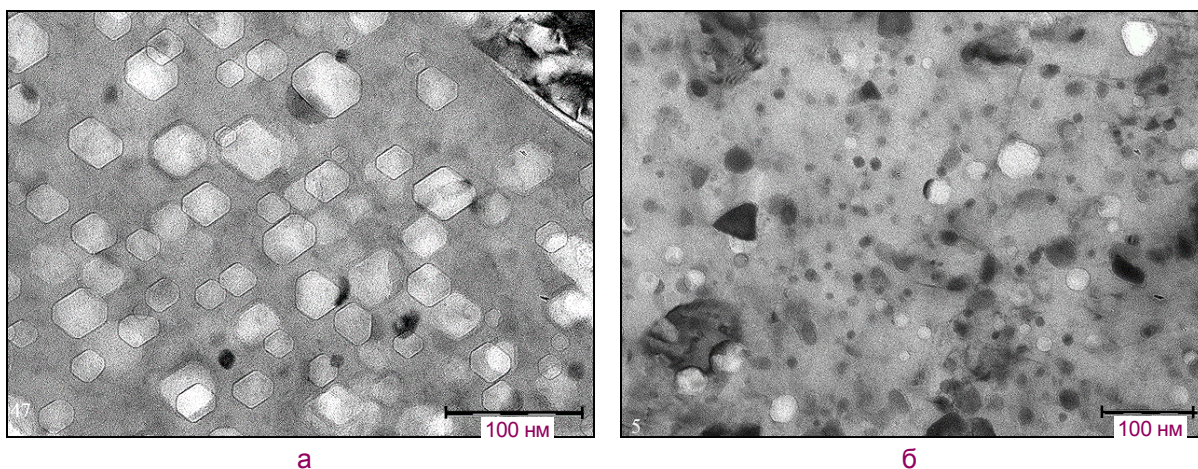


Рис. 2.34. Изображение вакансионной пористости в образцах стали марки 12X18H10T, облучённой до повреждающей дозы: 100 и 150 сна при температуре 330 (а) и 345 °С (б) соответственно

Дислокационная структура образцов характеризуется наличием радиационных дислокационных петель (рис. 2.35), в частности петель Франка со средним размером около 15 нм и концентрацией $2 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-3}$. Такая структура типична для всех исследованных образцов и для аустенитных сталей, облучённых при температуре от 300 до 400 °С.

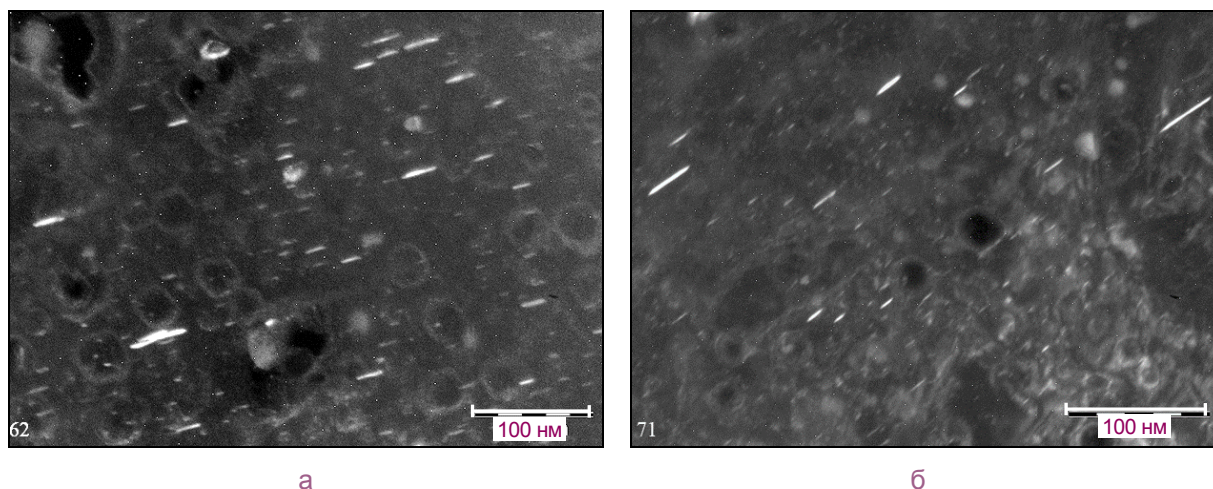


Рис. 2.35. Темнопольное изображение петель Франка в образце стали марки 12X18H10T, облучённой до повреждающей дозы: 56 и 150 сна при температуре 380 (а) и 345 °С (б) соответственно

При исследовании образцов были обнаружены крупные частицы карбонитрида титана и три типа радиационно-индуцированных фаз. Первичные карбонитриды титана

присутствуют и в исходной необлучённой стали марки 12Х18Н10Т. В исследованных образцах размер их составляет от 100 до 600 нм. Карбонитриды титана состоят почти полностью из титана с небольшими добавками других элементов (рис. 2.36).

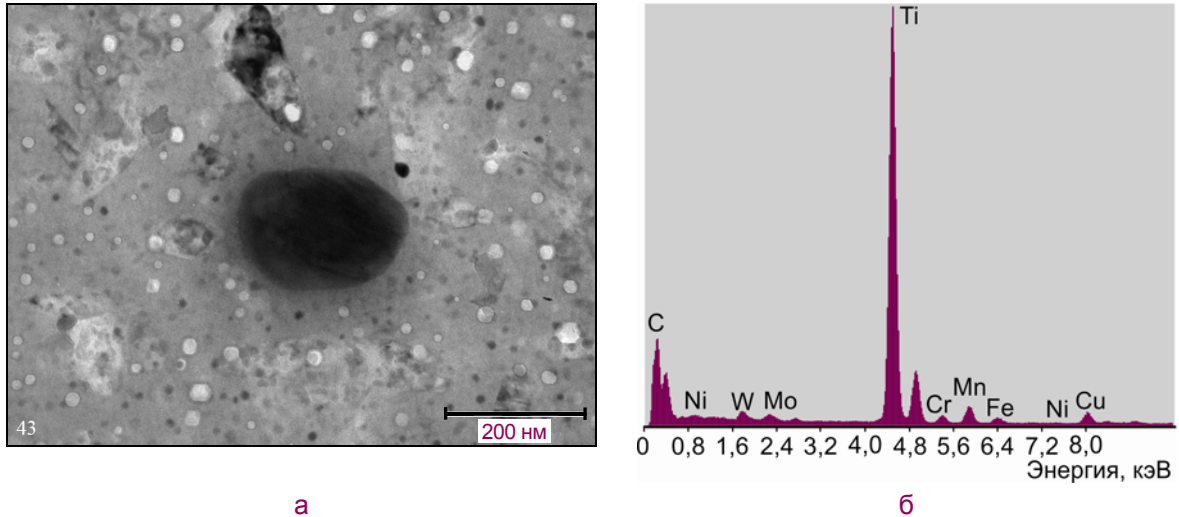


Рис. 2.36. Изображение частицы карбонитрида титана (а) и энергодисперсионного спектра от одной из таких частиц (б)

Первый тип радиационно-индуцированной фазы имеет глобулярную форму со средним размером частиц около 100 нм. Концентрация данных частиц достигает $1,8 \cdot 10^{18} \text{ м}^{-3}$. Как показал анализ энергодисперсионных рентгеновских спектров, они содержат в основном фосфор, титан и никель (рис. 2.37).

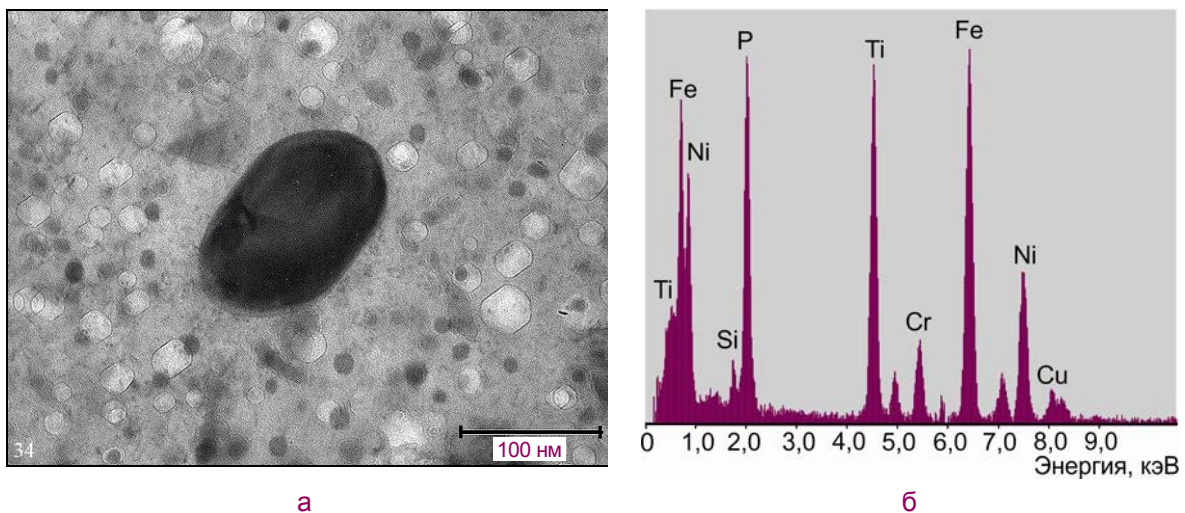


Рис. 2.37. Изображение одной из частиц с фосфором, титаном и никелем (а) и энергодисперсионного спектра от неё (б)

Второй тип радиационно-индуцированной фазы — это мелкодисперсные частицы, имеющие округлую форму (рис. 2.38, а). Средний размер частиц изменяется по высоте чехла (зависит от температуры) от 10 до 13 нм, а максимальная концентрация составляет примерно $2 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-3}$. Иногда эти частицы наблюдались на поверхности пор, образуя комплексы пора–частица. Результаты проведённого элементного анализа показали, что данные частицы содержат по сравнению с матрицей повышенное количество никеля и кремния. Анализ микромикродифракционных картин показал, что данные частицы

обладают ГЦК-кристаллической решёткой с параметром $a \approx 11 \text{ \AA}$, что соответствует G-фазе со стехиометрической формулой $\text{Me}_6\text{Ni}_{16}\text{Si}_7$ и решёткой ГЦК ($a = 11,1 \text{ \AA}$) [4].

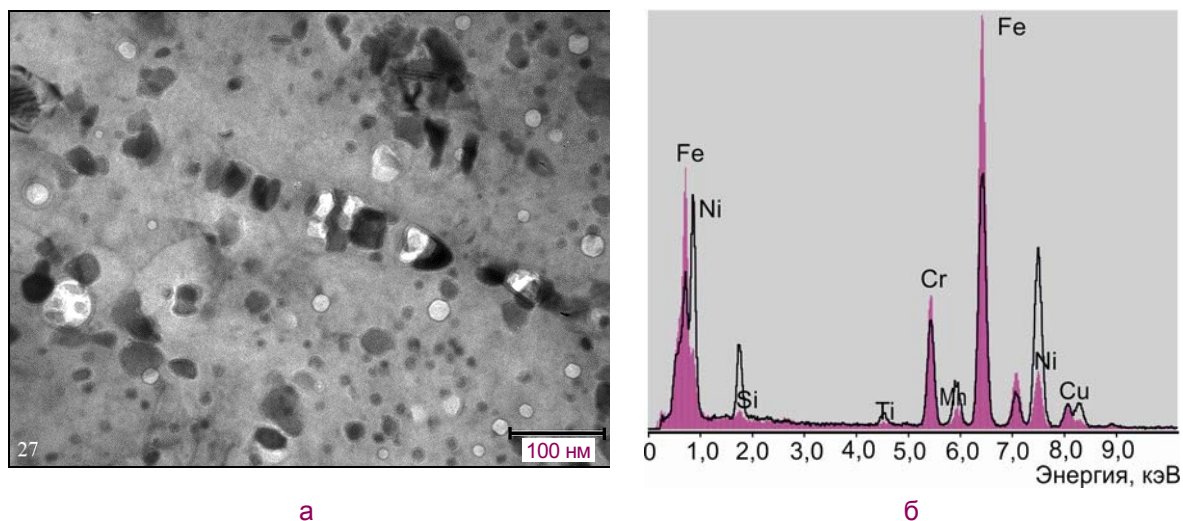


Рис. 2.38. Изображение мелкодисперсных частиц G-фазы (а) и наложения энергодисперсионного рентгеновского спектра одной из частиц G-фазы (чёрный контур) на спектр матрицы (цветной спектр) (б)

Помимо указанных фаз во всех исследованных образцах обнаружены вытянутые частицы ещё одной радиационно-индуцированной фазы (третий тип). Результаты анализа микромикродифракционных картин показали, что это — частицы фазы альфа-железа ($\alpha\text{-Fe}$) с ОЦК-структурой ($a = 2,81 \text{ \AA}$). Эти выделения располагаются как внутри зёрен в главных кристаллографических плоскостях $\{111\}$ и $\{002\}$ (рис. 2.39), так и на границах зёрен (см. рис.2.39, б). Длина внутризёрренных частиц составляет от 30 до 500 нм. Граничные частицы $\alpha\text{-Fe}$ могут достигать длины более 2 мкм.

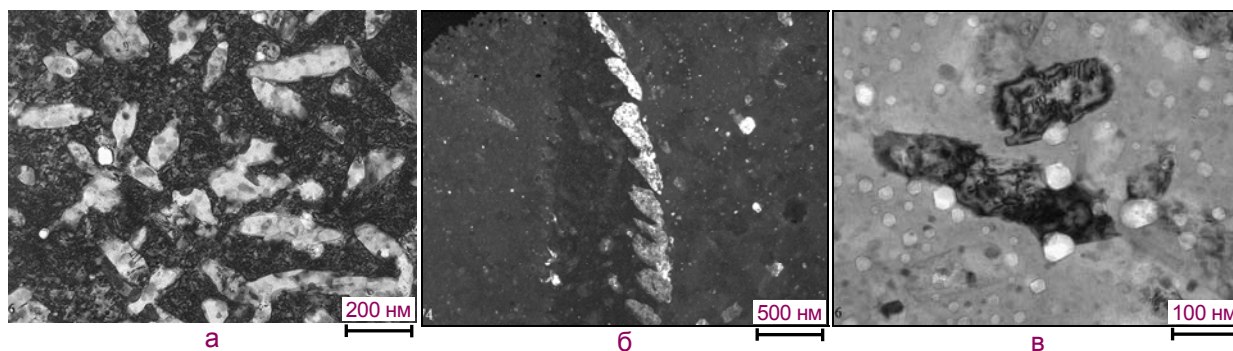


Рис. 2.39. Изображение фазы α -железа в исследованных образцах стали марки 12X18H10T, облучённых до дозы около 150 сна: частиц фазы $\alpha\text{-Fe}$ внутри зерна (а) и на границе зёрен (б); вакансионных пор на поверхности альфа-фазы (в)

Выводы

1. Проведено исследование микроструктуры образцов стали марки 12X18H10T, облучённых до максимальной повреждающей дозы 150 сна. Проведена количественная оценка параметров микроструктуры. Обнаружены первичные карбонитриды титана и три типа радиационно-индуцированных фаз. При столь высоких значениях повреждающей дозы образуются вакансионные поры, дислокационные петли и частицы фосфидов,

G-фазы, альфа-фазы, информация о которых важна для оценки радиационной стойкости материалов внутрикорпусных устройств водо-водяных энергетических реакторов.

2. Кроме того, полученные данные можно использовать для обоснования важного критерия гамма-альфа перехода в материалах внутрикорпусных устройств водо-водяных энергетических реакторов, определяющего длительность эксплуатации. Эти данные будут также использованы для пополнения базы данных по радиационной стойкости стали марки 12X18H10T, необходимой для обоснования продления срока службы внутрикорпусного устройства реактора БОР-60 и энергетических реакторов типа ВВЭР.

Список литературы

- 1 Неустроев В.С., Голованов В.Н., Шамардин В.К. и др. Радиационные явления в стали X18H10T, облучённой в различных реакторах при условиях, близких к условиям эксплуатации ВКУ ВВЭР. — Сборник докладов Шестой российской конференции по реакторному материаловедению, 11–15 сентября 2000 г. — Димитровград: ГНЦ РФ «НИИАР», 2001. Т. 3, ч. 1. С. 3–23.
- 2 Неустроев В.С., Шамардин В.К. О связи микроструктуры и характера разрушения стали X18H10T, облучённой нейтронами до 70 сна // Атомная энергия, 1991. Т. 71, вып. 4. С. 345–348.
- 3 Garner F.A. Irradiation Performance of Cladding and Structural Steels in Liquid Metal Reactors, Materials Science and Technology: A Comprehensive Treatment. — VCH Publishers, 1994. V. 10 A. P. 419–543.
- 4 Lee E.H., Maziasz P.J., Rowcliffe A.F. The structure and composition of phases occurring in austenitic stainless steels in thermal and irradiation environments. — Proceedings of the International Symposium «Phase Stability During Irradiation», Pittsburgh, Warrendale. — PA.: The Metallurgical Society of AIME, 1981. P. 191–218.

Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов, В.С. Неустроев

ИЗМЕНЕНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И МИКРОСТРУКТУРЫ СТАЛИ МАРКИ X18H10T ПРИ ДЛИТЕЛЬНОМ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Конструкционные материалы любого реактора работают в достаточно напряжённых условиях, что способствует повреждению и ухудшению их механических свойств.

На материалы одновременно воздействуют:

- ◆ реакторное излучение, основным повреждающим фактором которого является плотность потока повреждающих нейтронов;
- ◆ высокая температура;
- ◆ механическое напряжение;
- ◆ теплоноситель.

В этих условиях механические свойства конструкционных материалов должны находиться под постоянным контролем и быть на уровне, обеспечивающем конструктивную прочность элементов реактора и сохраняющую стабильность их геометрических

размеров и формы, что позволяло бы обеспечить надёжную работу несменяемых внутрикорпусных устройств реактора и реактора в целом. Подобные проблемы необходимо решать и изучать применительно к разным типам реакторов, в том числе и к водородным энергетическим реакторам.

В связи с этим целью данной работы являлось исследование состояния стали марки 12X18H10T, облученной в реакторе БОР-60 до рекордной дозы 150 сна в качестве шестигранного чехла экранной сборки для обоснования продления срока службы несменяемых конструкций реактора БОР-60 и реакторов ВВЭР-1000.

Экранную сборку облучали в реакторе БОР-60 в течение почти 41 года. На конец облучения в этой сборке были достигнуты рекордные значения флюенса быстрых нейтронов (примерно $38 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$) и повреждающей дозы в стали (примерно 150 сна). Данную сборку облучали при температуре 320–380 °С, характерной для внутрикорпусных устройств различных реакторов, и это представляет дополнительный интерес для проведения материаловедческих исследований данной сборки.

Измерение геометрических размеров шестигранного чехла экранной сборки было проведено в горячей камере реактора БОР-60. Изменение размера «под ключ» для трёх пар граней несколько отличается для каждой пары. Это связано с деформацией шестигранного сечения чехла в его верхней части, вызванной взаимодействием с соседними распухающими чехлами. Максимальное усреднённое относительное изменение размера «под ключ» достигает 3,75 % на уровне верха активной зоны [1].

Для исследования микроструктуры были выбраны образцы, вырезанные из различных по высоте участков шестигранного чехла (сталь марки 12X18H10T), облучённого до максимальной повреждающей дозы 150 сна.

Условия облучения выбранных образцов изменялись достаточно сильно:

- а) значения повреждающей дозы составляли от 56 до 150 сна;
- б) температура изменялась не столь кардинально: в нижней части чехла она составляла 330 °С, а в верхней — достигала 380 °С.

Структура имела общие черты для всех исследованных образцов: во всех образцах наблюдались равноосные зёрна и широкие двойники отжига. Дислокационная структура образцов характеризуется наличием радиационных дислокационных петель Франка со средним размером около 15 нм и концентрацией пор $2 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-3}$. Было обнаружено большое количество вакансионных пор [2].

Характеристика вакансионной пористости распухания исследованных образцов приведена в табл. 2.4.

Таблица 2.4

Характеристика пористости в образцах, вырезанных из чехла экранной сборки

Номер образца	Повреждающая доза, сна	Температура облучения, °С	Средний диаметр пор, нм	Концентрация пор, $\times 10^{15} \text{ см}^{-3}$	Распухание, %
1	56	380	27,2	3,8	6,2
2	91	370	27,4	2,5	4,3
3	131	360	23,9	1,5	2
4	149	345	21,2	1,7	1,7
5	108	330	19,4	3,4	1,9

Результаты оценки объёмной доли вакансионных пор показали изменение по высоте чехла исследуемой сборки от 1,7 до 6,2 %. Обнаружены вторичные фазы четырёх видов:

- 1) первичные карбонитриды титана;
- 2) радиационно-индуцированные фазы, обогащённые фосфором и никелем;
- 3) G-фаза с повышенным содержанием никеля и кремния;
- 4) плоские тонкие частицы α -железа.

Образцы для механических испытаний были изготовлены электроэрозионным способом из плоских заготовок, вырезанных из шестигранного чехла.

Проведены испытания образцов на растяжение при комнатной температуре и при температуре 330 °С. При комнатной температуре испытания характеристики пластичности всех образцов, кроме одного, равны нулю. В таких образцах наблюдается разрушение, которое характеризуется по ряду признаков как хрупкое:

- ◆ поверхность разрушения перпендикулярна оси растяжения;
- ◆ фрактографически это — транскристаллитное разрушение с большим количеством пор;
- ◆ прочностные характеристики уменьшаются с ростом распухания. При более высокой температуре (330 °С) испытания наблюдается больше образцов с ненулевой пластичностью.

Зависимость от повреждающей дозы предела прочности образцов стали марки X18H10T, облучённых в различных реакторах при температуре 290–380 °С и испытанных при температуре 290–360 °С, приведена на рис. 2.40, где кружком обведены данные по пределу прочности при нулевой пластичности, полученные при испытании образцов.

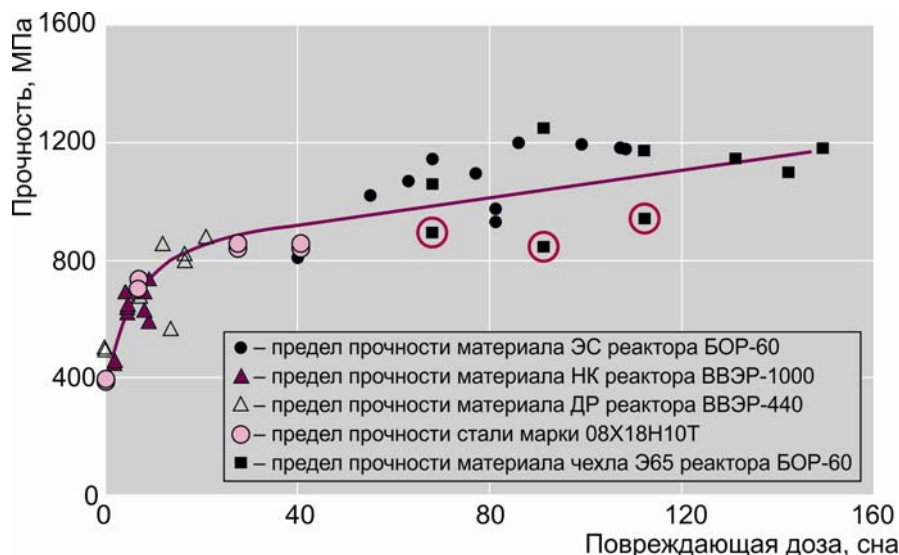


Рис. 2.40. Зависимость от повреждающей дозы предела прочности образцов сталей марки X18H10T, облучённых в различных реакторах при температуре 290–380 °С

На начальной стадии облучения (повреждающая доза до 15 сна) идёт резкое увеличение прочностных характеристик с последующим уменьшением скорости увеличения прочности. Было обнаружено снижение прочности при нулевой пластичности, связанное с влиянием распухания на механические характеристики образцов стали, что подтвердило полученные ранее результаты по изучению охрупчивания облучённых образцов сталей, вызванного распуханием [3].

Результаты исследований физико-механических свойств и микроструктуры облучённых образцов стали марки 12X18H10T можно использовать для пополнения базы данных по радиационной стойкости стали марки X18H10T, необходимой для обоснования срока службы элементов и конструкций энергетических и исследовательских реакторов.

Список литературы

1. Неустроев В.С., Белозёров С.В., Жемков И.Ю. и др. Изменение геометрических размеров элементов экранных сборок из стали X18H10T, длительное время эксплуатировавшихся в реакторе БОР-60. — Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2012 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. С. 80–85.
2. Маркелов Д.Е., Обухов А.В., Неустроев В.С. Исследование микроструктуры и набухания чехла экранной сборки реактора БОР-60 из стали марки 12X18H10T, облучённой до максимальной повреждающей дозы 150 сна. — Настоящий отчёт. С. 105–109.
3. Неустроев В.С., Неустроев В.С., Голованов В.Н., Шамардин В.К. Радиационное охрупчивание материалов оболочек твэлов и чехлов ТВС в температурном интервале максимума набухания // Атомная энергия, 1990. Т. 69. Вып. 4. С. 223–226.

*Е.И. Макаров, В.С. Неустроев, С.В. Белозёров,
И.Ю. Жемков, Д.Е. Маркелов, Ю.В. Набойщиков, А.В. Обухов*

ЗАКОНОМЕРНОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ, РАСПУХАНИЯ И ПОЛЗУЧЕСТИ СТАЛИ МАРКИ 08X18H10T ПРИ ВЫСОКОДОЗНОМ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОМ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРА ВВЭР-ТОИ В ТЕЧЕНИЕ 60 ЛЕТ

Развитие атомной энергетики связано с разработкой новых проектов энергетических реакторов, одним из которых является ВВЭР-ТОИ.

Для обоснования радиационного срока службы (60 лет) внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-ТОИ необходимы данные по изменению физико-механических свойств (кратковременных механических свойств, длительной статической и циклической прочности, трещиностойкости, радиационного набухания, ползучести и др.); стойкость против межкристаллитной коррозии стали марки 08X18H10T и её сварных соединений в интервале температуры 20–360 °С и облучаемых флюенсом нейтронов до $3 \cdot 10^{27} \text{ м}^{-2}$ ($E \geq 0,1 \text{ МэВ}$) (примерно 160 сна). Практически близкая к такому значению высокая повреждающая доза (150 сна) была достигнута только для элементов экранной сборки, эксплуатировавшейся в реакторе БОР-60 в течение 41 года, из шестигранного чехла которой были вырезаны и исследованы образцы. Некоторые результаты исследований таких высокооблучённых образцов стали марки 12X18H10T приведены в работах [1, 2].

Для получения статистически обоснованных зависимостей свойств и структуры основного металла и металла сварного шва стали марки 08X18H10T от повреждающей дозы необходимо было облучение до промежуточных, но высоких повреждающих доз. Такое облучение проведено в 2014 году на образцах стали марки 08X18H10T до достижения максимальной повреждающей дозы 102 сна на реакторе БОР-60.

Были достигнуты следующие максимальные значения нейтронно-физических характеристик на облучённых образцах:

- ◆ флюенс нейтронов с энергией свыше 0,1 МэВ составлял $2,1 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$;
- ◆ максимальная повреждающая доза в образцах (малые гагаринские) на растяжение и в образцах типа Шарпи (размером $10 \times 10 \times 55 \text{ мм}$) из стали марки 08X18H10T достигла 102 сна;
- ◆ температура облучения образцов в процессе реакторных испытаний была выше входной температуры теплоносителя ($310\text{--}320 \text{ }^\circ\text{C}$), но не превышала $350 \text{ }^\circ\text{C}$.

Цели работ по изучению радиационной стойкости стали:

- а) экспериментальные исследования облучённых образцов;
- б) построение зависимостей радиационного распухания и ползучести; характеристик прочности и пластичности стали марки 08X18H10T и металла сварных швов от повреждающей дозы и температуры;
- в) проведение анализа данных по влиянию нейтронного облучения на вязкость разрушения и кинетику роста усталостной трещины стали марки 08X18H10T.

Распухание облучённых образцов исследовали двумя методами:

- 1) измерением геометрических размеров образцов;
- 2) измерением плотности образцов с помощью гидростатического взвешивания с последующим расчётом относительного изменения плотности облучённых образцов.

Полученные с использованием этих двух методов результаты достаточно хорошо совпали: распухание для образцов основного металла и металла сварного шва по первому методу не превышало 0,6 %, а по изменению плотности для образцов основного металла среднее значение распухания составило 0,64 %, а для образцов металла сварного шва — 0,46 %.

Построены зависимости распухания образцов основного металла и металла сварного шва от повреждающей дозы с учётом данных, полученных при проведении предыдущих исследований. Скорость распухания стали марки 08X18H10T в аустенизированном состоянии не превышала $0,1 \text{ \% / сна}$ при температуре облучения $320\text{--}350 \text{ }^\circ\text{C}$.

Получена зависимость деформации ползучести (рис. 2.41) от повреждающей дозы, на основании которой оценили модуль ползучести стали марки 08X18H10T для образцов при температуре облучения $310\text{--}340 \text{ }^\circ\text{C}$. Модуль ползучести с учётом деформации за счёт распухания оказался равен $(2,0 \pm 0,2)10^{-6} \text{ (МПа} \cdot \text{сна)}^{-1}$.

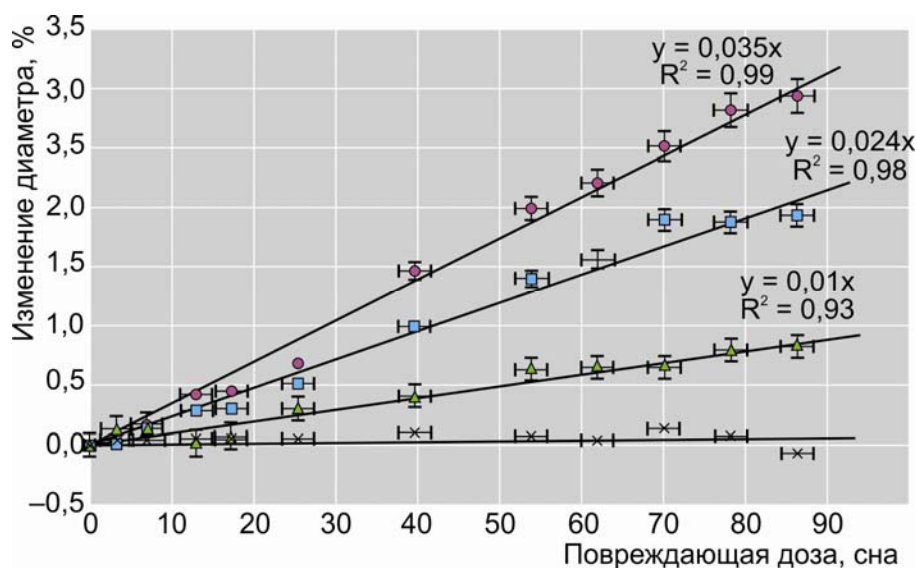


Рис. 2.41. Зависимость изменения диаметра газонаполненных образцов с оболочками из стали марки X18H10T в аустенизированном состоянии от повреждающей дозы:

● — 192, ■ — 153, ▲ — 76, × — 2 МПа

Были испытаны облучённые до 102 сна образцы на растяжение и получены характеристики их механических свойств, на основе чего построены зависимости характеристик механических свойств основного металла и металла сварного шва от повреждающей дозы (рис. 2.42, 2.43). Прочностные характеристики образцов резко возрастают на начальной стадии облучения с выходом на насыщение при значениях повреждающей дозы больше 10–20 сна и вплоть до 100 сна. Характеристики пластичности снижаются с ростом повреждающей дозы быстрее на начальной стадии облучения (до 10 сна) и медленнее после 20–30 сна. Но даже при повреждающей дозе около 100 сна общее удлинение остаётся на достаточно высоком уровне при температуре испытания 20 и 290 °С.

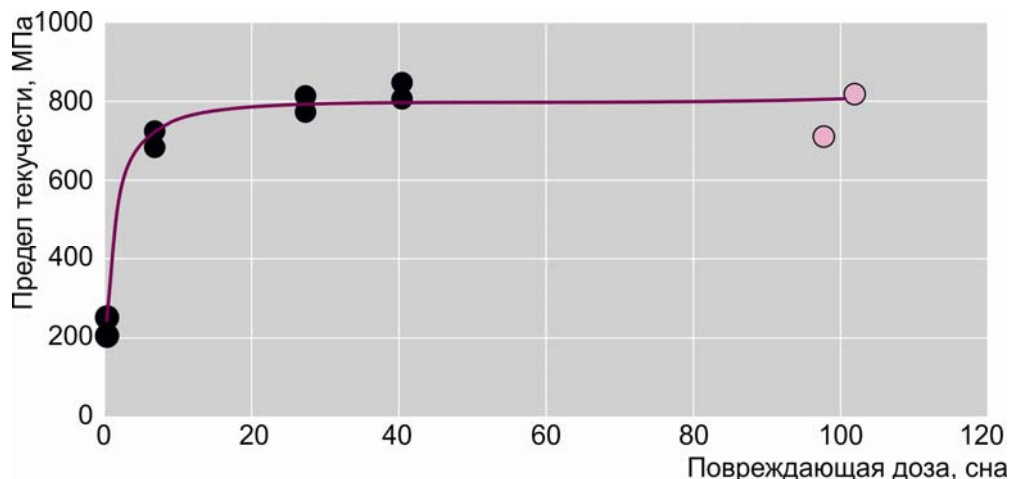


Рис. 2.42. Зависимость предела текучести образцов стали марки 08X18H10T (основной металл), облучённых в реакторе БОР-60 и испытанных при температуре 290 °С от повреждающей дозы: ● — работы в рамках проекта ТАСИС [3]; ○ — настоящая работа

В построении зависимости предела текучести образцов стали от повреждающей дозы использовались результаты исследований по программе ТАСИС, в рамках которой были исследованы образцы стали марки 08X18H10T такие же, как и в настоящей работе после облучения до значений максимальной повреждающей дозы 45–50 сна [3].

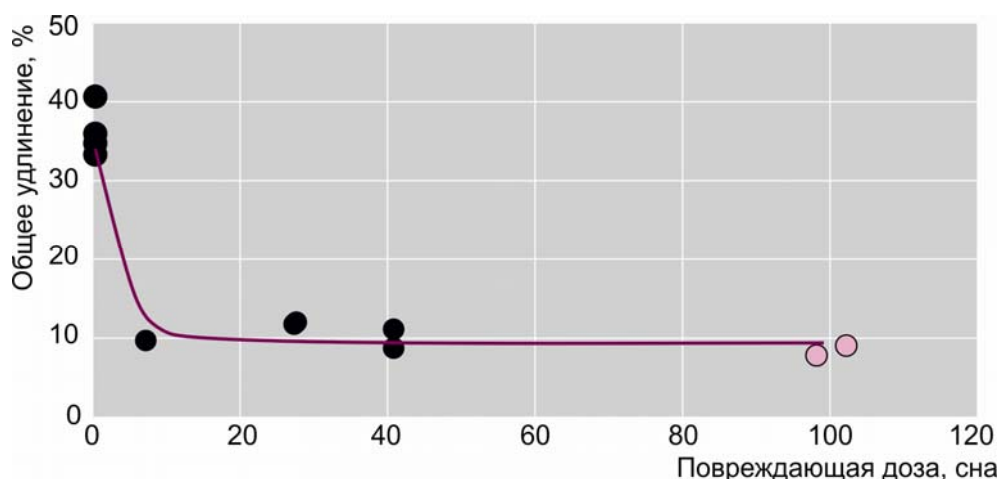


Рис. 2.43. Зависимость общего относительного удлинения образцов стали марки 08X18H10T (основной металл), облучённых в реакторе БОР-60 и испытанных при температуре 290 °С от повреждающей дозы: ● — работы в рамках проекта ТАСИС [3]; ○ — настоящая работа

На основе анализа полученных в настоящей работе и имеющихся в литературе данных по влиянию нейтронного облучения на стандартные механические свойства аустенитных сталей марок типа X18H9 и 08X18H10T подтверждены математические зависимости [4, 5] для предела текучести и прочности, характеристик пластичности

и параметров диаграмм деформирования от повреждающей дозы, температуры облучения и температуры испытания.

Были расширены зависимости механических свойств от повреждающей дозы до дозы около 100 сна для образцов основного металла стали марки 08X18H10T и её сварных швов, необходимых для обоснования работоспособности внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-ТОИ на 60 лет эксплуатации.

Выводы

Получены новые результаты при исследовании радиационного распухания, ползучести и кратковременных механических свойств образцов основного металла стали марки 08X18H10T и её сварных швов, облучённых до максимальной повреждающей дозы 102 сна в реакторе БОР-60.

Полученные данные будут использованы при обосновании радиационной стойкости материалов внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-ТОИ на срок эксплуатации 60 лет.

Список литературы

1. Макаров Е.И., Неустроев В.С., Белозёров С.В. и др. Изменения механических свойств и микроструктуры в стали марки X18H10T при длительном облучении в реакторе БОР-60. — Настоящий отчёт. С. 109–112.
2. Маркелов Д.Е., Обухов А.В., Неустроев В.С. Исследование микроструктуры и распухания чехла экранной сборки реактора БОР-60 из стали марки 12X18H10T, облучённой до максимальной повреждающей дозы 150 сна. — Там же. С. 105–109.
3. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Минкин А.И. и др. Исследование влияния нейтронного облучения на физико-механические свойства материалов ВКУ ВВЭР в рамках международных проектов TACIS R2.01/02. — Материалы Одиннадцатой международной конференции «Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС», г. Пушкин, 14–18 июня 2010 г. — Санкт-Петербург: ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"», 2010. Т. 2. С. 6–34.
4. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Сорокин А.А. и др. К вопросу о радиационном распухании и радиационном охрупчивании аустенитных сталей. Часть 1. Экспериментальные результаты // Вопросы материаловедения, 2009. № 2 (58). С. 89–98.
5. Сорокин А.А., Марголин Б.З., Курсевич И.П. и др. Влияние нейтронного облучения на механические свойства материалов внутрикорпусных устройств реакторов типа ВВЭР // Там же, 2011. № 2. С. 131–152.

*В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, И.Ю. Жемков,
Е.И. Макаров, Ю.В. Набойщиков*

ИССЛЕДОВАНИЕ СТАЛЬНЫХ ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИХ РЕШЁТОК С РАЗРЫВАМИ ОБОЙМ РЕАКТОРА РБМК-1000

На Ленинградской АЭС при осмотре в пристанционном бассейне выдержки двух тепловыделяющих сборок, отработавших в реакторах РБМК-1000 в течение 5,1 и 6,9 гг. до среднего выгорания топлива 28,4 и 34,3 МВт-сут/кгU соответственно, обнаружены повреждения обойм дистанционирующих решёток из коррозионно-стойкой стали марки 08X18H10T, расположенных вблизи центральной плоскости активной зоны реактора

(ДР 10, 11). В защитных камерах обнаружены повреждения не только обойм, но и ячеек дистанционирующих решёток. Для выявления особенностей состояния и причин повреждений дистанционирующих решёток проведён комплекс материаловедческих исследований (рис. 2.44).



ДР 11, $\tau = 5,1$ г.

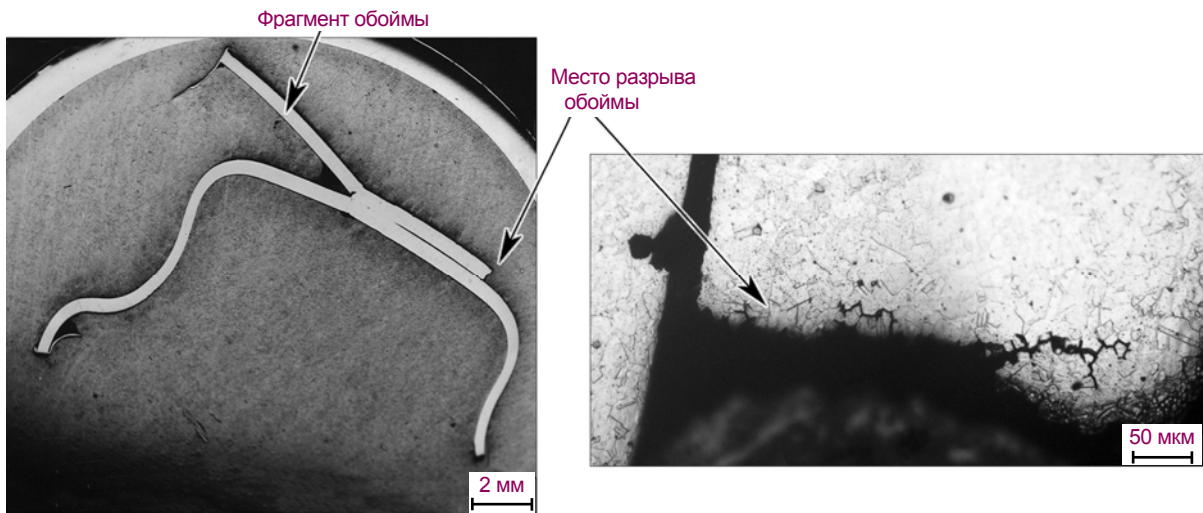
ДР 10, $\tau = 6,9$ г.

Рис. 2.44. Внешний вид дистанционирующих решёток с разрывами обойм (τ — время)

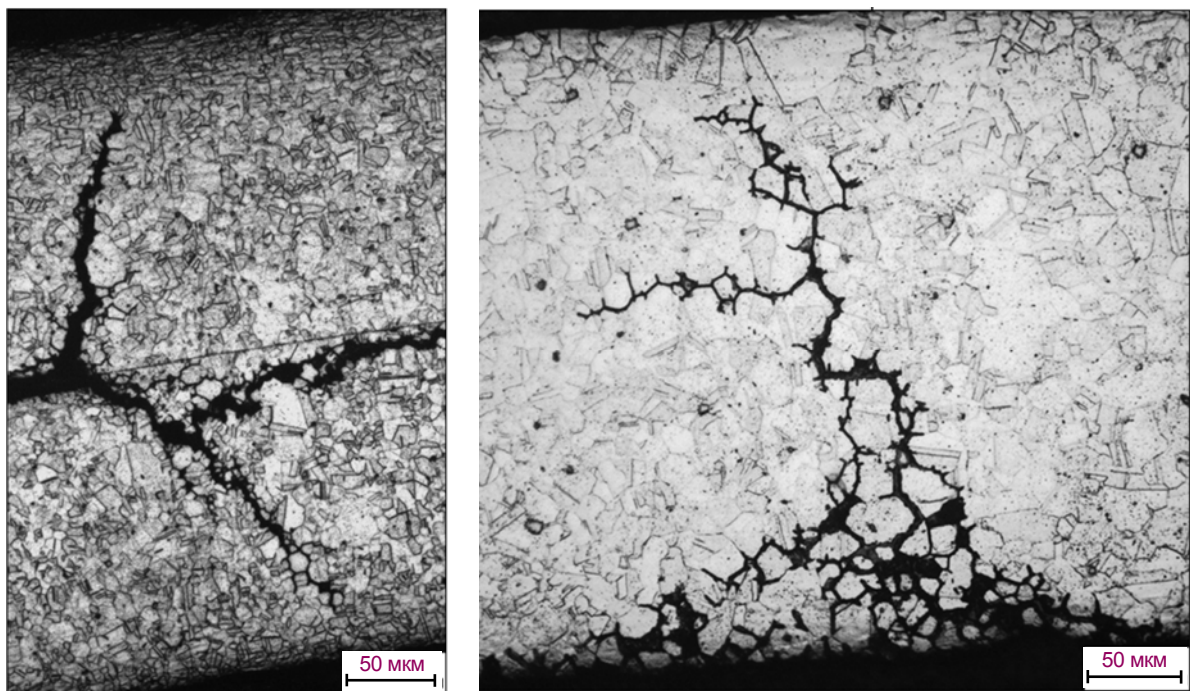
Результаты проведённых исследований позволили установить проявление межкристаллитной коррозии и межкристаллитного растрескивания в элементах ДР. Трещины наблюдали как в области сварных соединений (чаще всего), так и вдали от этих участков. Обнаружены области фронтального межкристаллитного растрескивания, которые способствуют зарождению и дальнейшему образованию протяжённых разветвлённых трещин.

Сочетание ряда факторов может способствовать появлению и распространению трещин в дистанционирующей решётке:

- ◆ отсутствие проскальзывания твэлов в ячейках дистанционирующих решёток за счёт образования плотных отложений в сочетании с очаговым окислением на поверхности твэлов, подтверждаемое наличием значительных усилий при извлечении их из ДР, а также удлинение твэлов способствуют возникновению дополнительного механического напряжения в ячейках и обойме ДР;
- ◆ повышенная плотность нейтронного потока в центральной плоскости активной зоны интенсифицирует радиационно-индуцированные процессы, приводящие к перераспределению легирующих элементов в стали и ослаблению границ зёрен;
- ◆ длительная экспозиция в условиях кипящего водного теплоносителя, способствующая образованию отложений и очаговому окислению на поверхности твэлов, является также необходимой предпосылкой для развития механизма межкристаллитной коррозии и растрескивания, приводящей к наблюдаемому охрупчиванию материала дистанционирующей решётки (рис. 2.45, 2.46).



а б
Рис. 2.45. Макроструктура (а) и микроструктура (б) фрагмента повреждённой дистанционирующей решётки



а б
Рис. 2.46. Микроструктура повреждённой дистанционирующей решётки в районе сварного соединения (а) и вдали от него (б)

Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук,
Г.И. Маёршина, А.О. Мазеев

ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 В ЭКСПЕРИМЕНТАХ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

Испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 проводили с целью получения экспериментальных данных по изменению состояния твэлов в стационарных и переходных режимах сухого хранения. Испытывали твэлы базовой конструкции и твэлы нового поколения с увеличенной загрузкой урана.

Твэлы одинаковой номенклатуры были загружены в два электрообогреваемых модуля (ЭМ), один из которых работал в стационарном (СТ) режиме — модуль ЭМ-СТ; другой модуль работал как в стационарном режиме, так и в режиме термоциклирования (ТЦ) — модуль ЭМ-ТЦ (время разогрева: 6–8 ч; выдержки: 24 ч при температуре 380 °С; охлаждения: 16–18 ч).

Общее время выдержки при температуре 380 °С для твэлов модуля ЭМ-СТ составило 318 сут, для твэлов модуля ЭМ-ТЦ — 277 сут. Для твэлов модуля ЭМ-ТЦ было выполнено 25 термоциклов, из которых 15 ТЦ — в начале испытаний, 10 ТЦ — в конце испытаний после выдержки в стационарном режиме в течение 252 сут (табл. 2.5).

Таблица 2.5

Характеристики испытываемых твэлов

Характеристика твэла	Твэлы базовой конструкции				Твэлы с увеличенной загрузкой урана	
	1	2	3	4	5	6
Выгорание топлива, МВт-сут/кгU	19	45	50	70	67	44
Таблетка диоксида урана: $D_n / D_{цo}^*$	7,57 / 1,5	7,57 / 2,35	7,57 / 2,35	7,57 / 1,4	7,6 / 1,2	7,8 / 0
Оболочка: $D_n / D_{вн}^{**}$	9,1 / 7,73	9,15 / 7,72	9,15 / 7,72	9,1 / 7,73	9,1 / 7,73	9,1 / 7,93

* D_n — наружный диаметр, $D_{цo}$ — диаметр центрального отверстия.

** $D_{вн}$ — внутренний диаметр.

По результатам испытаний и последующих неразрушающих исследований было установлено, что в процессе термических испытаний происходит увеличение как диаметра, так и длины твэлов. Изменение диаметра на различных участках твэлов протекает с разной скоростью.

Максимальная скорость изменения диаметра твэла наблюдается на газосборнике и в местах, где зазор между топливом и оболочкой еще сохраняется (в нижней и верхней частях твэлов). Существенного влияния термоциклирования на изменение диаметра твэлов не выявлено (рис. 2.47).

Основная часть твэлов в процессе испытаний удлинилась незначительно (менее 1 мм). Значимое удлинение и влияние термоциклирования на удлинение было зарегистрировано на твэлах, отработавших в течение одной топливной кампании до выгорания примерно 20 МВт-сут/кгU. Скорость удлинения этих твэлов в режиме стационарной работы модулей составила 0,011 мм/сут, в режиме термоциклирования — 0,13 мм/сут (рис. 2.48).

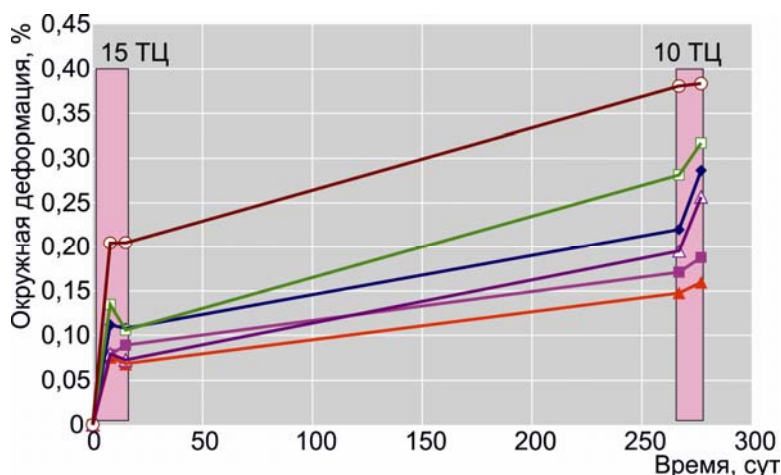


Рис. 2.47. Изменение средней окружной деформации на газосборниках ТВЭлов модуля ЭМ-ТЦ, испытанных в смешанном режиме:
1 (◆), 2 (▲), 3 (■), 4 (□), 5 (△), 6 (○)

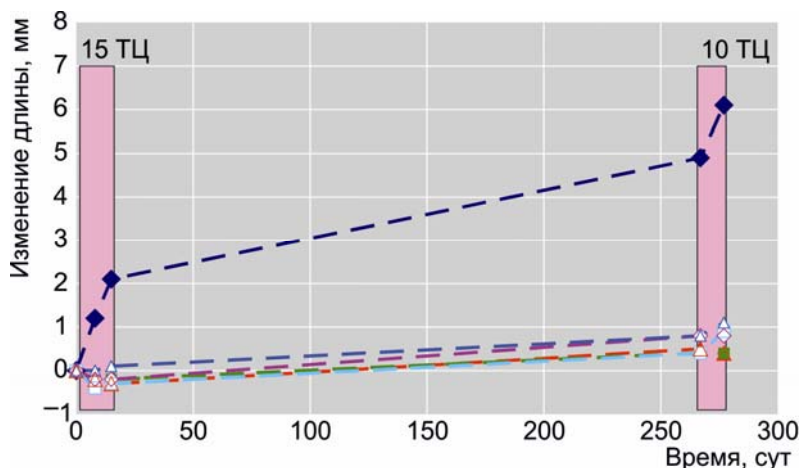


Рис. 2.48. Зависимость изменения длины ТВЭлов модуля ЭМ-ТЦ от времени:
1 (◆), 2 (□), 3 (△), 4 (■), 5 (▲), 6 (◇)

В 2015 году испытания ТВЭлов в режиме сухого хранения будут продолжены.

Е.А. Звир, В.А. Жителев, П.И. Гринь, П.А. Ильин, А.В. Строжук

МИКРОСТРУКТУРНЫЕ ОСОБЕННОСТИ ТОПЛИВА ТВЭЛОВ ТВСА-АЛЬФА РЕАКТОРА ВВЭР-1000, ОТРАБОТАВШИХ ДО ВЫГОРАНИЯ 36–43 МВт·сут/кгU

Выполнены исследования микроструктуры топлива ТВЭлов сборки ТВСА-АЛЬФА с таблеткой увеличенного диаметра без центрального отверстия (диаметром 7,8х0 мм) и с укрупнённым (с размером 25–27 мкм) зерном. Увеличение размера зерна должно способствовать уменьшению выхода газообразных продуктов деления из топливной матрицы. Однако проведённые ранее исследования ТВЭлов сборки ТВСА-АЛЬФА показали,

что выход газообразных продуктов деления (0,6–2,1 %) у них практически такой же, как и у топлива твэлов базовой конструкции с размером зерна 8–10 мкм.

Исследования микроструктуры топлива проводили с использованием методов оптической и сканирующей электронной микроскопии, а также с использованием электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа. По результатам исследований были выявлены следующие особенности микроструктуры топлива с укрупнённым зерном:

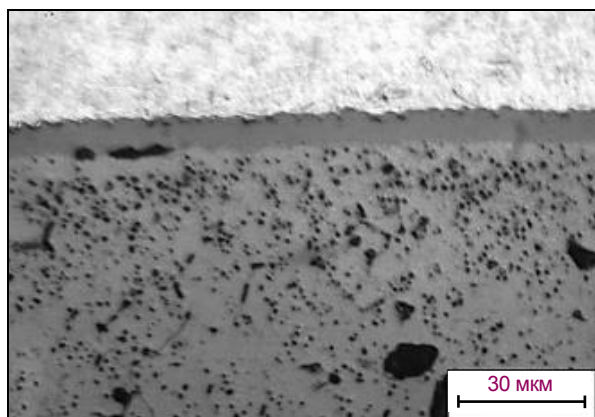


Рис. 2.49. Структура топлива на участке взаимодействия с оксидной плёнкой на внутренней поверхности оболочки твэла

- ♦ отсутствие зазора между топливом и оболочкой уже при выгорании примерно 35 МВт·сут/кгU, что объясняется меньшим исходным зазором «топливо–оболочка» и повышенной скоростью ползучести утонённой оболочки (толщина оболочки 0,57 мм вместо 0,67 мм) твэлов сборки ТВСА-АЛЬФА (рис. 2.49):

- ♦ повышенная концентрация микротрещин, проходящих преимущественно по границам зёрен (рис. 2.50):

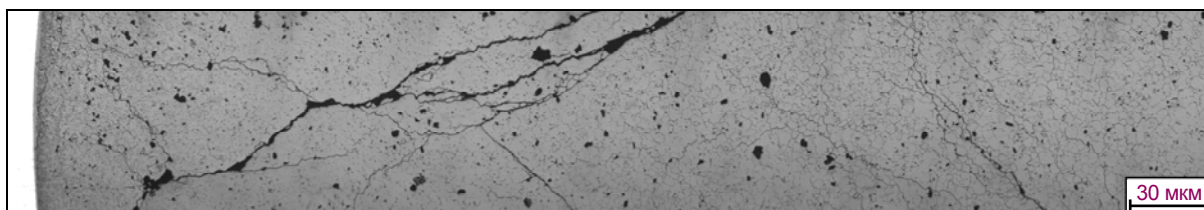
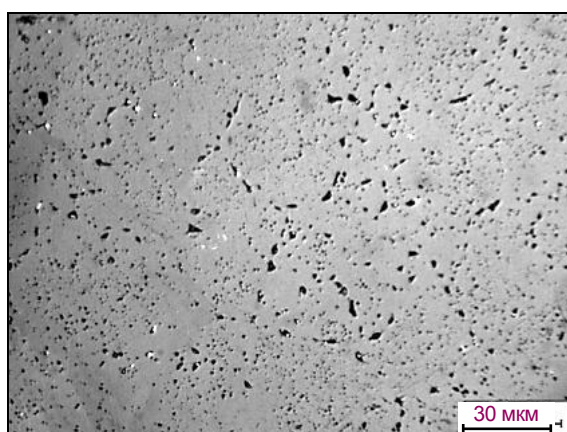
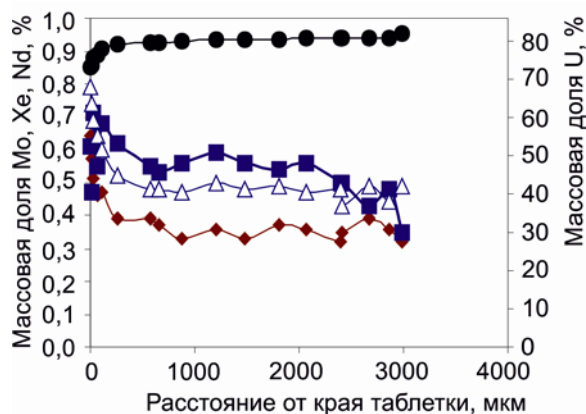


Рис. 2.50. Микроструктура топлива в поперечном сечении твэла

- ♦ повышенная пористость в центральной части топливных таблеток, коррелирующая с пониженным содержанием ксенона в матрице топлива (рис. 2.51):



а



б

Рис. 2.51. Микроструктура (а) топлива центральной части топливной таблетки и распределение продуктов деления и урана вдоль её радиуса (б): молибдена (◆), ксенона (■), неодима (△) и урана (●)

- ♦ наличие металлических включений и обеднение границ зёрен по цезию в центральной области топливной таблетки (рис. 2.52):

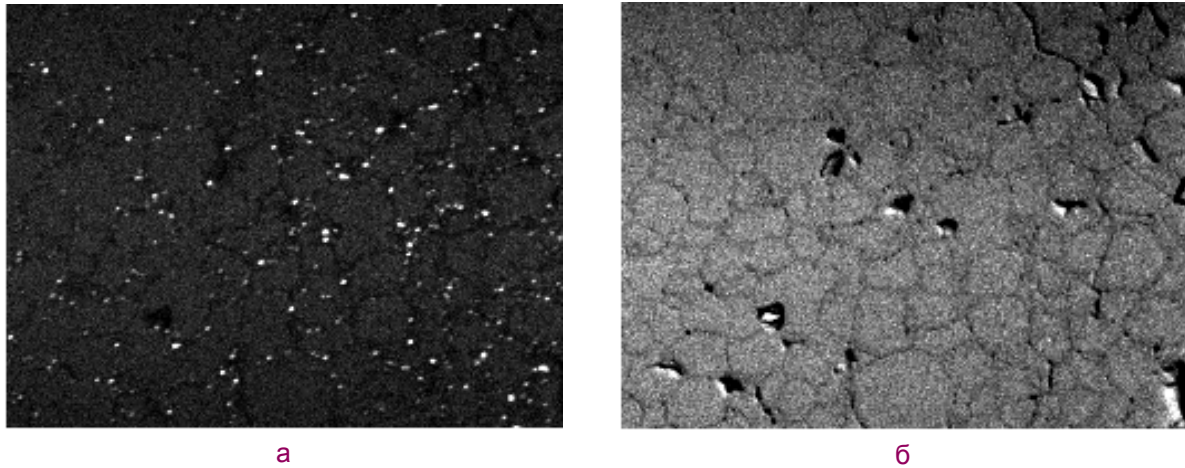
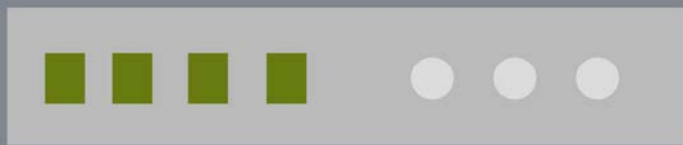


Рис. 2.52. Карты распределения молибдена (а) и цезия (б)
в центральной части топливной таблетки

Повышенная пористость, выход ксенона из топливной матрицы, образование металлических включений и обеднение границ зёрен по цезию в центральной области топливной таблетки связаны с повышенной температурой топлива, которая (по оценкам) могла быть выше 1300 °С.

Выявленная повышенная склонность к растрескиванию могла быть связана со свойствами облучённого топлива, полученного по новой технологии (с крупнозернистой структурой).

*А.В. Строжук, Г.П. Кобылянский, О.Н. Никитин,
С.В. Кузьмин, Г.И. Маёршина, А.О. Мазеев*



З

МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Деятельность химико-технологического отделения АО «ГНЦ НИИАР» в 2014 году в части производства оксидного ядерного топлива (топливных композиций, тепловыделяющих элементов и тепловыделяющих сборок) развивалась по следующим направлениям:

- ◆ изготовление гранулированных МОКС-топливных композиций и тепловыделяющих элементов с целью последующего изготовления тепловыделяющих сборок для энергетического реактора на быстрых нейтронах БН-800;
- ◆ изготовление тепловыделяющих сборок для реактора БОР-60 с целью обеспечения штатных перегрузок активной зоны;
- ◆ изготовление экспериментальных топливных композиций, твэлов и тепловыделяющих сборок для обоснования работоспособности виброуплотнённого МОКС-топлива реактора МБИР;
- ◆ изготовление гранулята и твэлов для других задач (государственных стандартных образцов, твэлов подогрева для комплектации облучательных устройств по программе сотрудничества с компанией «Terra Power» и т.д.);

- ◆ изготовление комбинированных экспериментальных тепловыделяющих сборок в рамках реализации проекта «Прорыв».

К концу 2014 года наработано и изготовлено:

- ◆ 25 партий гранулята, из которых для реактора БН-800 изготовлено 2184 твэла, вошедших в состав 20 тепловыделяющих сборок;
- ◆ 40 штатных тепловыделяющих сборок для реактора БОР-60;
- ◆ две экспериментальные тепловыделяющие сборки реактора БОР-60 для обоснования работоспособности твэла типа твэла реактора МБИР;
- ◆ 231 тепловыделяющий элемент по программе сотрудничества с компанией «Terra Power»;
- ◆ две комбинированные экспериментальные сборки (КЭТВС-6 и КТВС-7), в каждую из которых поместили по четыре твэла с уран-плутониевым нитридным топливом, изготовленных в АО «Сибирский химический комбинат» и в АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

Твэлы «Terra Power-4В» реактора БОР-60, изготовленные по программе сотрудничества с компанией «Terra Power», предназначены для подогрева натрия при заданном его расходе в экспериментальном облучательном устройстве. В результате облучаемые в составе устройства образцы конструкционных материалов, размещённые в специальных ампулах и находящиеся в проточном натрии, нагреваются до необходимой температуры. Облучение образцов исследуемых конструкционных материалов в реакторе БОР-60 в соответствии с программой эксперимента должно быть проведено в шести температурных интервалах, °С:

- | | |
|-------------|-------------|
| 1) 350–370; | 4) 445–495; |
| 2) 390–410; | 5) 525–575; |
| 3) 425–455; | 6) 600–650. |

Результаты выполненных расчётов показали, что в облучательном устройстве с подогревом твэлов возможно получение температуры натрия, омывающего исследуемые материалы, в диапазоне от 320 до 650 °С.

Конструкция сборок КЭТВС-6 и КТВС-7 во многом схожа с конструкцией штатной ТВС реактора БН-600. Применённые в ней конструктивные решения и конструкционные материалы заимствованы из штатных тепловыделяющих сборок, работоспособность ко-

торых подтверждена длительной эксплуатацией в реакторе БН-600 и положительными результатами послереакторных исследований.

Комбинированные сборки КЭТВС-6 и КТВС-7 отличаются от исполнения сборки КЭТВС-1 комплектацией. В них установлены твэлы с увеличенной массой нитридного топлива и используется хвостовик с увеличенными дроссельными отверстиями.

Перед изготовлением комбинированных экспериментальных тепловыделяющих сборок проведена технологическая подготовка производства с корректировкой рабочей конструкторской и технологической документации. Изготовленные сборки КЭТВС-6 и КТВС-7 отправлены на Белоярскую атомную электростанцию для испытаний в активной зоне реактора БН-600.

Все переделы (получение топливных композиций, виброснаряжение твэлов и изготовление ТВС) выполняли на технологическом комплексе химико-технологического отделения НИИАРа с использованием нового и модернизированного основного и вспомогательного технологического оборудования, введённого в эксплуатацию в 2013 году.

Модернизация технологического комплекса химико-технологического отделения была продолжена в 2014 году:

- ◆ введена в эксплуатацию установка подачи технологических газов на технологические участки электрохимической перекристаллизации МОКС-гранулята;
- ◆ закончена модернизация участка водной отмывки МОКС-гранулята от захваченного электролита;
- ◆ введены в эксплуатацию установки термообработки сварного шва и контроля герметичности ТВС на участке сборки и контроля ТВС.

Повышение эффективности контроля качества измерений. В 2014 году лаборатория контроля технологических процессов химико-технологического отделения АО «ГНЦ НИИАР» прошла аккредитацию в национальной системе аккредитации. На основании результатов экспертизы представленных документов, а также выездной оценки соответствия деятельности лаборатории было установлено, что лаборатория контроля технологических процессов химико-технологического отделения в заявленной области аккредитации соответствует установленным критериям аккредитации и ГОСТу ИСО/МЭК 17025-2009 и аккредитована в качестве испытательной лаборатории (центра). Аттестат аккредитации выдан в октябре 2014 года.

В рамках реализации политики в области качества для обеспечения достоверности результатов измерений и поддержания доверия заказчиков к работе лаборатории в 2014 году:

- ◆ внесены пять разработанных в химико-технологическом отделении методик, входящих в область аккредитации лаборатории в Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений;
- ◆ проведена оптимизация расчётов результатов масс-спектрометрических измерений с целью:
 - сокращения времени обработки результатов;
 - обеспечения надёжной сохранности информации за счёт автоматического резервирования файлов на локальном компьютере и архивирования файлов на сервере;
 - предоставления сетевого доступа к информации при определении права доступа к ней.

Топливообеспечение реактора МБИР. Были продолжены работы по созданию системы обеспечения исследовательского реактора МБИР виброуплотнённым МОКС-топливом. Работы проведены по государственному контракту «Корректировка технического проекта РУ МБИР и технических проектов оборудования ИЯУ МБИР» в следующих направлениях:

- ◆ корректировка конструкторской документации твэла реактора МБИР;
- ◆ разработка технологии получения гранулята PuO_2 методом объёмной кристаллизации в солевом расплаве;
- ◆ технологические испытания порошка металлического урана (геттера), полученного в АО «Новосибирский завод химических концентратов» методом плазменного распыления;
- ◆ разработка конструкторской и технологической документации, изготовление и контроль качества твэлов типа твэлов реактора МБИР, содержащих МОКС-топливо в форме механических смесей гранулированных компонентов $\text{UO}_2 + \text{UPuO}_2 + \text{PuO}_2 + \text{U}$ (до 40 % PuO_2 и до 10 % U);
- ◆ разработка документации, изготовление и постановка на облучение в реакторе БОР-60 трёх экспериментальных ТВС с твэлами типа твэлов реактора МБИР;
- ◆ разработка программ послереакторных исследований твэлов типа твэлов реактора МБИР, оценка эффективности использованных и разработка новых усовершенствований твэлов.

В результате выполнены следующие работы:

- ◆ проведена корректировка конструкторской документации на твэл реакторной установки МБИР;
- ◆ разработан технический проект «Элемент тепловыделяющий ТВС РУ МБИР 9Н.2960.000.00 ТП» с топливом из механической смеси:
 - 71,1 % уран-плутониевого оксидного гранулированного топлива (УПОГ) с массовой долей урана 64,7 % и плутония 20,0 % согласно техническим условиям на уран-плутониевое оксидное гранулированное топливо реактора МБИР,
 - 21,9 % гранулированного порошка диоксида плутония согласно техническим условиям на PuO_2 реактора МБИР,
 - 7,0 % гранулированного порошка металлического урана — геттера согласно техническим условиям;
- ◆ проведено предварительное обоснование работоспособности твэлов реактора МБИР с учётом результатов ранее выполненных экспериментальных исследований работоспособности твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом в реакторах БОР-60 и БН-600:
 - получены результаты теплофизических и прочностных расчётов для наиболее напряжённого твэла в условиях нормальной эксплуатации и при нарушении нормальных условий эксплуатации активной зоны;
 - показано, что в режиме нормальной эксплуатации при заданном сценарии вывода реактора на мощность в первую микрокампанию для твэла со свежезагруженным топливом температура топлива и оболочки не превышала допустимых значений. Однако значения окружного напряжения в оболочке твэла, начиная с пятой микрокампании, превышали допустимые.

В рамках подготовки производства виброуплотнённого МОКС-топлива для обеспечения стартовой загрузки реактора МБИР и последующей его подпитки проведён первый эксперимент по отработке технологии получения гранулированного диоксида плутония методом объёмного осаждения. В результате эксперимента, впервые проведённого на оборудовании технологического комплекса химико-технологического отделения АО «ГНЦ НИИАР», получен гранулированный диоксид плутония массой 4670 г, две партии которого (массой 965,0 и 920,8 г) направлены на отработку технологии изготовления виброуплотнённых твэлов с МОКС-топливом реактора МБИР.

Изготовлены и поставлены на облучение в реакторе БОР-60 три экспериментальные ТВС с твэлами типа твэлов реактора МБИР с МОКС-топливом в виде механической смеси

$UO_2 + UPuO_2 + PuO_2 + U$. Установлена технологическая приемлемость порошка металлического урана (геттера), полученного методом плазменного распыления, при изготовлении твэлов типа твэлов реактора МБИР с МОКС-топливом, содержащим до 40 % PuO_2 .

Экспериментально подтверждена эффективность использования в твэлах типа твэлов реактора МБИР теплоизолятора из сплава циркония как дополнительного геттера. Рекомендовано использовать в твэлах с оксидным топливом фиксаторы из сплава циркония как дополнительный геттер (патенты № 117699, 145011 на полезную модель).

Тепловыделяющие элементы реактора БН-800. Были продолжены работы для обоснования возможностей использования твэлов с МОКС-топливом в гибридной активной зоне реактора БН-800. Работы проводили по договору между АО «ГНЦ НИИАР» и ОАО «Концерн Росэнергоатом» о послереакторных исследованиях экспериментальной тепловыделяющей сборки и твэлов этой ЭТВС со смешанным виброуплотнённым оксидным топливом после облучения в реакторе БН-600.

Данная экспериментальная ТВС — одна из трёх ЭТВС, изготовленных в химико-технологическом отделении в 2010 году по усовершенствованной технологии и успешно облучённых в реакторе БН-600 при параметрах, не уступающих проектным параметрам эксплуатации твэлов со смешанным виброуплотнённым топливом в реакторе БН-800.

В порядке подготовки к послереакторным исследованиям твэлов экспериментальной тепловыделяющей сборки были проведены расчёты значений ожидаемых макроэффектов с использованием кода *Vikond2*, который применяется в ГНЦ НИИАР как средство для исследования и проектирования твэлов реакторов на быстрых нейтронах с виброуплотнённым топливом. Расчётное моделирование твэлов проведено на основании технических условий твэла, паспортных данных экспериментальной сборки и исходных данных по реальным режимам работы реактора БН-600, предоставленных филиалом «Белоярская АЭС» открытого акционерного общества «Концерн Росэнергоатом». Целью расчётов было определение возможного диапазона изменения рабочих параметров данной ТВС и проведение объективной оценки и настройки кода *Vikond2*.

В соответствии с этим договором обобщили результаты проведённых послереакторных исследований и разработали рекомендации по дальнейшему использованию и совершенствованию технологии изготовления тепловыделяющих элементов с виброуплотнённым МОКС-топливом.

Реализованные усовершенствования технологии изготовления твэлов (послойная засыпка гранулята в смеситель, особые приёмы смешивания гранулята, его засыпка в оболочку твэла, вибрационное уплотнение и др.) обеспечили достаточную надёжность и работоспособность твэлов.

Дальнейшие научно-исследовательские и опытно конструкторские работы по совершенствованию технологии твэлов с МОКС-топливом и их использованию в реакторах на быстрых нейтронах рекомендовано проводить в следующих направлениях:

- ◆ изготовление и использование меченого геттера (сплав урана с изотопом ^{54}Mn) и лёгкого геттера (сплав урана с цирконием) — для обеспечения возможности неразрушающего контроля равномерности распределения геттера по высоте топливного сердечника в твэле;

- ◆ освоение технологии синхронного дозирования при засыпке в оболочку твэла гранулированных компонентов топливного сердечника для аксиального профилирования его состава.

В.А. Кислый

ПРОИЗВОДСТВО ТОПЛИВА

Одним из основных направлений деятельности химико-технологического отделения в 2014 году было изготовление МОКС-гранулята и твэлов для последующего изготовления тепловыделяющих сборок реактора БН-800.

Кроме того, в 2014 году были изготовлены:

- ◆ тепловыделяющие сборки:
 - для реактора БОР-60 в обеспечение штатных перегрузок;
 - в рамках программы обоснования конструкции и работоспособности твэла типа твэла реактора МБИР;
- ◆ твэлы, обеспечивающие подогрев теплоносителя для обеспечения заданных условий испытаний конструкционных материалов в рамках программы «Terra Power»;
- ◆ гранулят для изготовления государственных стандартных образцов обогащения урана;
- ◆ комбинированные экспериментальные ТВС для реактора БН-600, содержащие твэлы с нитридным топливом;
- ◆ порошок диоксида плутония методом объёмной перекристаллизации.

Гранулят для государственных стандартных образцов необходимого обогащения по ^{235}U изготавливали по технологии, принятой в химико-технологическом подразделении при производстве топлива для реакторов на быстрых нейтронах, из механических смесей исходных материалов с применением технологии электрохимической перекристаллизации исходных оксидов урана.

По такой технологии было наработано пять искусственных смесей диоксидов (пяти обогащений по ^{235}U) в виде гранулированных диоксидов урана, масса каждой из которых в среднем составляла 2,9 кг.

С целью исследования характеристик погрешности от неоднородности исходного материала стандартного образца и установления аттестованных значений аттестуемых характеристик и значений дополнительных характеристик в материале гранулированного диоксида урана для стандартных образцов пяти обогащений по ^{235}U с применением разрушающих методов было отобрано по 32 пробы от каждого из пяти приготовленных гранулированных диоксидов урана.

Для сохранения проб диоксида урана и возможного неоднократного неразрушающего и разрушающего анализа от каждой из пяти приготовленных смесей ГДУ были отобраны 12 архивных проб. Архивные пробы упакованы в качестве образцов-свидетелей. Все аналитические пробы были исследованы на лабораторном комплексе химико-технологического отделения. По результатам аналитических исследований изготовленный гранулированный диоксид урана был загружен в 110 капсул (по 22 капсулы каждого обогащения). Капсулы с гранулированным диоксидом урана переданы на реакторный исследовательский комплекс для дальнейшего исследования стандартного образца — гранулированного диоксида урана.

Исследована возможность производства гранулированного порошка диоксида плутония методом объёмной кристаллизации в расплаве $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$ на оборудовании технологического комплекса химико-технологического отделения института. При этом было наработано диоксида плутония массой 3,9534 кг (фракция — 100 мкм).

Цель работы — восстановление на более современном уровне пирохимической технологии для производства гранулированного порошка диоксида плутония и получение опытных партий гранулята плутония для изготовления экспериментального виброуплотнённого МОКС-топлива типа топлива реактора МБИР.

В продолжение реализации проекта «Прорыв» Госкорпорации «Росатом» на технологическом комплексе химико-технологического отделения изготовлены две комбинированные экспериментальные тепловыделяющие сборки, каждая из которых содержит по четыре твэла с уран-плутониевым нитридным топливом.

Твэлы с уран-плутониевым нитридным топливом для комплектования комбинированных экспериментальных ТВС изготовлены в АО «Сибирский химический комбинат» и АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара». При подготовке к изготовлению комбинированных ЭТВС проведена технологическая подготовка производства с корректировкой разработанной рабочей конструкторской и технологической документации. Изготовленные комбинированные ТВС успешно выдержали приёмосдаточные испытания и были отправлены на Белоярскую атомную электростанцию для реакторных испытаний в составе активной зоны реакторной установки БН-600.

Все переделы: а) получение гранулированных топливных композиций методом объёмного осаждения и электрохимической грануляции; б) изготовление твэлов методом виброуплотнения; в) аналитическое сопровождение технологического процесса и паспортизации готовой продукции, — необходимые при изготовлении ТВС, выполняли на технологическом комплексе химико-технологического отделения с использованием нового и модернизированного основного и вспомогательного технологического оборудования, введённого в эксплуатацию в 2013 году в рамках реализации проекта «Техническое перевооружение топливного комплекса» в соответствии с федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения».

К концу 2014 года изготовлены:

- ◆ 52 катодных осадка массой более 1500 кг;
- ◆ 25 партий гранулята, из которых изготовлено 2184 твэла для реактора БН-800;
- ◆ 40 штатных ТВС для реактора БОР-60 по полному переделу;
- ◆ две экспериментальные ТВС реактора БОР-60 для обоснования работоспособности твэла типа твэла реактора МБИР;
- ◆ 231 твэл по программе «Terra Power»;
- ◆ гранулированный диоксид урана массой 14,5 кг (для стандартного образца);
- ◆ диоксид плутония массой 3,8 кг;
- ◆ две комбинированные экспериментальные ТВС для реактора БН-600.

В 2014 году была продолжена работа по совершенствованию оборудования и систем технологического комплекса химико-технологического отделения. В частности, введены в эксплуатацию на участке сборки и контроля ТВС стенды термообработки сварного шва ТВС и контроля герметичности ТВС. Ввод в эксплуатацию этих стендов позволил исключить влияние человеческого фактора и увеличил производительность по изготовлению ТВС.

Введена в эксплуатацию установка подачи технологических газов, в том числе газообразного хлора, на технологические участки электрохимической перекристаллизации гранулята. Установка подачи технологических газов изготовлена и введена в эксплуатацию в соответствии с требованиями «Правил безопасности производства хлора и хлорсодержащих сред». Подготовка и подача газов на участки осуществляется в автоматизированном режиме.

Введён в эксплуатацию участок электрохимической перекристаллизации. Ввод участка позволил увеличить производительность по наработке катодных осадков в два раза.

Начат монтаж автоматизированной линии изготовления тепловыделяющих элементов (АЛИТ-2). Данная автоматизированная линия содержит в своём составе узел синхронного дозирования топлива. Ввод этой автоматизированной линии изготовления твэлов АЛИТ-2 позволит изготавливать тепловыделяющие элементы полностью в автоматизированном режиме и с хорошим распределением.

Закончена модернизация участка отмывки гранулята, что увеличивает производительность по отмывке гранулята в два раза.

*В.А. Кислый, С.А. Редькин, Е.В. Фокеева,
С.И. Феоктистова, Е.А. Гремячкин, А.А. Капанин*

Таблица 3.2

Основные технические характеристики твэла № 2

Характеристика	Значение	
Длина твэла, мм	1083	
Диаметр × толщина стенки оболочки твэла, мм	6,0 × 0,3	
Размеры дистанционирующей проволоки, мм:	1,3 × 0,6	
Номинальная высота топливного сердечника, мм	450	
Материал оболочки твэла	Сталь марки 06X16H15M2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД)	
Материал дистанционирующей проволоки твэла	Сталь марки 06X16H15M2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД)	
Массовая доля гелия газообразного марки А или Б (среда газовой полости необлучённого твэла), %	Не менее 80	
Материал топливного сердечника	Виброуплотнённая механическая смесь УПОГ, УОГ, PuO ₂ и геттера	
Номинальная массовая доля оксида плутония в смеси оксидов урана и плутония топливной смеси, %	40	
Массовая доля геттера, %	10,0	7,0
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси, %:	0,3–0,7	
изотопов урана геттера	0,3–0,7	
изотопов урана топлива УОГ	71,5–71,9	
изотопов урана топлива УПОГ	0,3–0,7	
Массовая доля изотопа ²³⁹ Pu в смеси, %:	Не менее 90	
изотопов плутония топлива УПОГ	Не менее 90	
изотопов плутония диоксида плутония перекристаллизованного	Не менее 90	

Примечание. Геттер — порошок урана металлического или порошок урана металлического, изготовленный методом плазменного распыления производства АО «НЗХК».

Массовая доля компонентов топливной смеси экспериментальных твэлов подобрана таким образом, чтобы обеспечить необходимую эквивалентную топливную загрузку для выполнения параметров испытаний, соответствующих параметрам испытаний твэла реактора МБИР (табл. 3.3).

Таблица 3.3

Основные технические характеристики твэла № 2

Параметр	Экспериментальный твэл типа твэла реактора МБИР	Твэл типа твэла реактора МБИР
Линейная мощность твэлов, кВт/м	50 ± 6	50 (максимальная)
Максимальная температура оболочки твэла с учётом неопределённости параметров, °С	700	700
Максимальная повреждающая доза твэлов, сна	75	75
Максимальное (локальное) выгорание топлива, % т.а.	12–16	12–16

В большей части изготовленных твэлов в качестве геттера впервые применён гранулированный порошок металлического урана производства АО «НЗХК», полученный методом плазменного распыления, оптимальная фракция которого предварительно определена в рамках выполнения «Программы технологических испытаний порошка металлического урана, полученного методом плазменного распыления».

Экспериментальные твэлы изготовлены в соответствии с разработанной конструкторской и технологической документацией. По результатам контроля по назначению можно использовать 88 % экспериментальных твэлов.

В результате анализа данных, полученных в ходе выполнения экспериментальных программ и изготовления твэлов, выявлено следующее:

- ◆ геттер производства АО «НЗХК» показывает хорошую сопоставимость по технологическим свойствам с использовавшимся ранее порошком металлического урана, изготовленным методом кальцийтермического восстановления;

- ◆ подтверждена предполагаемая зависимость некоторых технологических свойств виброуплотнённого МОКС-топлива от процентного содержания геттера в составе топливной смеси твэла (при изготовлении твэлов с 10 % геттера наблюдается тенденция к увеличению средней эффективной плотности и уменьшению времени виброуплотнения);

- ◆ некоторые отклонения от требований конструкторской документации по параметрам: относительная неравномерность распределения плотности и относительная неравномерность распределения плутония могут быть связаны не только со сложным характером процесса виброуплотнения многокомпонентной смеси, но и с наличием в составе топлива твэлов диоксида плутония. Данный диоксид плутония получен в химико-технологическом отделении в рамках научно-исследовательской работы «Получение гранулированного диоксида плутония методом объёмной кристаллизации в расплаве $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$ » (была изготовлена опытная партия; на данный момент отсутствует оборудование для контроля структуры порошка и его технологических свойств).

Помимо основных контрольных операций, предусмотренных технологической документацией, экспериментальные твэлы типа твэлов реактора МБИР подверглись дополнительному разрушающему контролю для определения содержания геттера в пробах топлива, отобранных из различных участков топливного сердечника. С этой целью было отобрано 12 % твэлов различного исполнения (вариации с содержанием геттера). Анализ результатов контроля показал, что значения относительной неравномерности (η , %) распределения геттера в изготовленных твэлах соответствуют требованиям, предъявляемым к твэлам с виброуплотнённым МОКС-топливом реактора БН-800 ($-50,0 \leq \eta \leq 40,0$), и колеблются в пределах относительной неравномерности распределения геттера от минус 36,0 до плюс 8,6 %.

Изготовленные твэлы вошли в состав трёх ЭТВС реактора БОР-60:

- 1) ЭТВС является сборно-разборной, приспособленной к замене отдельных твэлов на промежуточных этапах облучения, содержит 19 экспериментальных твэлов (семь необлучённых твэлов типа твэлов реактора МБИР и 12 облучённых ранее твэлов);

- 2) ЭТВС является сборно-разборной, приспособленной к замене отдельных твэлов на промежуточных этапах облучения, содержит 19 экспериментальных твэлов типа твэлов реактора МБИР;

- 3) ЭТВС штатной конструкции, не приспособленная к замене твэлов на промежуточных этапах облучения, подлежит облучению до проектного ресурса 75 сна, содержит 37 экспериментальных твэлов типа твэлов реактора МБИР.

В соответствии с разработанными программами реакторных испытаний все три ЭТВС в 2014 году загружены в активную зону реактора БОР-60.

Е.В. Фокеева, А.А. Кисурин

ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ КОНТРОЛЯ КАЧЕСТВА ИЗМЕРЕНИЙ

В соответствии со статьёй 1 Федерального закона от 26 июня 2008 г. № 102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений» проводимые в области использования атомной энергии измерения входят в сферу государственного регулирования обеспечения единства измерений.

Лаборатория контроля технологических процессов химико-технологического отделения АО «ГНЦ НИИАР» для повышения эффективности контроля качества измерений и обеспечения получения объективных, достоверных и сопоставимых результатов измерений при выполнении работ по оценке соответствия производимой продукции обязательным требованиям технических условий в 2014 году прошла процесс аккредитации в национальной системе аккредитации в соответствии с Федеральным законом от 26 июня 2008 г. № 102-ФЗ «Об аккредитации в национальной системе аккредитации» и Постановлением Правительства от 17 октября 2011 г. № 845 Российской Федерации «О Федеральной службе по аккредитации» в качестве испытательной лаборатории (центра) (приказ «Об оценке соответствия ОАО «ГНЦ НИИАР» критериям аккредитации»).

На основании результатов экспертизы представленных документов, а также выездной оценки соответствия деятельности лаборатории было установлено, что лаборатория контроля технологических процессов химико-технологического отделения АО «ГНЦ НИИАР» в заявленной области аккредитации соответствует установленным критериям аккредитации и ГОСТ ИСО/МЭК 17025-2009 и аккредитована в качестве испытательной лаборатории (центра). Выдан аттестат аккредитации (рис. 3.1).



Рис. 3.1. Вид аттестата аккредитации

В рамках реализации политики в области качества и поддержания доверия заказчиков к работе лаборатории контроля технологических процессов химико-технологического отделения АО «ГНЦ НИИАР» в 2014 году проведены следующие мероприятия:

1) Разработанные в химико-технологического отделении и входящие в область аккредитации лаборатории методики внесены в Федеральный информационный фонд

по обеспечению единства измерений (письмо «Всероссийского научно-исследовательского института метрологической службы»):

- ◆ методика измерений «Оксиды урана, плутония и МОКС-топливо. Методика измерения примесей хлора и фтора в пробах спектрофотометрическим методом с предварительным пиролизом»;
- ◆ отраслевая инструкция (ОИ) «Уран, оксиды урана, плутония и МОКС-топливо. Методика определения изотопного состава урана и плутония масс-спектрометрическим методом»;
- ◆ ОИ «Уран и оксиды урана. Количественное определение массовой доли урана в пробах методом потенциометрического титрования на установке Дэвиса-Грэя»;
- ◆ ОИ «Оксиды плутония, смешанное уран-плутониевое топливо и технологические продукты его наработки. Методика измерений массовой доли америция-241 в пробах гамма-спектрометрическим методом»;
- ◆ ОИ «Оксид плутония и оксидное уран-плутониевое топливо. Методика количественного химического анализа массовой доли плутония в пробах методом автоматического кулонометрического титрования».

2) Проведена оптимизация работ в области расчётов результатов масс-спектрометрических измерений. Разработан и внедрён комплекс компьютерных программ (в среде Microsoft Excel) для обеспечения быстрого и качественного расчёта изотопного состава урана и плутония, проведения внутреннего лабораторного оперативного контроля качества измерений, хранения и анализа полученных данных.

На этом этапе были решены задачи:

- ◆ автоматизации процессов расчёта;
- ◆ сокращения времени обработки результатов;
- ◆ обеспечения надёжной сохранности информации за счёт автоматического резервирования файлов на локальном компьютере и архивирования файлов на сервере;
- ◆ предоставления сетевого доступа к информации при определении права доступа к ней.

С.И. Феоктистова

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ И КОНСТРУКТИВНЫЕ УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ МОКС-ТОПЛИВА И ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ ДЛЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В 2014 году были продолжены научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по совершенствованию технологических и конструктивных параметров твэлов с МОКС-топливом, ориентированных на использование в реакторах МБИР и БН-800.

Цели, содержание и результаты НИОКР заключались в следующем:

1. Технологические испытания порошка металлического урана — геттера, полученного методом плазменного распыления, включали изучение качества его распределения в образцах твэлов реактора МБИР с гранулированным оксидным топливом типа механи-

ческой смеси; изучение влияния геттера на эффективную плотность топлива в твэлах и на аксиальную равномерность распределения геттера.

Был проведён рассев партий геттера с выделением фракций гранул размером менее 100 мкм, смеси фракций гранул размером (100 + 100 – 160) мкм (50/50), фракции гранул размером 160–250 мкм. Изготовлены макеты твэлов с массовой долей геттера в оксидном топливе 0, 5, 7, 10 %. Показано увеличение эффективной плотности топлива в твэлах для всего диапазона увеличения значений массовой доли геттера различного фракционного состава.

Результаты неразрушающего контроля твэлов на установке автоматизированного контроля распределения топлива показали соответствие всех твэлов требованиям технических условий по аксиальному распределению относительной плотности.

Учитывая 30-летний положительный опыт применения в составе топливного сердечника в качестве геттера порошка металлического урана с размером гранул менее 100 мкм, полученного в АО «Чепецкий механический завод» методом кальций-термического восстановления, принято решение о проведении дальнейших испытаний с использованием порошка металлического урана с размером гранул менее 100 мкм, полученного в АО «Новосибирский завод химических концентратов» методом плазменного распыления, аналогичного фракционного состава.

Отобранная фракция плазмораспылённого гранулята урана использована в качестве геттера при изготовлении механически смешанного МОКС-топлива состава $UO_2 + UPuO_2 + PuO_2 + U$.

Такое топливо, содержащее PuO_2 с массовой долей 38 или 40 % и U с массовой долей 7 или 10 %, использовано при комплектации трёх экспериментальных тепло-выделяющих сборок реактора БОР-60 с макетами твэлов реакторной установки МБИР. Облучение ЭТВС начато в 2014 году.

2. С целью разработки рекомендаций по дальнейшему использованию и совершенствованию технологии изготовления твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом проведён анализ и обобщены результаты послереакторных исследований экспериментальной ТВС, облучённой в реакторе БН-600.

Данная ЭТВС — одна из трёх ЭТВС, содержавших твэлы с виброуплотнённым МОКС-топливом, изготовленных в химико-технологического отделении в 2010 году по усовершенствованной технологии [1]. Реализованные усовершенствования ориентированы на достижение основной цели — обеспечить аксиальную равномерность распределения компонентов топлива и в частности U -геттера, так как его скопление в нижней части топливного сердечника иногда приводило к локальной деформации и даже повреждению оболочки твэла.

Все три ЭТВС с такими твэлами были облучены в реакторе БН-600 без замечаний в штатных режимах до штатного выгорания со следующими параметрами:

- ◆ максимальное выгорание $B^{max} \leq 10,4$ % т.а.;
- ◆ максимальная повреждающая доза $F^{max} \leq 79$ сна;
- ◆ максимальная линейная тепловая нагрузка $Q_l^{max} \leq 43,4$ кВт/м;
- ◆ температура оболочки твэла $T_{обол}^{max} \leq 697$ °С.

К нежелательным радиационно-термическим эффектам, установленным при послереакторных исследованиях твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом ранее указанной ЭТВС, следует отнести:

- ◆ локальное увеличение диаметра оболочек в нижней, низкотемпературной зоне размещения топливного сердечника, зафиксированные в 12 твэлах из 127 изученных;
- ◆ образование зон высокого газового сопротивления, зафиксированные в пяти твэлах, при этом в двух твэлах внутренний объём оказался разделённым на две изолированные полости;

- ◆ неравномерность аксиального распределения таких продуктов деления как цезий и рутений;

- ◆ очаги коррозионного повреждения внутренней поверхности оболочки в верхней высокотемпературной зоне размещения топливного сердечника.

На основе результатов анализа особенностей и опасности радиационно-термических эффектов сделаны следующие замечания:

I. Эффект локального увеличения (в зоне стыка нижнего торцевого экрана и нижней части топливного сердечника) диаметра оболочки не случаен. Этот эффект был обнаружен ранее в реакторе БН-600 на облучённых твэлах, изготовленных до 2010 года. В частности, в двух твэлах локальная пластическая деформация $\Delta d/d^{\max}$ оболочек твэлов достигла недопустимого значения ($\Delta d/d^{\max} > 4,5\%$), что привело к повреждению твэлов.

Проведённые в 2010 году усовершенствования СВУТ-технологии, (смешанное виброуплотнённое оксидное топливо) использованные при изготовлении твэлов ЭТВС, облучённой в реакторе БН-600, не устранили полностью вероятности аксиальной неравномерности распределения гранул геттера урана в отдельных твэлах. Однако эти неравномерности были существенно уменьшены, что привело к уменьшению локальной деформации оболочек твэлов до приемлемых значений $\Delta d/d^{\max} \leq 2,53\%$.

Следует отметить некоторые особенности выявленного макроэффекта:

- ◆ во-первых, он проявляется на малом участке (длиной $\Delta z \sim 5$ мм) с резко выраженным максимальным значением пластической деформации оболочек твэлов на еще более малом участке ($\Delta z \sim 2$ мм);

- ◆ во-вторых, местонахождение участков с $\Delta d/d^{\max}$ ($\Delta z = 22$ мм) для различных твэлов различно;

- ◆ в-третьих, абсолютное значение $\Delta d/d^{\max} = 0,21\text{--}2,53\%$ не превосходит максимальных значений формоизменений оболочек твэлов в этой ТВС, обусловленных радиационным распуханием материала оболочек ($\Delta d/d^{\max} = 2,42\text{--}3,16\%$). Эти значения формоизменения расположены в более энергонапряжённой зоне твэлов — вблизи центра топливного сердечника, где допускаемые значения формоизменения оболочек еще больше ($\Delta d/d^{\max} \leq 5\%$).

Эти наблюдения позволяют считать обсуждаемый макроэффект нежелательным, но не препятствовавшим достижению проектного выгорания в твэлах изученной теплоделяющей сборки.

Для обеспечения равномерного аксиального распределения U-геттера можно использовать меченый геттер (сплав урана с изотопом марганца-54) и сплошной (100 %-й) неразрушающий контроль аксиальной равномерности его распределения. Возможна также замена используемого тяжёлого геттера (урана с массовой концентрацией $\gamma \sim 19$ г/см³) на лёгкий геттер (сплав уран–циркониевый, $\gamma \sim 11$ г/см³), равномерность распределения которого можно обеспечить технологически (на это усовершенствование подана заявка на полезную модель).

II. Эффект образования зоны высокого газового сопротивления не случаен. Этот эффект характерен для твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом, содержащим добавки металлического геттера урана (достехиометрическое оксидное топливо).

Образование зоны высокого газового сопротивления может (теоретически) привести к тому, что газосборник, размещённый в нижней низкотемпературной части твэла, не сможет выполнять свою основную функцию – обеспечивать приемлемо низкое давление осколочных газов под оболочкой. В этом случае высокое давление осколочных газов в верхней высокотемпературной части твэла может привести к недопустимо большой деформации (ползучести) или к повреждению оболочки (к исчерпанию ресурсов длительной прочности или ползучести).

Во всех твэлах изучаемой ТВС и в ранее изученных твэлах подобных теплоделяющихборок не было обнаружено существенных макроэффектов влияния ЗВГС

на увеличение диаметра оболочек или на повреждения оболочек в верхних высокотемпературных частях твэлов. Это объясняется тем, что при возникновении зон высокого газового сопротивления с разделёнными (изолированными) газовыми полостями измеренные значения давления газов в этих полостях различались незначительно или были равны.

Можно отметить также факт отсутствия зон высокого газового сопротивления в твэлах изученной ТВС, в которых был обнаружен эффект локального увеличения диаметра оболочки (пластической деформации вплоть до $\Delta d/d^{\max} = 2,53\%$) в нижней части топливного сердечника.

Эти наблюдения позволяют считать макроэффект образования ЗВГС не препятствующим достижению проектных выгораний в твэлах, подобных изученным.

III. К радиационно-термическим эффектам системного характера, типичным как для изученных твэлов, так и для ранее изученных твэлов с гранулированным оксидным топливом, содержащим добавки металлического U-геттера, следует отнести неравномерности аксиального распределения таких продуктов деления, как цезий и рутений. Однако не были выявлены закономерные связи этих образовавшихся при облучении неравномерностей с исходными (до облучения) неравномерностями аксиального распределения плотности, плутония или U-геттера в твэлах. Не было выявлено также влияние как исходных, так и образовавшихся при облучении неравномерностей на работоспособность твэлов.

IV. К радиационно-термическим эффектам несистемного характера следует отнести появление в отдельных твэлах очагов коррозионного повреждения внутренней поверхности оболочки глубиной до 80 мкм. Эти очаги наблюдались только в верхней высокотемпературной зоне размещения топливного сердечника. В этой зоне содержание U-геттера может быть понижено за счёт его перемещения в нижнюю зону.

Эффекты коррозионного повреждения стальных оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах наблюдались и в твэлах с таблеточным оксидным топливом. Однако они не препятствовали достижению проектных выгораний $B^{\max} \leq 10\%$ т.а. Тем не менее для уменьшения этого нежелательного эффекта можно размещать в верхней высокотемпературной зоне твэла дополнительный геттер — выполненный из циркониевого сплава теплоизолятор и/или фиксатор топливного сердечника. Конструктивные исполнения таких усовершенствований защищены патентами на полезную модель [2, 3]. Получены экспериментальные подтверждения их эффективности.

V. Полученные результаты позволяют сделать следующие рекомендации по дальнейшему использованию и совершенствованию технологии изготовления твэлов со СВУТ:

1. Разработанные и использованные усовершенствования обеспечили надёжность (работоспособность) всех твэлов (813 твэлов в трёх ЭТВС) в активной зоне реактора БН-600 при параметрах, существенно превышающих планируемые параметры эксплуатации твэлов со смешанным виброуплотнённым оксидным топливом (СВУТ-твэлов) в активной зоне реактора БН-800. Более того реализованные в реакторе БН-600 параметры эксплуатации СВУТ-твэлов превышают планируемые параметры эксплуатации в реакторе БН-800 твэлов с таблеточным МОКС-топливом.
2. Программное средство Vikond2 позволяет рассчитывать (прогнозировать) значения и месторасположение практически важных радиационно-термических макроэффектов:
 - ◆ отсутствие или наличие осевого массопереноса топлива;
 - ◆ значение осевых удлинений оболочек твэлов;
 - ◆ значение радиальных формоизменений оболочек твэлов;
 - ◆ местонахождение максимальных значений радиальных формоизменений оболочек твэлов;
 - ◆ структурные изменения в топливном сердечнике.

3. Дальнейшие НИОКР по совершенствованию технологий изготовления твэлов с виброуплотнённым топливом и использованию этих твэлов в реакторах на быстрых нейтронах рекомендуется проводить в следующих направлениях:

- ◆ разработка технологий изготовления и использования меченого геттера (сплав урана с изотопом марганца-54) и лёгкого геттера (сплав урана с цирконием) — совместно с ОАО «Новосибирский завод химических концентратов»;

- ◆ освоение технологий синхронного дозирования гранулированных топливных навесок с добавками тяжелого (уран), легкого (сплав урана с цирконием) и меченого (сплав урана с изотопом марганца-54) геттеров для обеспечения аксиальной равномерности распределения U-геттера и для создания возможностей аксиального профилирования энерговыделения (выгорания) в СВУТ-твэлах;

- ◆ разработка и освоение технологий создания твэлов нового поколения с комбинированными топливными сердечниками типа керамика-керамика, керамика-металл;

- ◆ разработка конструкций и освоение технологий изготовления топливных композиций и твэлов для гетерогенного сжигания минор-актинидов.

Список литературы

1. Фокеева Е.В., Кислый В.А., Головченко Ю.М. Изготовление и реакторные испытания трёх экспериментальных тепловыделяющих сборок с виброуплотнённым МОКС-топливом. — Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. С. 113–116.
2. Пат. 145011 Российская Федерация, МПК⁷ G 21 C 3. Твэл ядерного реактора / С.Г. Ерёмин, Е.В. Фокеева, В.А. Кислый, Ю.М. Головченко // Бюл., 2014. № 22.
3. Пат. 117699 Российская Федерация, МПК⁷ G21C3. Твэл ядерного реактора / И.С. Валева, Е.В. Фокеева, В.Д. Грачёв, В.А. Кислый, Ю.М. Головченко // Бюл., 2012. № 18.

*В.А. Кислый, Е.В. Фокеева, С.А. Редькин,
Ю.М. Головченко, А.А. Кисурин*

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИЙ ЭЛЕМЕНТ TERRA POWER-4В РЕАКТОРА БОР-60

Рабочая конструкторская документация разработана на основании технического задания на разработку экспериментального образца «Элемент тепловыделяющий экспериментальный Terra Power-4В реактора БОР-60».

Целью разработки является создание твэла для обеспечения условий реакторных испытаний образцов конструкционных материалов в составе экспериментального облучательного устройства.

Область применения экспериментального твэла Terra Power-4В реактора БОР-60 в составе экспериментального облучательного устройства — активная зона исследовательского реактора на быстрых нейтронах БОР-60.

В экспериментальном ОУ твэл Terra Power-4В используют для подогрева теплоносителя при заданном расходе натрия. В результате облучаемые в составе ОУ образцы конструкционных материалов, размещённые в специальных ампулах и находящиеся в проточном реакторном натрии, нагреваются до необходимой температуры.

Облучение ОУ с исследуемыми конструкционными материалами в реакторе БОР-60 в соответствии с программой эксперимента проведено в шести температурных интервалах: 350–370, 390–410, 425–455, 445–495, 525–575, 600–650 °С.

Результаты выполненных расчётов показали, что в ОУ с твэльным подогревом возможно получение температуры натрия, омывающего исследуемые материалы, в диапазоне от 320 до 650 °С.

Основные параметры и условия эксплуатации твэла приведены в табл. 3.4.

Таблица 3.4

Основные параметры и условия эксплуатации твэла

Характеристика	Значение
Максимальное (локальное) выгорание топлива, % т.а.	15
Максимальная повреждающая доза, сна	75
Максимальная температура оболочки твэла, °С	700
Назначенный срок хранения отработавшего твэла в бассейне выдержки	10 лет
Назначенный ресурс твэла при работе реактора на номинальной мощности	5 лет

В процессе эксплуатации твэл в составе облучательного устройства может извлекаться из активной зоны реактора и затем из ОУ для проведения промежуточных исследований и измерений образцов конструкционных материалов, установленных в облучательном устройстве. По окончании промежуточных исследований твэл может вновь устанавливаться в то же или иное ОУ при условии сохранения работоспособности.

Основные технические параметры твэла приведены в табл. 3.5.

Таблица 3.5

Основные технические параметры твэла

Характеристика	Значение
Номинальная длина твэла, мм	527
Номинальные диаметр × толщина стенки оболочки твэла, мм	6,0 × 0,3
Номинальные размеры дистанционирующей эллипсной проволоки твэла, мм	1,3 × 0,6
Номинальная высота газовой полости твэла, мм	167
Номинальная высота топливного сердечника твэла, мм	300
Материал оболочки твэла	Сталь марки 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД)
Материал дистанционирующей проволоки твэла	Сталь марки 06Х16Н15М2Г2ТФР (ЧС68)
Среда газовой полости (необлучённого) твэла	Гелий с массовой долей не менее 80 %
Материал топливного сердечника твэла	Механическая смесь уранового оксидного гранулированного топлива и порошка урана металлического (с массовой долей не менее 4 %)
Средняя по объёму плотность топливного сердечника, г/см ³	9,0 ± 0,2
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана в составе топлива УОГ, %	71,7 ± 0,2
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана порошка металлического урана, %	0,3–0,7

Твэл состоит из стальной оболочки, внутри которой расположены топливный сердечник, поддержка и внутренние конструкционные элементы (рис. 3.2).



Рис. 3.2. Схема твэла Terra Power: общий вид твэла (а): заглушка верхняя (1), механическая смесь уранового оксидного гранулированного топлива и порошка урана металлического (2), труба (3), проволока (4), таблетка (5), пробка (6), стакан (7), поддержка (8), заглушка нижняя (9); сечение твэла (б)

Топливный сердечник состоит из механической смеси уранового оксидного гранулированного топлива и порошка урана металлического в качестве геттера. Позиционирование топливного сердечника осуществляется поддержкой в виде стальной трубки, установленной в нижней части твэла. Для фиксации топливного сердечника, а также предотвращения просыпания топлива в газовую полость устанавливается газопроницаемая пробка из никелевой сетки. Между пробкой и поддержкой установлен стакан. Длина поддержки определяет объем внутренней газовой полости (газосборника), необходимый для компенсации напряжений, возникающих в оболочке твэла вследствие давления газовых продуктов деления, выделяемых в процессе облучения. Фиксация поддержки осуществляется пробкой из никелевой сетки.

С целью дистанционирования в пучке твэлов экспериментального ОУ на оболочке твэла навита эллипсная проволока. Крепление проволоки к оболочке осуществляется контактной точечной многоимпульсной сваркой.

Внутренняя полость твэла заполнена гелием газообразным.

Герметизация твэла осуществляется сваркой оболочки и заглушек:

- ◆ верхней — периметрической аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом без присадочного материала;
- ◆ нижней — торцевой аргонодуговой сваркой дугой, управляемой магнитным полем.

Верхняя заглушка имеет фигурный паз, с помощью которого твэл устанавливается в ОУ.

Выбор конструкции твэла Terra Power-4В основывался на опыте изготовления и эксплуатации твэлов реактора БОР-60. Наружный диаметр оболочки, конфигурация дистанционирующей проволоки и концевых заглушек идентичны соответствующим характеристикам элементов штатных твэлов, устанавливаемых в ТВС реактора БОР-60.

Отличительной особенностью конструкции разработанного твэла является отсутствие торцевых зон (верхней и нижней) воспроизводства.

Е.В. Фокеева, И.С. Валеева

ПОЛУЧЕНИЕ ГРАНУЛИРОВАННОГО ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ МЕТОДОМ ОБЪЁМНОГО ОСАЖДЕНИЯ В РАСПЛАВЕ $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$

В АО «ГНЦ НИИАР» начато строительство многоцелевой исследовательской ядерной установки с исследовательским реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (РУ МБИР). Согласно техническому заданию на разработку реакторной установки МБИР реактор будет запитан виброуплотнённым МОКС-топливом. В проекте твэла заложено применение плутония декларированного изотопного состава и урана естественного изотопного состава либо обеднённого по изотопу ^{235}U . В перспективе в реакторе возможно использование энергетического плутония. При использовании плутония декларированного изотопного состава массовая доля плутония в топливе будет составлять 38,8 %, а при использовании энергетического плутония она может превышать 50 %.

Для получения гранулированного порошка МОКС-топливных композиций с массовой долей плутония более 30 % технологии нет. Тем не менее производить МОКС-топливо для реактора МБИР можно в виде механических смесей гранулированных порошков МОКС-топливных композиций с массовой долей плутония менее 30 % и диоксида плутония. Технология производства МОКС-топливных композиций с массовой долей плутония менее 30 % в НИИАРе существует и применяется при изготовлении штатных и экспериментальных ТВС с виброуплотнённым МОКС-топливом для исследовательских и энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

В начале 80-х годов прошлого века в НИИАРе разработана технология для получения гранулированного PuO_2 методом объёмного осаждения в расплаве $\text{NaCl}-\text{KCl}$. На основе данной технологии нарабатывали гранулят PuO_2 при переводе реактора БОР-60 на МОКС-топливо из механической смеси гранулированных порошков UO_2 и PuO_2 .

Настоящая работа проведена в рамках подготовки производства виброуплотнённого МОКС-топлива для обеспечения стартовой загрузки реактора МБИР и последующей его подпитки. Назначение первого эксперимента состояло в обосновании возможности получения гранулированного PuO_2 методом объёмного осаждения на оборудовании технологического комплекса НИИАРа и в наработке опытной партии продукта для отработки технологии изготовления твэлов типа твэлов реактора МБИР.

Процесс производства гранулированного порошка PuO_2 методом объёмного осаждения в расплаве $\text{NaCl}-\text{KCl}$ состоит из двух химических стадий*:

- 1) растворение исходного порошка PuO_2 хлором;
- 2) объёмное осаждение гранулированного порошка PuO_2 воздействием на расплав смесью кислорода, хлора и инертного газа (аргона / азота).

Обе химические стадии процесса осуществляли в аппарате «хлораторе-осадителе» с ванной, изготовленной из пиролитического графита–пирографита.

В данном эксперименте в качестве рабочей среды выбран расплав $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$, который имеет низкую температуру плавления ($T_{\text{пл}} = 495 \text{ }^\circ\text{C}$), обладает высокой комплексообразующей способностью, не гигроскопичен. В нём хорошо изучена химия плутония, что позволяет делать технологические расчёты.

В качестве примера на рис. 3.3 показаны результаты расчёта растворимости диоксида плутония.

* Скиба О.В., Кислый В.А., Савочкин Ю.П., Вавилов С.К. Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 222 с.

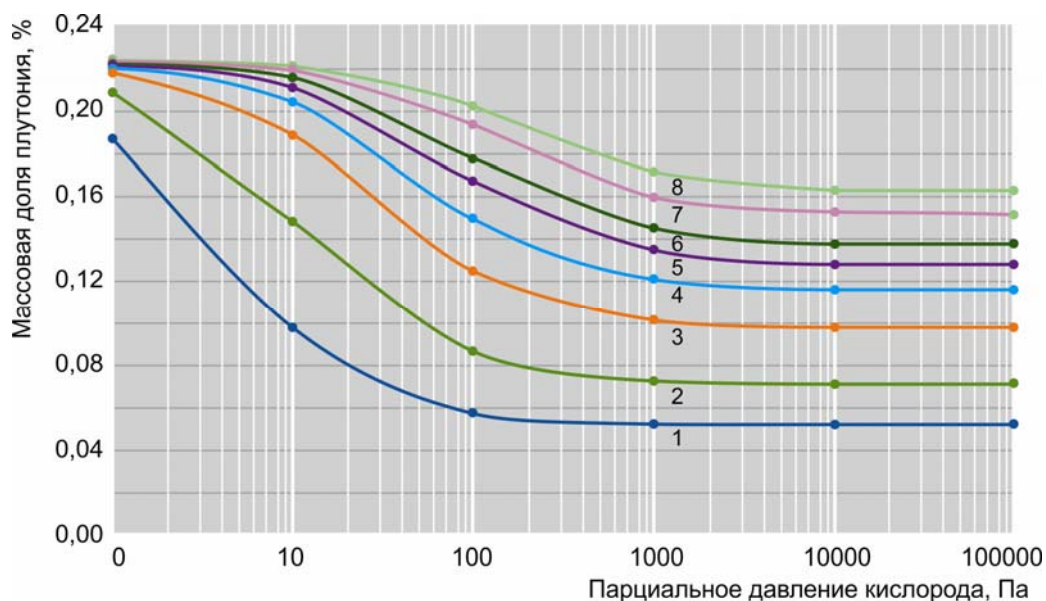


Рис. 3.3. Зависимость массовой доли плутония в расплаве NaCl–2CsCl при температуре $T = 650\text{ }^{\circ}\text{C}$ от парциального P_{O_2} давления кислорода P_{O_2} и хлора P_{Cl_2} в системе: P_{Cl_2} , Па: $5 \cdot 10^3$ (1); $1 \cdot 10^4$ (2); $2 \cdot 10^4$ (3); $3 \cdot 10^4$ (4); $4 \cdot 10^4$ (5); $5 \cdot 10^4$ (6); $7 \cdot 10^4$ (7); $9 \cdot 10^4$ (8)

На рис. 3.4 показана доля $\alpha_{\text{окс}}$ оксихлоридов плутония (PuO_2Cl и PuO_2Cl_2) от всей массы растворённого плутония в зависимости от состава газовой атмосферы в системе при $T = 650\text{ }^{\circ}\text{C}$.

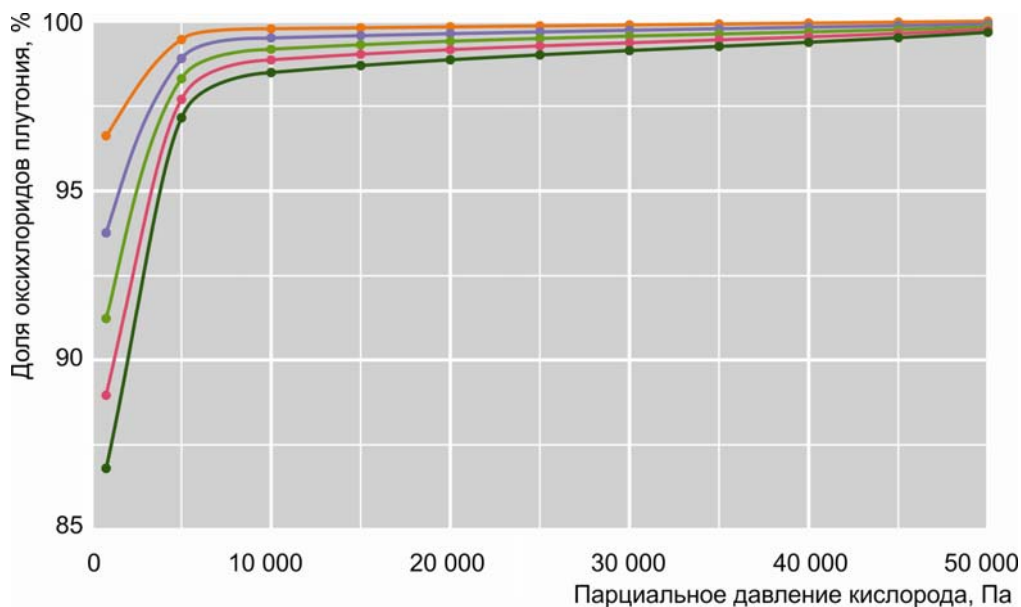


Рис. 3.4. Зависимость доли оксихлоридов плутония в расплаве NaCl–2CsCl при $T = 650\text{ }^{\circ}\text{C}$ от парциального давления кислорода и хлора в системе: P_{Cl_2} , Па: 10000 (1); 20000 (2); 30000 (3); 40000 (4); 50000 (5)

В работе Ю.П. Савочкина «Физико-химические основы процесса получения смешанных диоксидов урана и плутония электроосаждением из хлоридного расплава» отмечено положительное влияние уранилхлорида UO_2Cl_2 на качество осаждённого PuO_2 . Добавка UO_2Cl_2 в расплав может привести к оптимизации обеих стадий объёмного осаждения PuO_2 .

При хлорировании PuO_2 он будет способствовать увеличению скорости растворения исходного материала за счёт образования на поверхности пирографитовых деталей UCl_4 и последующего восстановления им оксихлоридных соединений плутония в объёме расплава и в диффузионном слое у поверхности растворяемых частиц. Именно диффузия катионов PuO_2^+ и PuO_2^{2+} в ламинарном слое лимитирует скорость растворения исходного PuO_2 в хлоридных расплавах.

На стадии объёмного осаждения PuO_2 положительная роль урана может проявиться вследствие образования соединений шестивалентного урана с избыточным кислородом, например $(\text{UO}_2)_2\text{O}_2\text{Cl}_2$ [2]. На заключительной стадии процесса при P_{Cl_2} в системе менее $(3-5)10^3$ Па (рис. 3.5) они могут служить переносчиком кислорода, способствуя повышению удельной скорости R_0 осаждения PuO_2 и скорости роста его зародышей.

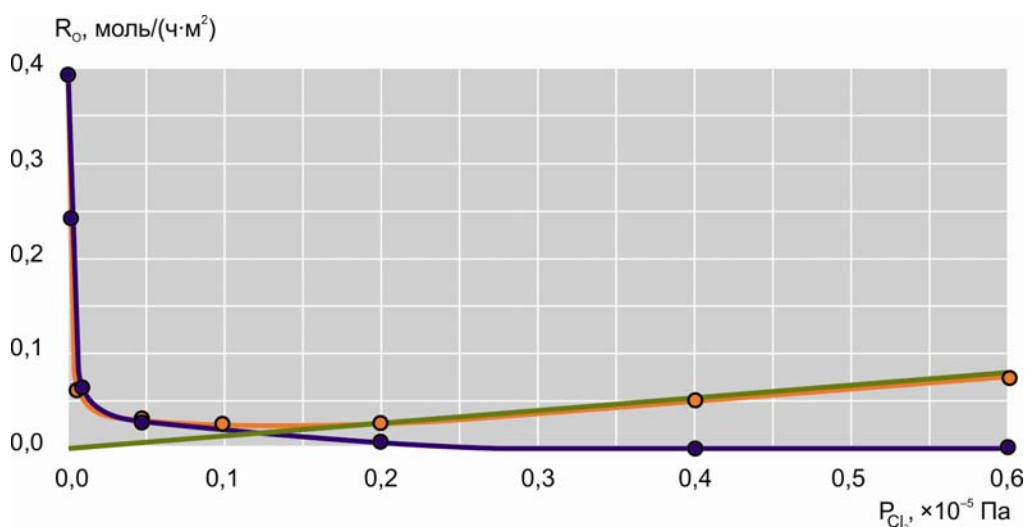


Рис. 3.5. Зависимость удельной скорости R_0 взаимодействия пирографита с расплавом $\text{NaCl}-2\text{CsCl} + \text{UO}_2\text{Cl}_2$ от парциального давления хлора при концентрации урана $0,53 \cdot 10^3$ моль/м³: экспериментальная кривая (—); $\text{UO}_2\text{Cl}_2 + \text{C} + \text{Cl}_2 = \text{UCl}_4 + \text{CO}_2$ (—); $(\text{UO}_2)_2\text{O}_2\text{Cl}_2 + \text{C} + \text{Cl}_2 = 2\text{UO}_2\text{Cl}_2 + \text{CO}_2$ (—)

В эксперименте использованы соли, оставшиеся после получения одной из партий МОКС-гранулята, таблетки диоксида урана и таблетки диоксида плутония. Информация о материалах, загруженных в хлоратор, приведена в табл. 3.6.

Таблетки диоксидов урана и плутония были расфасованы в контейнеры, из которых они в соответствии с программой эксперимента загружались в аппарат.

Таблица 3.6

Исходные материалы и их загрузка в хлоратор

Исходный материал	Масса, г	Уран			Плутоний			Америций	
		Массовая доля, %	Масса, г		Массовая доля, %	Масса, г		Массовая доля, %	Масса металла, г
			диоксида	металла		диоксида	металла		
Соли	78325,10	4,34	3862,58	3399,30	1,05	934,56	822,41	$6,6 \cdot 10^{-3}$	5,17
Таблетка. UO_2	21599,6	87,97	21555,95	19001,17	—	—	—	—	—
Таблетка PuO_2	4067,5	—	—	—	86,15	3973,33	3504,15	—	—
Загрузка	103992,2	21,54	25418,53	22400,47	4,16	4907,89	4326,56	$4,97 \cdot 10^{-3}$	5,17

Расчётная массовая доля урана, плутония и америция в расплаве после хлорирования исходных материалов с учётом превращения $UO_2 \rightarrow UO_2Cl_2$ и $PuO_2 \rightarrow PuCl_{3,65}$ составляют 20,18; 3,897 и $4,656 \cdot 10^{-3}$ % соответственно.

Динамика хлорирования исходных материалов показана на рис. 3.6. По результатам анализа расплава после предварительного хлорирования исходной соли установлено, что массовая доля урана и плутония в ней практически совпали с паспортными значениями (массовая доля урана составляла 4,34 %, нашли 4,33 %; массовая доля плутония составляла 1,05 %, нашли 1,02 %).

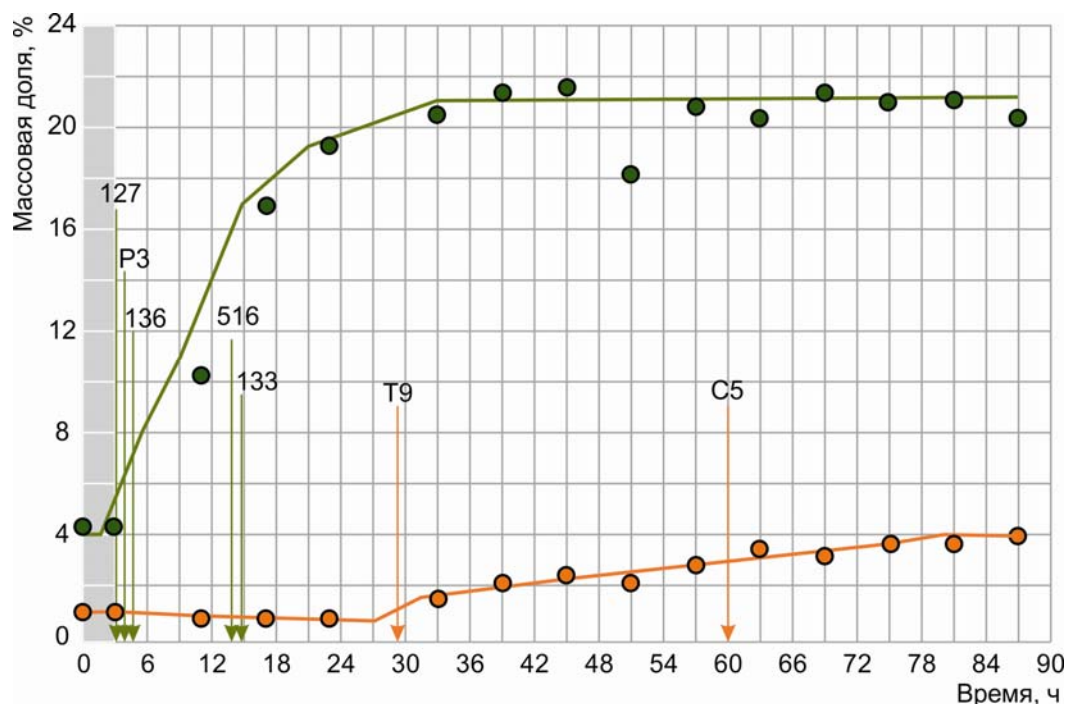


Рис. 3.6. Динамика хлорирования исходных продуктов: урана (●) и плутония (●): загрузка UO_2 в контейнеры: 5009,0 г (127); 5984,6 г (P3); 1598,0 г (136); 4507,0 г (516, 133) и PuO_2 в контейнеры: 2895,5 г (T9); 1172,0 г (C5) (затенённая область — предварительное хлорирование солей)

Как видно, растворение UO_2 прошло за 30 ч, а PuO_2 — за 60 ч. В результате хлорирования исходных материалов достигнуты ожидаемые значения массовой доли урана и плутония в расплаве: массовой доли урана — 20,74 % при ожидании 20,18 %; массовой доли плутония — 3,87 % при ожидании 3,897 %.

Объёмное осаждение PuO_2 — ключевая стадия процесса. Опыта проведения его в расплаве $NaCl-2CsCl$ на оборудовании технологического комплекса НИИАРа не было. Процесс объёмного осаждения PuO_2 начали с газовой смесью, применяемой обычно в конце электрохимического получения МОКС-гранулята. Далее её состав изменяли, ориентируясь на динамику изменения массовой доли плутония в расплаве.

Характер изменения состава газовой смеси и массовой доли урана и плутония в ходе процесса осаждения PuO_2 показан на рис. 3.7, из которого можно видеть, что массовая доля урана практически не изменяется в ходе процесса.

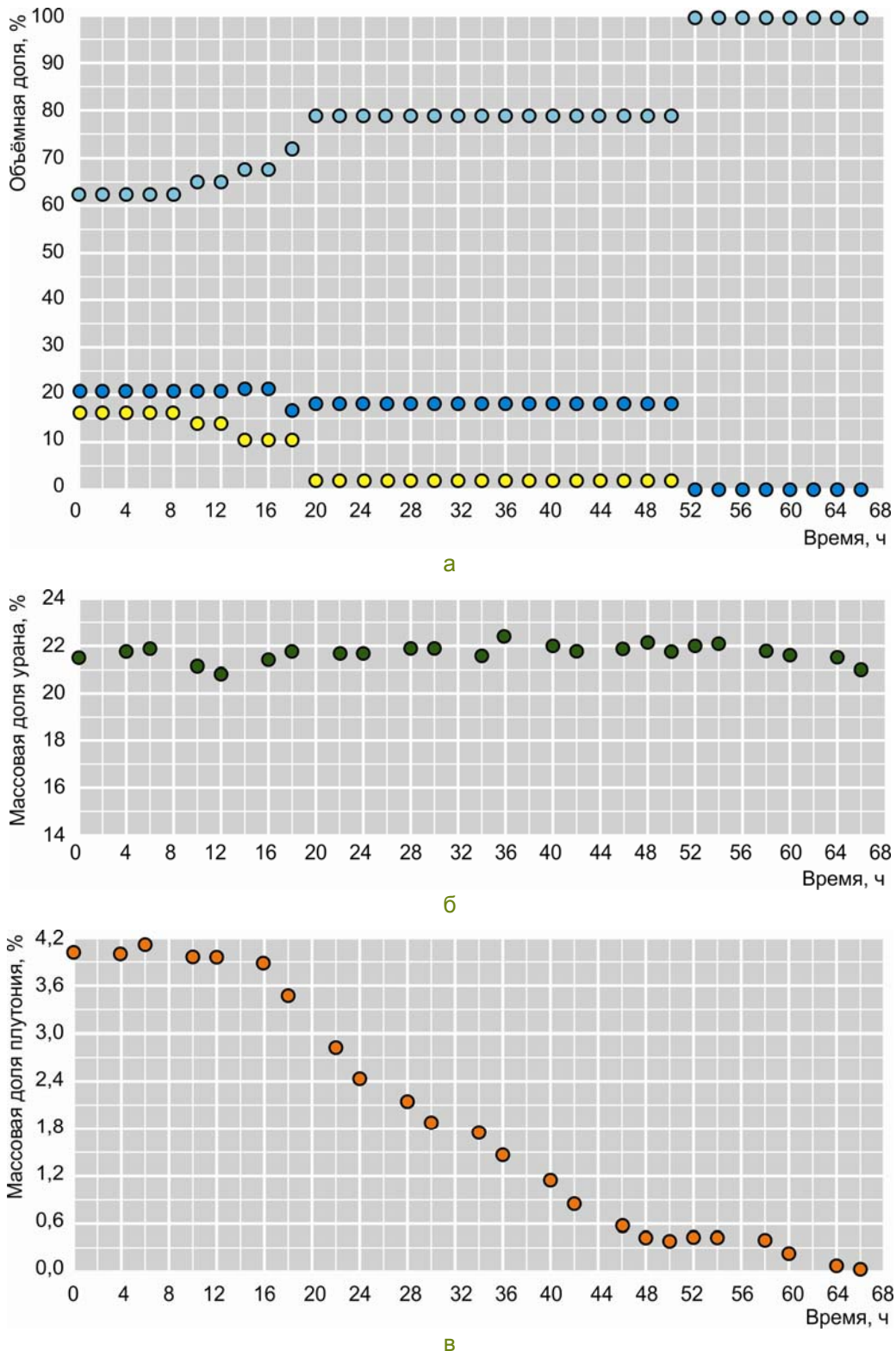


Рис. 3.7. Параметры процесса объёмной кристаллизации диоксида плутония в расплаве NaCl-2CsCl ($T = 650\text{ }^\circ\text{C}$): изменение состава газообразного реагента (а): кислорода (●), азота (●), хлора (●); изменение массовой доли урана в расплаве (б); изменение массовой доли плутония в расплаве (в)

Донный осадок отделили от слитка солей. Масса осадка составила 9431,1 г. Осадок раздробили и по соображениям выполнения требований ядерной безопасности разделили на навески массой менее 300 г. Отмывку PuO_2 каждой навески проводили

шестью порциями воды с фильтрацией на беззольном фильтре. Фильтры просушили и сожгли, а остатки объединили с солями, полученными после отмывки всех навесок. В соли, полученной после отмывки первых трёх навесок, определили содержание урана и плутония. Соли, полученные после отмывки остальных навесок осадка, объединили с остатками от сжигания фильтров.

В табл. 3.7 приведены результаты материального баланса по урану и плутонию в первом эксперименте по получению опытной партии гранулированного PuO_2 методом объёмного осаждения в расплаве $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$. Из данных материального баланса следует, что выход плутония в готовый продукт равен 92 %. Этот показатель можно повысить до 99 %, если процесс организовать с хорошим перемешиванием осадка и применить современные способы очистки осадка захваченных солей и примесей.

Таблица 3.7

Материальный баланс по урану и плутонию в процессе объёмной перекристаллизации диоксида плутония в расплаве $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$

Продукт	Масса, г	Уран			Плутоний		
		Массовая доля, %	Масса, г	Доля от загрузки, %	Массовая доля, %	Масса, г	Доля от загрузки, %
Исходный материал и расплав после его хлорирования							
Исходные материалы	103992,2	21,53	22392,65	100	4,14	4303,07	100
Расплав после хлорирования исходных материалов	^P 111028,8	^P 20,18 ^A 20,74	^P 22392,65	100	^P 3,897 ^B 3,87	^P 4303,07	100
Статья материального баланса							
Расплав после осаждения PuO_2	101597,7	21,03	21366,0	95,42	0,02	20,32	0,47
Соль после отмывки первых трёх навесок	401,5	22,73	91,26	0,41	1,83	7,35	0,17
Соль после отмывки остальных навесок осадка + порошок от сжигания фильтров	4346,0	18,23	792,28	3,54	4,75	206,44	4,80
Порошок PuO_2 с размером частиц менее 100 мкм	4673,6	2,06	96,28	0,43	84,59	3953,40	91,87
Порошок PuO_2 с размером частиц более 100 мкм	165,0	8,41	13,88	0,062	75,69	124,89	2,90
Сумма			22359,70	99,86		4312,4	100,22

Примечание. P — расчёт; A и B — результат химического и радиохимического анализа соответственно.

Следует обратить внимание на то, что массовая доля плутония в солях, полученных после отмывки первых трех порций осадка, значительно больше (1,83 %), чем в массе солей над осадком (0,02 %), что свидетельствует о недостаточном перемешивании осадка PuO_2 в расплаве при его получении.

В результате эксперимента, впервые проведённого на оборудовании технологического комплекса НИИАРа, получено 4670 г гранулированного диоксида плутония, две партии которого массой 965,0 и 920,8 г направлены на отработку технологии изготовления виброуплотнённых твэлов с МОКС-топливом типа топлива реактора МБИР.

С.А. Редькин, В.В. Мишутин,
В.Г. Федосов, С.И. Феоктисова

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РАСЧЁТНОГО КОДА VIKOND2 ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ОБЛУЧЁННОЙ В РЕАКТОРЕ БН-600 ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКЕ С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ МОКС-ТОПЛИВОМ

В соответствии с «Программой работ по усовершенствованию технологии изготовления и контроля твэлов и ТВС с виброуплотнённым МОКС-топливом» были изготовлены по усовершенствованной технологии смешивания и виброуплотнения три экспериментальные тепловыделяющие сборки № 1, 2, 3. Данные ЭТВС были одновременно загружены в различные ячейки активной зоны реактора БН-600 и облучены в течение 61–64 микрокампаний. Облучение завершилось без признаков разгерметизации твэлов.

В порядке подготовки к послереакторным исследованиям твэлов были проведены расчёты значений ожидаемых макроэффектов в твэлах ЭТВС № 1 с использованием кода Vikond2. Данный код применяется в ГНЦ НИИАР как средство для исследования и проектирования твэлов реакторов на быстрых нейтронах с виброуплотнённым топливом.

Выбор ЭТВС из трёх облучённыхборок обусловлен максимальными значениями двух важнейших эксплуатационных параметров (максимальное выгорание 10,4 % т.а. и максимальная повреждающая доза 79 сна), которые были реализованы в ходе испытаний.

Расчётное моделирование твэлов проведено на основании технических условий твэла, паспортных данных экспериментальной сборки и исходных данных по реальным режимам работы реактора БН-600, предоставленных филиалом «Белоярская АЭС» открытого акционерного общества «Концерн Росэнергоатом».

Цель расчётов — прогнозирование ожидаемых радиационно-термических изменений параметров твэлов в данной ТВС и проведение объективной оценки и настройки кода Vikond2 по результатам сопоставления расчётных и экспериментально измеренных изменений этих параметров.

Код Vikond2 учитывает вклад в напряжённо-деформированное состояние топлива и оболочки основных составляющих — изотропного изменения объёма вследствие температурного расширения и радиационного распухания, структурных изменений в топливном сердечнике, миграции плутония, изменений эффективной теплопроводности, а также упруговязкопластического деформирования оболочки.

Моделирование твэлов проводили для двух вариантов их эксплуатации — высокотемпературного (твэл из центра экспериментальной тепловыделяющей сборки) и низкотемпературного (твэл пристеночный угловой).

Изменения линейной мощности в течение 61–64 микрокампаний при моделировании соответствовали реальным режимам работы реактора БН-600. Эти режимы включали работу реактора на энергетическом уровне мощности, а также пуски и остановки реактора между микрокампаниями.

Основные результаты расчётного моделирования приведены в табл. 3.8.

Расчётные значения ожидаемой окружной деформации оболочек высокотемпературного и низкотемпературного вариантов твэлов приведены на рис. 3.8.

Рассмотрены крайние случаи:

- а) твэл, находящийся в максимально напряжённых условиях (в центре ЭТВС);
- б) периферийный твэл.

Поэтому результаты расчётов представляют ожидаемый интервал изменений окружной деформации оболочек всех твэлов в данной ТВС.

Таблица 3.8

Результаты расчётов ожидаемых радиационно-термических параметров высокотемпературного и низкотемпературного вариантов твэлов

Параметр	Центральный твэл		Пристеночный твэл	
	Отметка, мм	Значение	Отметка, мм	Значение
Максимальная температура топлива, °С	481	2197	418,9	2152
Максимальное значение окружной деформации, %	387,9	2,56	419	2,78
Максимальное значение осевой деформации активной части твэла, %	387,9	1,97	450	1,97
Максимальное значение радиуса твэла, мм	387,9	3,538	419	3,546
Общее удлинение твэла, мм	–	6,94	–	9,33
Максимальное значение радиуса центрального отверстия твэла, мм	387,9	1,08	419	1,13
Максимальное выгорание, % т.а.	450	10,34	450	10,4
Максимальная повреждающая доза, сна	450	76	450	77
Давление газообразных продуктов деления в твэле на конец эксплуатации в реакторе, МПа	–	4,55	–	4,55

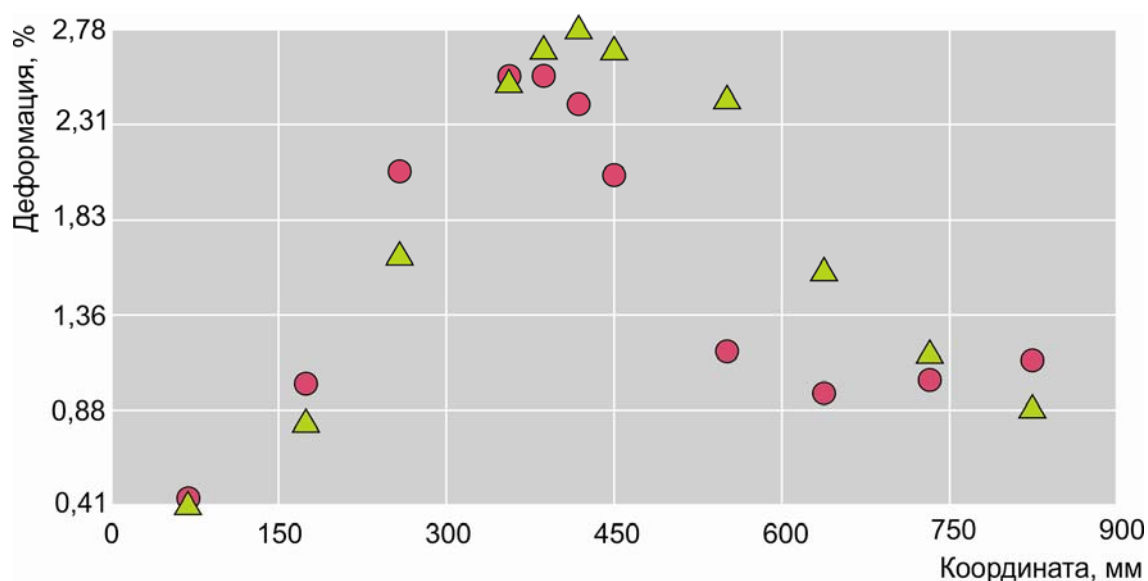


Рис. 3.8. Изменение необратимой окружной деформации оболочки твэла по высоте его активной части на конец эксплуатации: низкотемпературный (▲) и высокотемпературный (●) варианты

Максимальное значение окружной деформации оболочек всех твэлов в ТВС находится в интервале высотных отметок 387,9–419 мм от низа активной части твэла, что ниже центра активной зоны на 31–63 мм и составляет 2,56–2,78 %. Максимальное значение радиуса твэла — 3,538–3,546 мм.

Значение удлинения твэла, полученное по расчётным данным распределения осевой деформации по высоте активной части твэла, находится в диапазоне 6,94–9,33 мм.

Максимальные значения радиуса центрального отверстия твэла наблюдаются на отметках 387,9 мм и 419 мм и равны 1,08–1,13 мм, для центрального и периферийного твэлов соответственно.

Максимальные значения выгорания и повреждающей дозы практически совпадают с исходными данными по облучению.

Прочность оболочки твэла в процессе эксплуатации оценивается по накоплению статических повреждений, обусловленных радиационным повреждением материала оболочки и давлением газообразных продуктов деления.

«Цветная карта» распределения плутония с графиками радиального распределения температуры и плутония на высотных отметках для низкотемпературного варианта на конец эксплуатации показана на рис. 3.9. В модели процесса перераспределения плутония кода *Vikond2* перенос плутония в каждом расчётном слое происходит по механизмам термодиффузии и «испарения–конденсации». «Цветная карта» распределения плутония является числовым аналогом α -радиограммы твэла и даёт качественную картину распределения плутония в топливе.

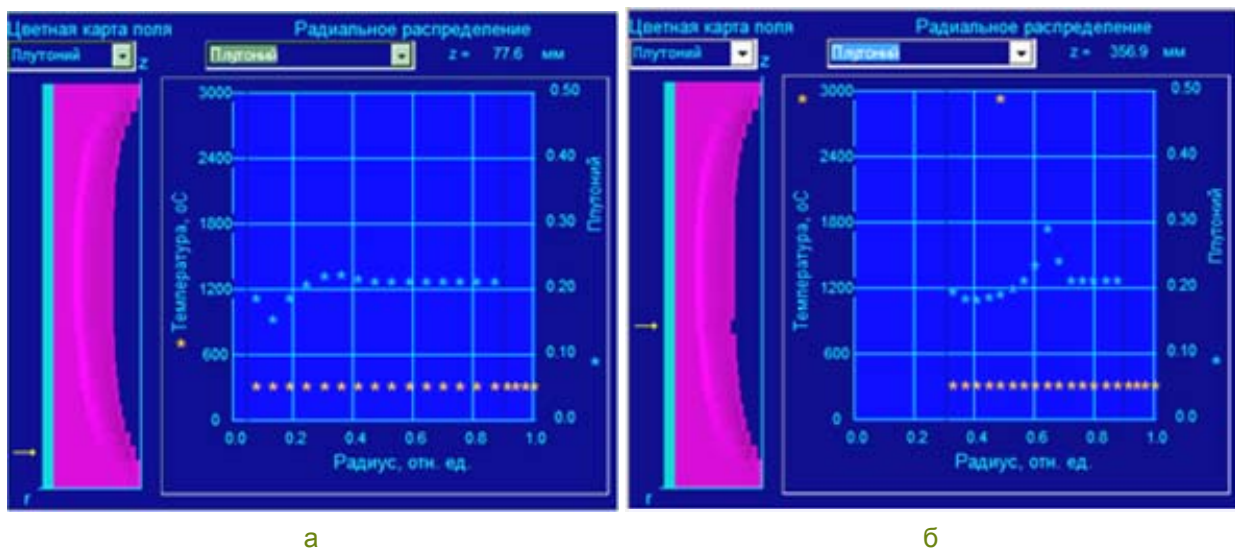


Рис. 3.9. «Цветная карта» с полем распределения плутония и графиками радиального распределения температуры и плутония на конец эксплуатации на высотных отметках: $z = 77,6$ мм (а), $z = 356,9$ мм (б) (z — отметка от низа активной части твэла)

Окно программы со схематическим изображением расчётной структуры и рабочими параметрами на конец эксплуатации для высокотемпературного варианта показано на рис. 3.10.

На «цветной карте» явно видны находящиеся в топливе зоны столбчатых кристаллов и осевая полость. Код *Vikond2* не рассчитывает точно радиусы границ зоны столбчатых кристаллов. Конфигурация этой зоны определяется непрерывной функцией пористости и на цветной карте пористости выглядит как затемнённая зона. Следует заметить, что и на шлифах реальных твэлов, на которых видны следы движения пор, также бывает затруднительно точно определить координаты границ зоны столбчатых кристаллов. Здесь же представлены графики радиальных распределений температуры и окружных напряжений для разных высотных отметок.

По результатам неразрушающих исследований твэлов, проведённых в отделении реакторного материаловедения НИИАРа, среднее удлинение твэлов составило 9,7 мм, разброс значений по группе измеренных твэлов незначителен (среднеквадратическое отклонение составляет 0,78 мм). Удлинение высокотемпературного твэла составило 9 мм; удлинение низкотемпературного твэла — 11 мм.

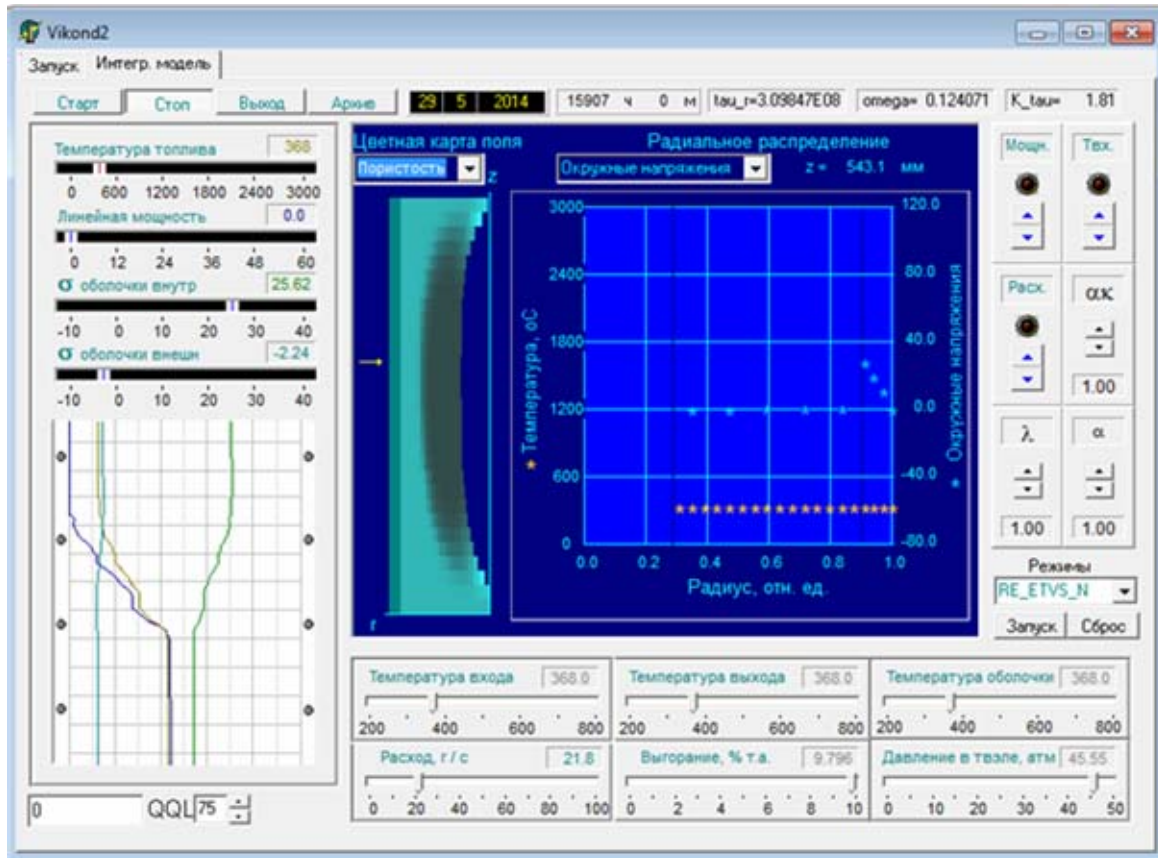


Рис. 3.10. Окно программы со схематическим изображением расчётной структуры и рабочими параметрами на конец эксплуатации

Измеренные значения длины всех твэлов находятся в интервале 8,3–11 мм.

Расчётные значения удлинения активной части твэла на момент остановки реактора для высокотемпературного твэла составляют 6,94 мм; для низкотемпературного твэла — 9,33 мм.

Необходимо отметить, что расчётным путём определяли удлинение только активной части твэла.

Результаты профилометрии показали, что изменение диаметра твэла по длине представляет собой колоколообразную кривую. Координата максимального изменения диаметра, как известно, определяется дозово-температурной характеристикой распухания стали ЧС68-ИД. Максимальное значение формоизменения для всех измеренных твэлов смещено относительно координаты середины топливного сердечника вниз, в среднем, примерно, на 20 мм (отметки 1320–1360 мм от низа твэла, в среднем 1335 мм со среднеквадратическим отклонением равным 14 мм). Максимальное изменение диаметра твэлов находится в пределах от 2,42 до 3,16 %.

Расчётные значения для высокотемпературного твэла:

- ◆ максимальные значения окружной деформации по длине активной части твэла на конец кампании имеют место на отметке примерно 1388 мм и составляют 2,56 %;
- ◆ максимальное значение радиуса твэла на отметке 1388 мм равно 3,538 мм.

Расчётные значения для низкотемпературного твэла:

- ◆ максимальные значения окружной деформации по длине активной части твэла на конец кампании имеют место на отметке примерно 1419 мм и составляют 2,78 %;
- ◆ максимальное значение радиуса твэла на отметке 1419 мм равно 3,546 мм.

Согласно расчётам максимальное значение формоизменения для высокотемпературного и низкотемпературного твэлов смещено вниз относительно центра активной части твэла на 31–63 мм и находится в диапазоне 2,56–2,78 %.

Таким образом, расчётные значения окружной деформации твэлов попадают в интервал измеренных значений. Положение расчётного значения максимального формоизменения находится ниже центра активной зоны на длине 32 мм (измеренного — 40 мм), но располагается чуть выше измеренных значений.

Экспериментальные значения радиуса центрального отверстия для трёх низкотемпературных твэлов в сечении 1450 мм составляют 25, 26 и 30 % внешнего диаметра твэла соответственно. Расчётные значения на отметке 1450 мм низко- и высокотемпературного твэлов равны примерно 29–30 %.

Так, расчётное максимальное значение радиуса центрального отверстия для высокотемпературного твэла наблюдается на отметке 1388 мм и равно 1,08 мм.

Расчётное максимальное значение радиуса центрального отверстия для низкотемпературного твэла наблюдается на отметке 1419 мм и равно 1,13 мм.

Расчётное значение давления ГПД в твэле на момент завершения эксплуатации в реакторе для обоих вариантов составляет 4,55 МПа. Измеренные значения давления газа в охлаждённом после облучения твэле равны 1,08–1,43 МПа.

Полученные результаты свидетельствуют о возможностях использования расчётного кода *Vikond2* для обоснования и прогнозирования важных радиационно-термических параметров твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом при ожидаемых условиях их эксплуатации в реакторах на быстрых нейтронах.

Н.В. Лашева, Ю.М. Головченко, Е.В. Фокеева

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ТВЭЛА РЕАКТОРА МБИР

С целью обоснования работоспособности твэла в течение всего срока службы в составе тепловыделяющей сборки активной зоны реактора МБИР проведён расчётный анализ тепловыделяющего элемента с виброуплотнённым МОКС-топливом, конструкция которого выбрана в качестве базовой. Анализ включает теплофизические и прочностные расчёты для наиболее напряжённого твэла в условиях нормальной эксплуатации и нарушении нормальных условий эксплуатации активной зоны.

Работа выполнена на основании данных «Технического задания на опытно-конструкторскую работу. Элемент тепловыделяющий ТВС реакторной установки МБИР» и исходных данных, предоставленных АО «НИКИЭТ». Расчёты проведены по коду *Vikond2*. Код применяется в АО «ГНЦ НИИАР» как средство для исследования и проектирования твэлов реакторов на быстрых нейтронах с виброуплотнённым топливом.

Целью предварительного анализа являлось выявление наиболее критических режимов для более детальной оценки работоспособности твэла.

В качестве критериев анализа с точки зрения сохранения работоспособности твэла использовали предельно допустимые значения температуры топлива и оболочки и предельно допустимое напряжение в оболочке твэла.

В твэлах с оксидным топливом в процессе эксплуатации происходят структурные изменения. Они зависят от истории мощности реактора, выгорания и более значительно — от тепловой нагрузки. Переформирование исходной структуры во время облучения оказывает значительное воздействие на характеристики топлива, в том числе на пространственное перераспределение топлива внутри твэла, изменение эффективной теплопроводности сердечника, миграцию плутония и продуктов деления.

Эксплуатационные параметры твэла реактора МБИР приведены в табл. 3.9.

Таблица 3.9

Эксплуатационные характеристики твэла реакторной установки МБИР с максимальными параметрами

Характеристика	Значение
Линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м: в начале кампании; в конце кампании	50,0 38,0
Повреждающая доза на оболочку твэла, сна	90
Выгорание топлива, % т.а.	14
Температура внутренней поверхности оболочки твэла с учётом неопределённости параметров, °С	700
Температура теплоносителя на входе в ТВС, °С	354
Длительность непрерывной работы реактора между перегрузками, эфф. сут	100
Длительность перегрузки реактора и проведение планово-предупредительных работ, сут	40–55
Назначенный ресурс твэла в составе ТВС при работе реактора на номинальной мощности, эфф. сут	600
Назначенный срок службы твэла в составе ТВС в активной зоне, г.	2,5

Режимы нормальной эксплуатации активной зоны реакторной установки МБИР включают пуск и вывод реактора на номинальный уровень мощности после планово-предупредительного ремонта, работу на номинальном уровне мощности, плановую остановку на ППР и для перегрузки топлива.

При расчётном анализе работы твэла была смоделирована работа реактора на номинальном уровне мощности в течение кампании ТВС с учётом пусков и остановок реактора между микрокампаниями.

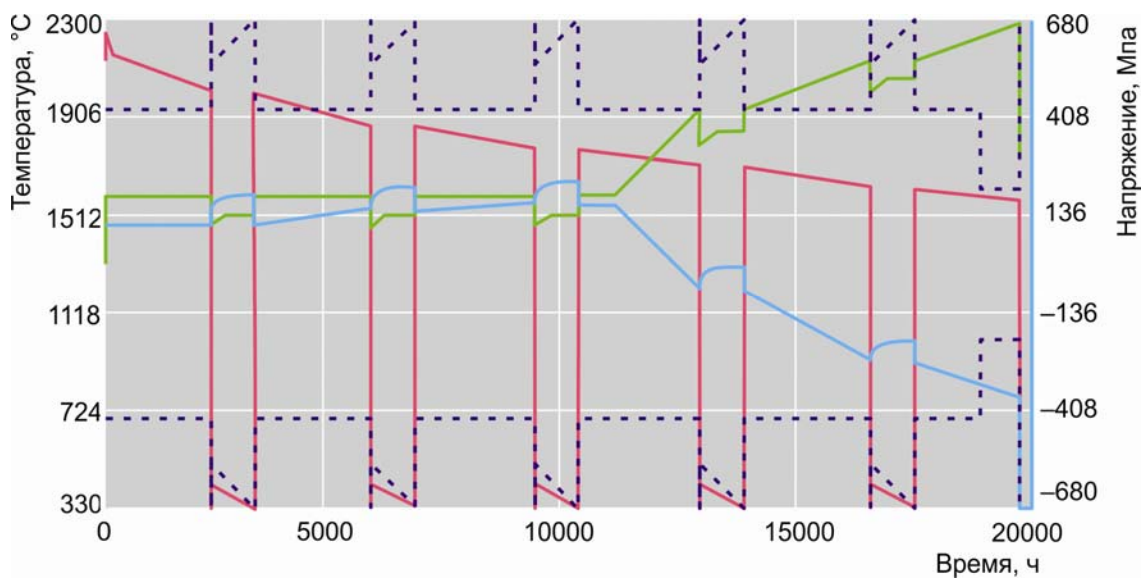
Результатами расчётов являются значения:

- ◆ температуры центра топливного сердечника и оболочки;
- ◆ окружных и предельно допустимых напряжений в оболочке твэла в течение всего срока эксплуатации в реакторе;
- ◆ остаточной деформации и повреждения оболочки твэла на конец эксплуатации;
- ◆ выгорания и повреждающей дозы по длине активной части твэла.

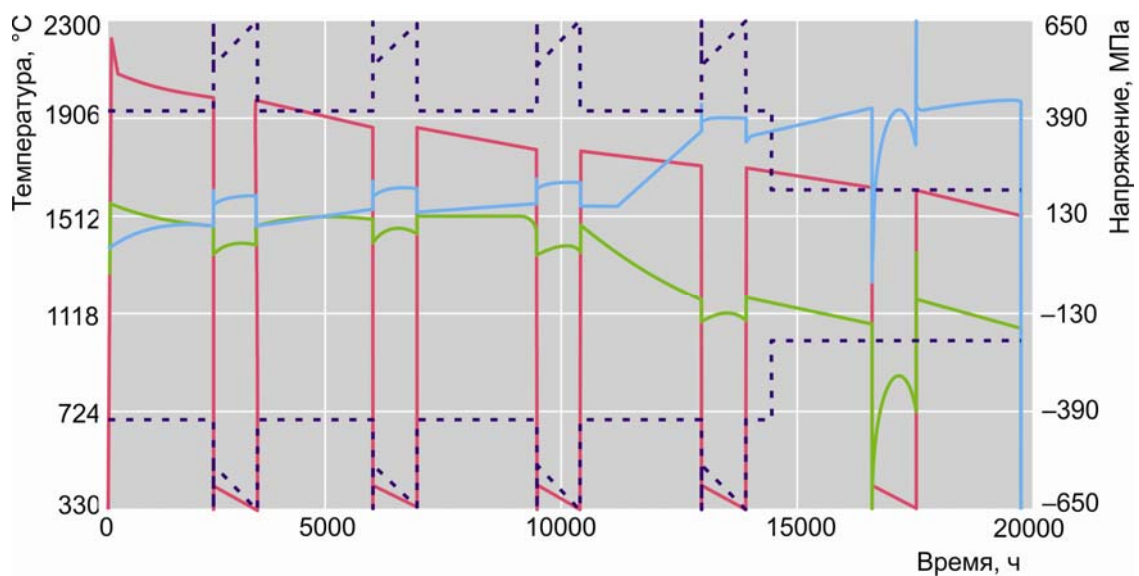
Результаты расчёта показывают, что максимальное значение температуры (2300 °С) топлива наблюдается при частично сформированном сердечнике в момент первого выхода реактора на номинальный уровень мощности. После первого выхода на номинальный уровень мощности температура снижается. Это обусловлено интенсификацией процесса выхода пористости при температуре выше 2000 °С и сопровождается увеличением размеров центральной полости и зоны столбчатых кристаллов.

При пуске реактора максимальная температура оболочки достигается на внутренней поверхности оболочки при достижении линейной нагрузки 50 кВт/м на высотной отметке, соответствующей выходу теплоносителя из тепловыделяющей сборки.

Значения окружного напряжения в оболочке превышают допустимые в пятой и шестой микрокампаниях в сечениях с координатами 104–275 мм и 104–331 мм соответственно (рис. 3.11).



а



б

Рис. 3.11. Зависимость максимальной температуры топлива (—), окружного (—, —) и предельно допустимого (---) напряжения в оболочке наиболее напряжённого твэла в процессе эксплуатации в сечениях $Z = 104,3$ мм (а), $Z = 275,0$ мм (б)

Максимальная остаточная деформация оболочки 4,7 % по длине активной части твэла на конец кампании наблюдается в сечении с координатой Z равной примерно 218 мм (рис. 3.12).

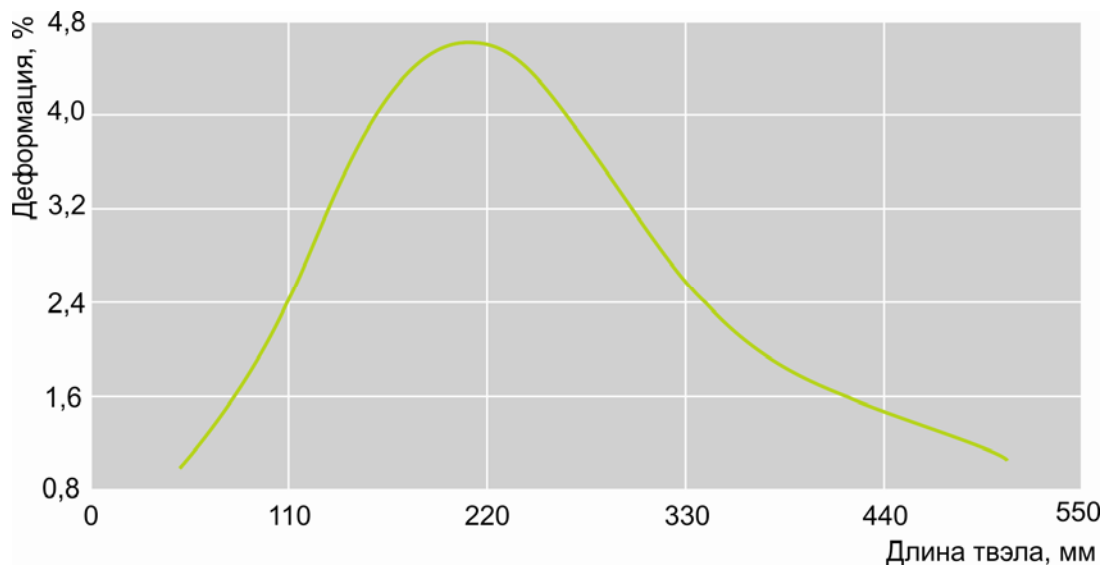


Рис. 3.12. Распределение остаточной деформации оболочки по длине активной части твэла на конец кампании

Накопленное за время эксплуатации повреждение оболочки твэла не превышает допустимого значения.

Полученные наибольшие значения выгорания и повреждающей дозы (13,36 % т. а. и 92,59 сна соответственно) практически отвечают допустимым параметрам эксплуатации наиболее напряжённого твэла.

Основные результаты расчёта состояния твэла в течение кампании при нормальной эксплуатации приведены в табл. 3.10, 3.11.

Таблица 3.10

Параметры твэла при нормальной эксплуатации реакторной установки МБИР

Параметр	Значение	Предельно допустимое значение	Коэффициент запаса
Максимальная температура топлива, °С	2300	2650	1,15
Максимальная температура оболочки, °С	700	700	—
Давление газообразных продуктов деления в твэле на конец кампании, МПа	6,4	—	—
Остаточная деформация оболочки твэла на конец кампании, %	4,7	—	—
Максимальное повреждение оболочки твэла на конец кампании	0,46	0,8	—

Таблица 3.11

**Максимальное окружное и предельно допустимое напряжение
и коэффициент запаса по критерию предельно допустимого напряжения
в оболочке твэла при нормальной эксплуатации реакторной установки МБИР**

Параметр	Значение								
Z, мм	47,4	104,3	161,2	218,1	275	331,9	388,8	445,7	502,5
[σ], МПа	643,3	641,6	641,6	642,7	641,6	396,5	641,6	641,6	641,6
σ , МПа	413,2	765,4	765,4	1175,7	670,9	420,7	258,9	194,2	185,8
K_{σ}	1,56	0,84	0,84	0,55	0,96	0,94	2,48	3,3	3,45

Примечания. Z — координата сечения; [σ] — предельно допустимое напряжение; σ — максимальное окружное напряжение; K_{σ} — коэффициент запаса по критерию предельно допустимого напряжения.

Расчётные исследования параметров твэла реакторной установки МБИР в режиме нормальной эксплуатации при определённых допущениях показали, что при заданном сценарии вывода реактора на мощность в первую микрокампанию для свежего твэла температуры топлива и оболочки не превышают допустимых значений на протяжении всей кампании. Окружные напряжения в оболочке могут превышать допустимые значения только в пятой и шестой микрокампаниях.

Для анализа работы твэла в условиях нарушения нормальной эксплуатации активной зоны было принято, что эти нарушения имеются в начале кампании, когда температура топливного сердечника максимальная, но топливо уже сформировалось. Расчёт напряжённо-деформированного состояния выполнен для сечения твэла с высотной отметкой 275 мм.

Результаты расчёта состояния твэла в режимах нарушения нормальной эксплуатации активной зоны приведены в табл. 3.12.

Видно, что в приведённых режимах

- ◆ при извлечении рабочего органа ручного регулирования температура (2415 °С) топлива превышает допустимую (2300 °С) с коэффициентом запаса 1,15;
- ◆ при полном обесточивании без срабатывания аварийной защиты значения окружного напряжения в оболочке превышают допустимые;
- ◆ значения температуры оболочки превышают допустимые:
 - при извлечении рабочего органа ручного регулирования;
 - при обесточивании без отказа системы аварийного электроснабжения;
 - при остановке одного главного циркуляционного насоса ГЦН-1;
 - при отказе арматуры первого контура;
 - при отказе арматуры второго контура;
 - при полном обесточивании без срабатывания аварийной защиты;
 - при полном обесточивании;
 - при прекращении подачи питательной воды;
 - при разгерметизации первого контура вне страховочного кожуха;
 - при разгерметизации первого контура внутри страховочного кожуха;
 - при разгерметизации второго контура;
 - при разгерметизации контура системы аварийного отвода тепла.

Наиболее критичными с точки зрения работоспособности твэла являются следующие режимы работы реактора:

- ◆ извлечение рабочего органа ручного регулирования;

- ◆ отказ арматуры первого контура;
- ◆ отказ арматуры второго контура;
- ◆ прекращение подачи питательной воды;
- ◆ полное обесточивание без срабатывания аварийной защиты.

Таблица 3.12

Параметры твэла в режимах нарушения нормальной эксплуатации реакторной установки МБИР

Режим	$T_{об}, ^\circ C$	$T_{топ}, ^\circ C$	K_T	$\sigma, \text{МПа}$	K_σ
Закрытие шибера воздушного теплообменника	699	2059	1,28	73,5	6,69
Извлечение рабочего органа ручного регулирования	764	2415	1,09	104,0	3,81
Обесточивание без отказа системы аварийного электроснабжения	720	2057	1,28	122,6	5,26
Остановка одного ГЦН-1	715	2059	1,28	69,6	6,86
Остановка одного ГЦН-2	700	2059	1,28	64,7	7,17
Отказ арматуры первого контура	813	2059	1,28	64,7	6,12
Отказ арматуры второго контура	789	2059	1,28	65,7	6,03
Полное обесточивание без срабатывания аварийной защиты	1552	2059	1,28	352,1	1,13
Полное обесточивание	759	2059	1,28	74,5	5,32
Прекращение подачи питательной воды	761	2059	1,28	64,7	6,12
Разгерметизация первого контура вне страховочного кожуха	705	2059	1,28	65,7	6,03
Разгерметизация первого контура внутри страховочного кожуха	717	2062	1,28	65,7	6,03
Разгерметизация второго контура	759	2059	1,28	74,5	5,32
Разгерметизация контура системы аварийного отвода тепла	701	2061	1,28	65,7	6,03

Примечания. $T_{об}^{макс}$, $T_{топ}^{макс}$ — максимальная температура оболочки твэла и топлива соответственно; K_T , K_σ — коэффициент запаса по критерию предельно допустимой температуры топлива и предельно допустимого напряжения в оболочке соответственно; σ — окружное напряжение в оболочке.

Режим полного обесточивания без срабатывания аварийной защиты является критичным и с точки зрения безопасности, так как максимальная температура оболочки твэла превышает температуру плавления оболочки, что не обеспечивает целостности первого барьера безопасности.

Следует отметить, что проведённые исследования являются предварительными. Для обоснования работоспособности твэла необходимо уточнение исходных данных и параметров режимов работы.

Н.В. Лашева

КОМБИНИРОВАННЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИЕ СБОРКИ РЕАКТОРА БН-600

На основании технического задания на опытно-конструкторскую работу «Сборка тепловыделяющая экспериментальная комбинированная реактора БН-600» и технического проекта «Сборка тепловыделяющая экспериментальная комбинированная реактора БН-600» была разработана рабочая конструкторская документация.

Целью разработки являлось создание комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки реактора БН-600 для обоснования реакторного поведения и изучение свойств смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, в первую очередь распухания топлива и газовыделения из топлива. В продолжение испытания сборки КЭТВС-1 изготовлено две сборки: КЭТВС-6 и КЭТВС-7.

Область применения экспериментальной комбинированной тепловыделяющей сборки — активная зона реактора БН-600 на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Место установки — определённая ячейка зоны среднего обогащения (гнездо коллектора П-2). При создании и испытании КЭТВС решаются задачи обоснования реакторного поведения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива и изучения свойств смешанного нитридного уран-плутониевого топлива.

Основные параметры и условия эксплуатации КЭТВС при работе реактора на номинальной мощности приведены в табл. 3.13.

Таблица 3.13

Основные характеристики и условия эксплуатации комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки

Характеристика	Значение	
	КЭТВС-6	КЭТВС-7
Максимальное (локальное) выгорание топлива, % т.а.: уранового; нитридного	5,5 4,0	10,3 7,8
Максимальная повреждающая доза на оболочку твэла, сна: с урановым топливом; с нитридным топливом	40 40	80 80
Максимальная линейная мощность твэлов (начало кампании / конец кампании), кВт/м: с урановым топливом; с нитридным топливом	41,0/36,2 41,0/38,4	41,0/32,0 41,0/36,5
Максимальная температура оболочки твэла (начало кампании / конец кампании), °С	692/673	692/644
Назначенный ресурс КЭТВС, эфф. сут	296	592
Назначенный срок службы КЭТВС в активной зоне, г.	2	3
Назначенный срок хранения отработавших КЭТВС в бассейне выдержки, г.	10	

Для получения данных по поведению смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в широком диапазоне глубины выгорания экспериментальную комбинированную тепловыделяющую сборку облучают в реакторе с разной продолжительностью: сборку КЭТВС-6 — в течение двух микрокампаний (296 эфф. сут), КЭТВС-7 — в течение четырёх микрокампаний (592 эфф. сут).

Основные технические параметры КЭТВС приведены в табл. 3.14.

Таблица 3.14

**Основные технические параметры
комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки**

Характеристика	Значение	
	КЭТВС-6	КЭТВС-7
Номинальные размеры чехла экспериментальной комбинированной тепловыделяющей сборки $S_{вн} \times b$, мм	92 × 2	
Количество твэлов, шт.:	127	
центральных — с урановым топливом;	87	
периферийных — с урановым топливом;	36	
центральных — со СНУП-топливом	4	
Номинальная длина твэла, мм	2400	
Материал чехла	Труба из стали марки 12X12M1БФР-Ш (ЭП450-Ш)	
Материал головки и переходника	Сталь марки 05X12H2M-ВИ или сталь марки 05X12H2M	
Материал хвостовика	Сталь марки 12X18H9	
Номинальная длина КЭТВС, мм	3500	
Номинальная масса топлива в КЭТВС, кг:		
уранового;	31,9	
СНУП-топлива	1,36	
Номинальная масса воспроизводящего материала в КЭТВС в составе твэла, кг:		
с урановым топливом;	21,9	
со СНУП-топливом	0,86	
Максимальная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч:		
на поверхности КЭТВС;	72,4	
на расстоянии одного метра от поверхности КЭТВС	2,0	
Номинальная масса КЭТВС, кг	106	

Экспериментальная комбинированная тепловыделяющая сборка состоит из трёх основных частей: головки, средней части и хвостовика.

Головка предназначена для организации выхода теплоносителя, дистанционирования КЭТВС со сборками активной зоны и сцепления КЭТВС с устройствами системы перегрузки и транспортно-технологического тракта при загрузке и выгрузке КЭТВС. Головка крепится к средней части чехла с хвостовиком КЭТВС (верхнему торцу шестигранной трубы) с помощью сварки.

Средняя часть чехла с хвостовиком КЭТВС состоит из шестигранной трубы, пучка твэлов, набранных на пластинах решётки держателя, штока и переходника. Шестигранная труба имеет внутренний размер 92 мм и толщину стенки 2 мм. Внутри шестигранной трубы, в нижней части её расположен пучок твэлов, состоящий из 91 центрального твэла. Из них 87 твэлов — с урановым топливом, 4 твэла — с нитридным топливом и 36 твэлов — периферийные. Центральные твэлы имеют дистанционирующую проволоку диаметром 1,05 мм, периферийные — дистанционирующую ленту размером 0,6 × 1,3 мм. Длина твэла составляет 2400 мм. Твэлы выполнены герметичными. Нижняя заглушка твэла имеет фигурный паз для крепления держателя на пластинах. Верхние наконечники твэла не закреплены и имеют возможность продольного перемещения при температурном расширении и радиационном распухании.

Хвостовик предназначен для запитки КЭТВС теплоносителем с определённым расходом. Для этой цели в средней части хвостовика имеются отверстия, через которые внутрь КЭТВС поступает теплоноситель. Количество и размеры отверстий определяются необходимым расходом теплоносителя через КЭТВС. В верхней и нижней частях хвостовика имеются спиральные уплотнения для уменьшения паразитных протечек теплоносителя. Хвостовик на резьбе крепится к переходнику и сваривается с ним.

Конструкция сборок КЭТВС-6 и КЭТВС-7 во многом похожа на конструкцию штатной ТВС реактора БН-600. Применённые в ней конструкционные материалы заимствованы из штатных ТВС активной зоны, работоспособность которых подтверждена их длительной эксплуатацией в реакторе БН-600 и положительными результатами послереакторных исследований. Поэтому опытных и экспериментальных работ в обоснование работоспособности КЭТВС не проводили.

Сборки КЭТВС-6 и КЭТВС-7 отличаются от первого исполнения комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки комплектацией. В них установлены тепловыделяющие элементы с нитридным топливом нового исполнения — с увеличением массы (или увеличенной массой) нитридного топлива. Также используют новый хвостовик с увеличенными дроссельными отверстиями.

Е.В. Фокеева, Е.Г. Ильина

ТВЭЛ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МБИР

Разработан технический проект тепловыделяющего элемента тепловыделяющей сборки реакторной установки МБИР на основании технического задания «Элемент тепловыделяющий ТВС РУ МБИР» и эскизного проекта «Элемент тепловыделяющий ТВС РУ МБИР».

Целью разработки являлось создание твэла тепловыделяющей сборки реакторной установки МБИР для эксплуатации в составе ТВС активной зоны исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР.

Тепловыделяющий элемент ТВС реакторной установки МБИР предназначен:

- ◆ для генерирования тепловой энергии;
- ◆ для размещения топлива и воспроизводящего материала;
- ◆ для локализации топлива и продуктов его деления в пределах герметичной оболочки вплоть до регенерации твэла;
- ◆ для обеспечения надёжной теплопередачи от топлива к теплоносителю.

Область применения твэла — тепловыделяющая сборка активной зоны исследовательского ядерного реактора на быстрых нейтронах МБИР. Основные параметры эксплуатации твэла приведены в табл. 3.15.

Таблица 3.15

Основные параметры эксплуатации твэла

Параметр	Значение
Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м: в начале кампании;	50,0
в конце кампании	36,0
Максимальная повреждающая доза на оболочку твэла, сна	75
Максимальное (локальное) выгорание топлива, % т. а.	12,0–16,0
Максимальная допустимая расчётная температура внутренней поверхности оболочки твэла с учётом неопределённости параметров, °С	700
Назначенный ресурс твэла в составе ТВС при работе реактора на номинальной мощности, эфф. сут	400–900
Назначенный срок службы твэла в составе ТВС в активной зоне реактора, г.	2–4
Назначенный срок хранения твэла в составе ТВС (с момента изготовления ТВС до постановки в реактор), г.	4
Назначенный срок хранения отработавшего твэла в составе ТВС в бассейне выдержки	10 лет

Твэл состоит из стальной оболочки, внутри которой расположены топливный сердечник и таблетки воспроизводящего материала торцевых зон воспроизводства (верхней и нижней). Фиксирование топливного сердечника и торцевых зон осуществляется фиксатором пружинного типа. Позиционирование топливного сердечника и зон воспроизводства в пределах активной зоны реактора осуществляется пуклёвками, расположенными на оболочке твэла. Между пуклёвками и таблетками нижней

зоны воспроизводства установлена проставка в виде стальной втулки. Относительная координата расположения пуклёвок определяет объём нижней газовой полости (газосборника), необходимый для компенсации напряжения, возникающего в оболочке твэла вследствие давления газовых продуктов деления, выделяемых в процессе облучения. Для предотвращения просыпания гранулированного топливного сердечника (порошка механической топливной смеси) в газовую полость между таблетками нижней торцевой зоны установлены газопроницаемые пробки из никелевой сетки.

Герметизация твэла осуществляется сваркой оболочки и заглушек: нижней заглушки — периметрической аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом без присадочного материала; верхней заглушки — торцевой аргонодуговой сваркой дугой, управляемой магнитным полем. В нижней заглушке есть фигурный паз, с помощью которого твэл устанавливается в тепловыделяющую сборку.

Конструкция твэла разработана в двух исполнениях: центральный твэл и периферийный твэл, отличающиеся профилем проволоки, навитой на оболочку твэла с целью дистанционирования в пучке твэлов ТВС. На центральных твэлах проволока круглая, на периферийных твэлах — эллипсная. Крепление проволоки осуществляется контактной многоимпульсной сваркой к оболочке.

Топливный сердечник представляет собой механическую смесь МОКС-топлива и порошка металлического урана в качестве геттера. МОКС-топливо — смесь диоксидов урана и плутония — механическая смесь топлива УПОГ реактора МБИР (топливо УПОГ) и оксида плутония реактора МБИР (оксид плутония). Уран-плутониевое оксидное гранулированное топливо — материал, полученный электролизом расплавленных солей с осаждением на катод смеси диоксидов урана и плутония с последующим дроблением, очисткой от солей и классификацией на фракции. Оксид плутония — материал, полученный методом объёмной кристаллизации в расплавленных солях (растворением и осаждением) с последующим извлечением донного осадка, очисткой его от солей и доизмельчением. Порошок металлического урана — материал, полученный методом плазменного распыления.

Основные технические параметры твэла приведены в табл. 3.16.

Изготовление комплектующих изделий для твэла планируют в АО «Машиностроительный завод» (г. Электросталь). Изготовление порошка металлического урана планируют на АО «Новосибирский завод химконцентратов» (г. Новосибирск). Изготовление МОКС-топлива (топлива УПОГ, оксида плутония) и твэлов планируют в АО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград).

Требуемая массовая доля (38,8 %) оксида плутония в смеси оксидов урана и плутония МОКС-топлива топливного сердечника твэла обеспечивается применением механической смеси топлива УПОГ реакторной установки МБИР (с массовой долей 76,5 %), с массовой долей плутония (смеси изотопов) 20 % и оксида плутония РУ МБИР (с массовой долей 23,5 %).

Технологию получения механической смеси топлива УПОГ реакторной установки МБИР планируют применять на начальной стадии изготовления топливной загрузки реакторной установки МБИР. Это связано с недостаточной отработкой технологии получения осаждённого смешанного уран-плутониевого оксидного топлива с требуемым содержанием плутония в смеси изотопов урана и плутония. В дальнейшем предполагают изготовление твэлов реакторной установки МБИР с использованием в составе топливного сердечника МОКС-гранулята, полученного электролизом расплавленных солей с осаждением на катод смеси оксидов урана и плутония с требуемым содержанием плутония.

Таблица 3.16

Основные технические параметры эксплуатации твэла

Параметр	Значение
Длина твэла, мм	1575
Наружный × внутренний диаметр оболочки твэла, мм	∅ 6,0 × 5,4
Размеры дистанционирующей проволоки твэла, мм: центрального; периферийного	∅ 1,05 1,3 × 0,6
Параметры дистанционирующей проволоки: направление навивки; шаг, мм	Правое 100 ± 5
Высота газовой полости твэла, мм	500
Высота торцевых зон воспроизводства, мм: верхней; нижней	200 ± 6 (200 ± 6)*
Высота топливного сердечника, мм	550 ± 7
Материал оболочки твэла	Сталь марки 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД)
Материал дистанционирующей проволоки твэла	Проволока из стали марки 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД)
Среда газовой полости свежего твэла	Массовая доля гелия газообразного не менее 94 % марки А или Б
Материал торцевых зон воспроизводства	Таблетка UO ₂
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана материала торцевых зон воспроизводства, %	0,3–0,7
Масса материала торцевых зон воспроизводства, г: верхней; нижней	44 ± 3 42 ± 3
Материал топливного сердечника	Виброуплотнённая механическая смесь МОКС-топлива (с массовой долей 93 %) и порошка металлического урана (с массовой долей 7 %)
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана порошка металлического урана, %	0,3–0,7
Материал МОКС-топлива	Механическая смесь топлива УПОГ реактора МБИР (с массовой долей 76,5 %) и оксида плутония реактора МБИР (с массовой долей 23,5 %)
Массовая доля оксида плутония в смеси оксидов урана и плутония МОКС-топлива, %	38,8
Базовый изотопный состав плутония МОКС-топлива с массовой долей, %	²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu = = 0,13/91,72/6,55/1,17/0,43
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана МОКС-топлива, %	0,3–0,7
Масса топливного сердечника твэла, г, в том числе: порошка металлического урана (геттера); МОКС-топлива, в том числе: топлива УПОГ; оксида плутония	113,4 ± 1,1 8,0 ± 0,1 105,4 ± 1,0 80,6 ± 0,8 24,8 ± 0,2
Масса плутония, г	35,8 ± 0,4
Средняя по объёму эффективная плотность топливного сердечника твэла, г/см ³	9,0 ± 0,2

* Значение приведено с учётом размещённых в нижней зоне воспроизводства двух газопроницаемых пробок из никелевой сетки.

Обоснование работоспособности спроектированного твэла реактора МБИР проведено с учётом результатов ранее выполненных экспериментальных исследований работоспособности твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом в реакторах БОР-60 и БН-600. Расчётное обоснование теплофизических и прочностных характеристик твэла разрабатываемой конструкции должно быть проведено после утверждения параметров режимов эксплуатации активной зоны реакторной установки МБИР. При проведении работ учитывали опыт проектирования, изготовления, эксплуатации и послереакторных исследований твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом реакторов на быстрых нейтронах БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800.

Е.В. Фокеева, Н.В. Лашева, Е.Г. Ильина

МОДЕРНИЗАЦИЯ ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ ОБРАБОТКИ ДАННЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ПОЛУЧЕНИЯ МОКС-ГРАНУЛЯТА И ИЗГОТОВЛЕНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ И СБОРОК ДЛЯ РЕАКТОРА БОР-60

В настоящее время в химико-технологическом отделении накоплен значительный объём информации о работах, выполняемых на технологическом комплексе отделения.

Эти работы включают в себя получение гранулированных топливных композиций (получение МОКС-гранулята), изготовление тепловыделяющих элементов методом виброуплотнения этих топливных композиций и изготовление тепловыделяющих сборок для реакторов различных типов, в том числе для реактора БОР-60. Полное и разностороннее проведение системного анализа этой информации позволит экономически эффективно планировать и осуществлять широкую и дорогостоящую программу экспериментальных исследований по обоснованию ресурса работоспособности ТВС ядерных реакторов, совершенствованию конструкции и технологии изготовления выпускаемой продукции.

При системном подходе к работе с обширным информационным массивом появляется необходимость создания **автоматизированной информационной системы** обработки данных «Получение МОКС-гранулята, изготовление твэлов и ТВС для реактора БОР-60». Эта система состоит из двух взаимосвязанных баз данных:

- ◆ первая база данных — получение МОКС-гранулята;
- ◆ вторая база данных — изготовление твэлов и ТВС для реактора БОР-60.

Данные первой базы данных с характеристиками МОКС-гранулята доступны второй базе данных и используются в ней для расчёта характеристик твэлов и ТВС.

Эта система наряду со сбором, учётом, хранением и защитой информации имеет эффективные средства поиска, анализа и численной обработки информации; используется также с целью сокращения трудовых затрат на создание документов, сопровождающих технологические процессы получения МОКС-гранулята и изготовления твэлов и ТВС, их автоматическое формирование в системе.

В 1998 году была создана и введена в эксплуатацию информационная система химико-технологического отделения «Получение МОКС-гранулята, изготовление твэлов и ТВС для реактора БОР-60».

В 2013 году эта система в связи с изменениями в технологических процессах изготовления твэлов и ТВС (объединением твэлов в производственные партии и комплекты и настоятельной необходимостью автоматизации учёта ядерных материалов в зоне баланса материалов химико-технологического отделения) была модернизирована.

Модернизация системы заключалась в модернизации базы данных «Изготовление твэлов и ТВС для реактора БОР-60». Для обеспечения ввода, хранения, обработки информации о производственных партиях и комплектах твэлов и о движении ядерных материалов в зоне баланса материалов в структуру базы данных для ввода и просмотра было добавлено более 50 объектов.

Для автоматического формирования новых документов (паспортов на комплекты твэлов и отчётов по учёту ядерных материалов) в базу данных было добавлено 65 новых запросов, 10 новых форм, 20 новых макросов и 13 новых отчётов.

В результате модернизации базы данных «Изготовление твэлов и ТВС для реактора БОР-60» её объём по количеству объектов (таблиц, запросов, форм, макросов и отчётов) был увеличен примерно на треть.

Модернизированная база данных «Изготовление твэлов и ТВС для реактора БОР-60» также защищена от несанкционированного доступа, и к ней подключены несколько пользователей, которые могут работать одновременно.

В модернизированную базу данных «Изготовление твэлов и ТВС для реактора БОР-60» в 2014 году было введено около 15000 записей с данными о 37 новых изготовленных ТВС и о 1593 новых изготовленных твэлах.

Для ввода и просмотра данных, а также для просмотра и печати документов создано два приложения для пользователей:

- ◆ первое приложение — для инженеров-технологов комплексов по изготовлению твэлов и ТВС (главная панель управления показана на рис. 3.13);
- ◆ второе приложение — для уполномоченных по учёту ядерных материалов и группы специальной продукции (главная панель управления показана на рис. 3.14).

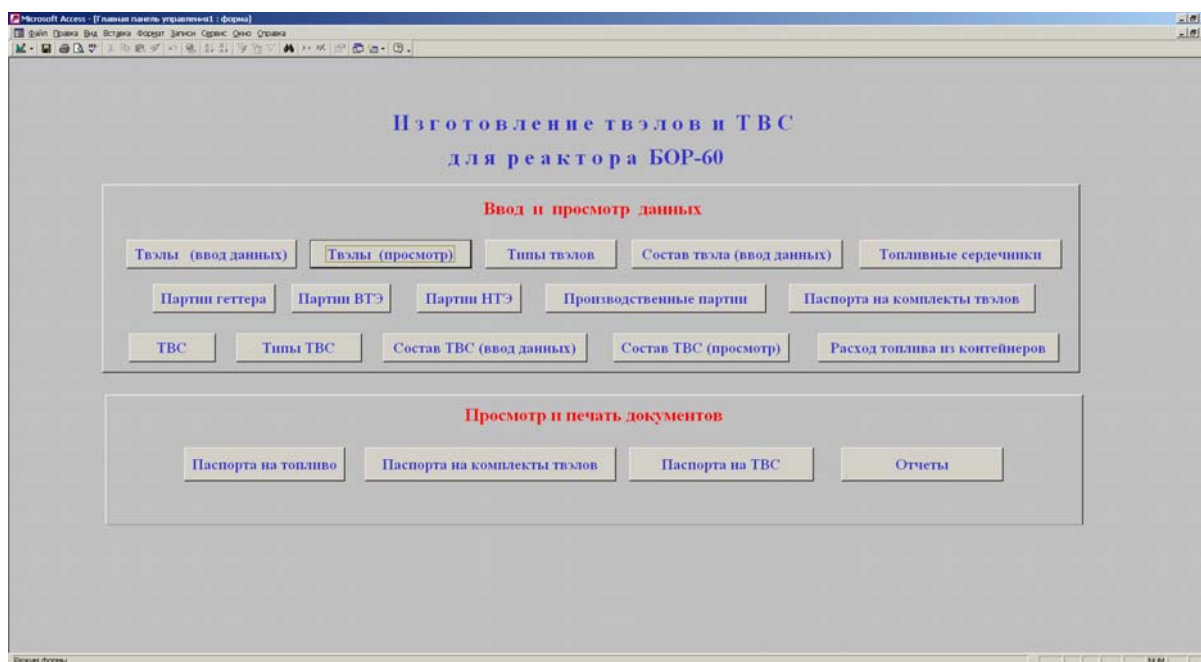


Рис. 3.13. Главная панель управления пользовательского приложения для инженеров-технологов комплексов по изготовлению твэлов и ТВС

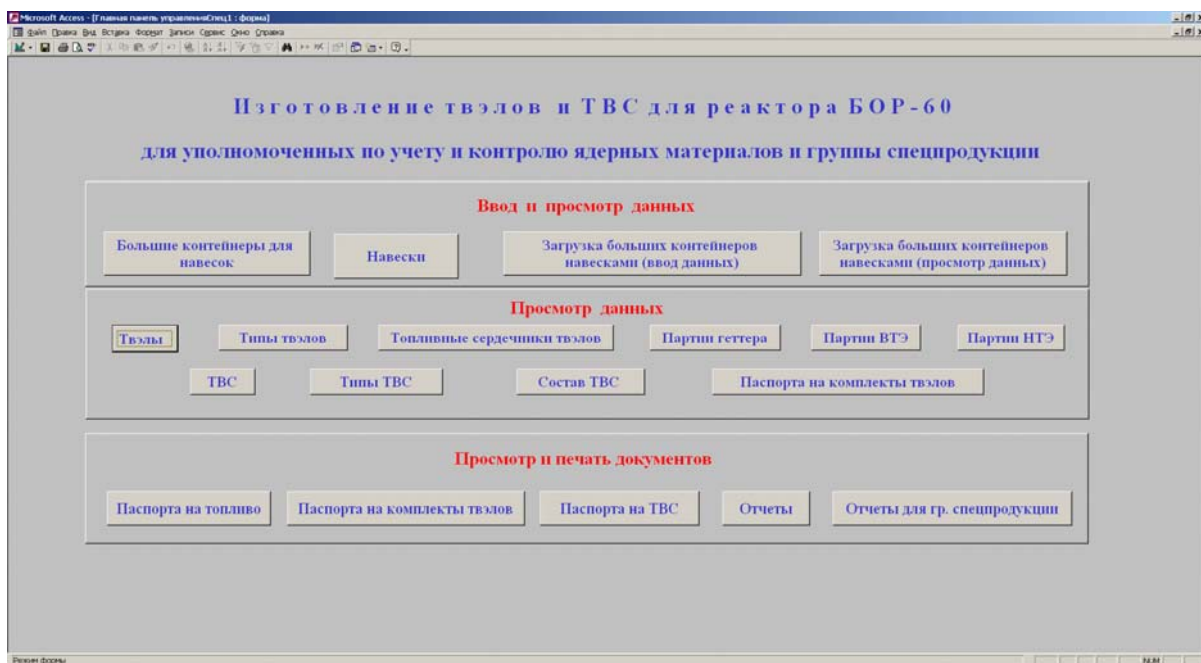


Рис. 3.14. Главная панель управления пользовательского приложения для уполномоченных по учёту ядерных материалов и группы специальной продукции

А.Л. Баранова, Е.В. Фокеева, В.А. Фёдорова



4

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В 2014 году продолжились работы по научному и технологическому обоснованию замкнутого топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах, выполняемые в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года». В рамках реализации программы должен быть создан полупромышленный реактор БРЕСТ-ОД-300 и демонстрационный модуль переработки нитридного топлива. Вместе с тем в институте ещё с 2010 года проводятся исследования и инженерно-технологические разработки по проекту «Прорыв».

Переработка смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива реактора БРЕСТ должна быть осуществлена при следующих условиях:

- ◆ выдержка топлива после облучения в реакторе не более одного года;
- ◆ массовая доля делящихся материалов в отработавшем ядерном топливе на уровне 10–15 %;
- ◆ выгорание топлива примерно 10 % тяжёлых атомов.

После переработки должна быть получена смесь оксидов актиноидов с коэффициентами очистки примерно 10^6 . Для переработки смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива предложен процесс, состоящий из комбинации пирохимических и гидрометаллургических операций аффинажа целевых продуктов (U–Pu–Np–Am) и обращения с радиоактивными отходами. К настоящему времени в лабораторных условиях проведена экспериментальная проверка технологических операций:

- ◆ снятия нержавеющей оболочки твэла в расплавах цинка;
- ◆ пироэлектрохимического аффинажа урана и плутония;
- ◆ экстракционного аффинажа урана, плутония и нептуния;
- ◆ разделения редкоземельных и трансплутониевых элементов.

Кроме того, изучена возможность очистки отработавших расплавленных электролитов от продуктов деления на цеолитах и испытан процесс фильтрации расплавов цинка от механических примесей.

Были изготовлены экспериментальные установки (защитного оборудования радиационно-защитных камер и боксов с инертной атмосферой) для отработки макетов оборудования пирохимических операций, а также выполнен монтаж установок для проверки инновационных операций гидрометаллургического передела.

В рамках работ по созданию пристанционного модуля переработки отработавшего ядерного топлива выполнены разработки прототипов экспериментального лабораторного оборудования по рециклу младших актиноидов в нитридном топливе.

Проведены проектно-конструкторские изыскания и созданы основные единицы технологического оборудования, предназначенного для получения нитридов, содержащих уран, нептуний, плутоний и америций, из диоксидов (печи плавления и спекания, пресс, установка гидрирования и нитрирования, установки для обработки порошков). Эти проектные и исследовательские разработки должны заложить основы для создания технологии изготовления композиций нитридного ядерного топлива, содержащего долгоживущие младшие актиноиды с целью их трансмутации в реакторах на быстрых нейтронах.

Были продолжены работы по экспериментальному обоснованию концепции жидкосолевого реактора-сжигателя долгоживущих радиотоксичных актиноидов, а также изучению составов и свойств перспективных солевых систем для процессов переработки отработавшего ядерного топлива. Работы в этом направлении проведены

совместно с Национальным исследовательским центром «Курчатовский институт» и европейскими партнёрами. Были сформулированы основные требования к растворителю блока пирохимической переработки топлива на основе расплава солей фторидов; определены три основные группы составов, представляющие основной интерес для разработчиков пирохимического блока переработки и содержащие фториды лития, кальция, алюминия, бериллия и тория; рекомендованы необходимые для инженерных расчётов значения температуры ликвидуса, растворимости трифторидов актиноидов, плотности, вязкости, а также основные характеристики восстановительной экстракции лантаноидов и актиноидов в жидкий металл для перспективных составов солей-растворителей.

Важным направлением работ было и есть комплексное развитие химико-аналитического обеспечения научных исследований, опытно-технологической и производственной деятельности. Разработаны методики эмиссионно-спектрального определения некоторых технологических продуктов, получаемых в процессе изготовления и переработки ядерного топлива, и методики количественного определения наиболее труднорастворимых фракций технологических продуктов, содержащих благородные металлы и фосфатные концентраты, химический анализ которых обычно крайне затруднён. Были продолжены фундаментальные исследования кинетики электрохимических реакций в направлении совершенствования методик совместного кулонометрического определения урана и плутония в образцах ядерного топлива.

А.А. Лизин

КИНЕТИКА ВОССТАНОВЛЕНИЯ ЧЕТЫРЁХВАЛЕНТНОГО ПЛУТОНИЯ АМАЛЬГАМОЙ ЦИНКА В РАСТВОРАХ СЕРНОЙ КИСЛОТЫ

Получены новые результаты исследования кинетики восстановления четырёхвалентного плутония амальгамой цинка при различной концентрации серной кислоты ((0,5–4,0) моль/л), начальной концентрации четырёхвалентного плутония ((1,11–4,80)10⁻³ моль/л), температуре (294,0–323,0 К) в аэрированных и деаэрированных растворах.

Установлено, что во всех экспериментальных условиях уменьшение концентрации Pu⁴⁺ протекает в соответствии с уравнением закона скорости

$$-\frac{dC_{(Pu^{4+})}}{dt} = k_1 C_{(Pu^{4+})} \pm k_0,$$

где k_1 — эффективная константа скорости первого порядка относительно концентрации Pu⁴⁺, с⁻¹;

k_0 — эффективная константа скорости нулевого порядка относительно концентрации Pu⁴⁺, моль/л·с;

$C_{(Pu^{4+})}$ — текущая концентрация Pu⁴⁺, моль/л;

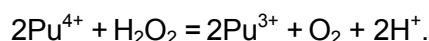
t — время, с.

Знак перед вторым членом уравнения зависит от экспериментальных условий: в аэрированном растворе значение k_0 записывается со знаком минус на основании данных, установленных ранее при восстановлении UO₂²⁺, а при восстановлении Pu⁴⁺ в деаэрируемом растворе знак перед вторым членом меняется на плюс.

Полученные результаты указывают на то, что в аэрируемом растворе, помимо восстановления Pu⁴⁺, протекают процессы окисления Pu³⁺, в деаэрируемом — процессы генерирующие Pu³⁺.

Сделано предположение, что восстановление Pu⁴⁺ в аэрируемом растворе сопряжено с протеканием реакций:

- ♦ окисления плутония кислородом воздуха: $4Pu^{3+} + O_2 + 4H^+ = 4Pu^{4+} + H_2O$;
- ♦ восстановления пероксидом водорода, образующимся при контакте амальгамы цинка с водным раствором плутония в присутствии кислорода воздуха:



В деаэрируемом растворе процесс восстановления Pu⁴⁺ ускоряется преимущественно продуктами радиолиза раствора под действием собственного альфа-излучения.

В эксперименте были определены энергия активации и термодинамические параметры образования активированного комплекса: энергия активации Гиббса, энтальпия и энтропия активации.

Полученные экспериментальные результаты по восстановлению Pu⁴⁺ до Pu³⁺ амальгамой цинка в совокупности с данными по восстановлению UO₂²⁺ до U⁴⁺ в этих же экспериментальных условиях будут использованы при разработке кулонометрической методики совместного определения массовых долей урана и плутония в смешанном ядерном топливе.

В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, В.М. Чистяков

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИЗУЧЕНИЕ ПРОЦЕССОВ И ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ КОМПОНЕНТОВ В РАСПЛАВАХ ФТОРИДОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ

Использование систем расплавленных фторидов металлов в пирохимических процессах переработки отработавшего ядерного топлива, а также в качестве ядерного топлива жидкосолевых реакторов считается наиболее перспективным. В 2014 году в радиохимическом отделении института совместно с Национальным исследовательским центром «Курчатовский институт» проведены исследования некоторых свойств расплавленных солевых систем фторидов.

В результате выполнения экспериментальных работ были сформулированы основные требования к растворителю блока пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива на основе расплава солей фторидов. Анализ физических и технологических требований показал, что выбор оптимальной композиции соли-растворителя во многом определяется типом установки и областью её применения.

В результате анализа литературных источников были определены три основные группы составов, представляющие основной интерес для разработчиков пирохимического блока переработки и содержащие основные составляющие, как-то: фториды лития, кальция, алюминия, бериллия, тория. Эти составы в наибольшей степени удовлетворяли требованиям по температуре плавления, растворимости трансурановых элементов, термической и радиационной стойкости и давлению насыщенных паров. Отмечено, что меньше всего в литературе отражены данные по выбору состава и свойствам расплава для блока переработки отработавшего ядерного топлива твёрдотопливных реакторов. Также был проведён анализ имеющихся в литературе данных по фазовым диаграммам, растворимости трансурановых элементов, физическим свойствам (плотности и вязкости) составов солей-растворителей для блоков пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива как твёрдотопливных, так и жидкосолевых реакторов.

На основе проведённого анализа свойств расплавленных солевых систем были рекомендованы необходимые для инженерных расчётов значения температуры ликвидуса, растворимости трифторидов актиноидов, плотности, вязкости, а также основные характеристики восстановительной экстракции лантаноидов и актиноидов в жидкий металл для перспективных составов солей-растворителей. Установлено, что требования к материалам блока пирохимической переработки зависят от используемых в переработке методов, определяющих среды, концентрации примесей в них и температуру процессов, а также конструкции конкретного оборудования, выбранного для реализации каждого шага.

Были сформулированы и основные требования к конструкционным материалам блока пирохимической переработки топлива на основе восстановительной экстракции. Выполнен термодинамический анализ системы «конструкционный материал — расплав фторидных солей — жидкий металл». Проанализированы данные коррозионных и механических испытаний отечественных и зарубежных конструкционных материалов с повышенной стойкостью в системе «расплав фторидных солей — жидкий металл». Изучены основные свойства расплавленных солевых систем: кинематическая вязкость, растворимость, плотность и другие.

Получены новые экспериментальные данные по кинематической вязкости солевой системы $0,855 \text{ LiF} - 0,145 \text{ AlF}_3$ до температуры 850°C , а также данные по растворимости трифторидов празеодима и америция тремя независимыми методами, установлены закономерности в изменении значений растворимости и вязкости в зависимости от температуры. Также на примере самария и европия были получены экспериментальные данные по распределению лантаноидов в зависимости от вели-

чины коэффициента распределения лития для двухфазной системы «солевой расплав $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ — жидкий висмут» при температуре 609°C и характеристики зависимости распределения самария и европия от величины коэффициента распределения лития. Установлено, что влияние отношения LiF/BeF_2 на коэффициенты распределения металлов объясняется существенной зависимостью коэффициентов активности определённых типов фторидных солей лантаноидов и актиноидов от величины мольной концентрации фторида лития в солевой композиции $\text{LiF}-\text{BeF}_2$ вследствие их сильного взаимодействия с растворителем и образованием комплексных ионов в солевой фазе из-за сильной поляризующей способности трёх- и четырёхвалентных элементов. Показано, что снижение мольной доли фторида лития в расплаве $\text{LiF}-\text{BeF}_2$ позволяет существенно повысить эффективность его очистки от лантаноидов в системе экстракционной переработки топливной соли жидкосолевых реакторов.

К настоящему времени среди описанных в литературе и выбранных составов солевых систем наиболее изученным и обладающим наиболее приемлемыми свойствами применительно к уран-ториевому жидкосолевому реактору является состав на основе $\text{LiF}-\text{BeF}_2$, который имеет низкое давление насыщенных паров (около 10 Па при температуре до 800°C) и при температуре плавления которого около 550°C допустимо значение мольной доли ThF_4 и UF_4 в интервале 20–30 %. В качестве топливной соли таких реакторов рассматриваются и другие солевые системы, в частности $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{KF}$ (FLINAK). Высокая растворимость компонентов, низкая температура плавления и высокая температура кипения вызывают интерес со стороны разработчиков к солевым системам на основе фторидов лития, калия и натрия. Однако из-за высокой коррозионной активности солевых систем, содержащих в своем составе только фториды щелочных металлов, их возможное использование характеризуется дополнительными требованиями к разработке конструкционных материалов.

Экспериментальная верификация значений растворимости трифторидов лантаноидов и актиноидов в солевых системах расплавленных фторидов с целью изучения поведения компонентов в расплавленных солях позволила выявить преимущества и недостатки новых методов. Так, метод отражательной спектроскопии представляется наиболее интересным для возможного мониторинга состояния расплавленных солевых систем в технологических процессах переработки отработавшего ядерного топлива в расплавах, а также для онлайн-мониторинга топливной соли жидкосолевых реакторов. Основной принцип отражательной спектроскопии — регистрация спектров отражения для контроля свойств и состояния расплава, которые позволяют достаточно чётко и однозначно интерпретировать физико-химическое поведение многокомпонентных расплавленных систем на предмет их фазовой однородности, химических форм и комплексов растворённых компонентов в расплавах. Метод отражательной спектроскопии является аппаратным и требует создания комплекса для регистрации спектров в расплаве и специального спектрометрического оборудования. Два других метода: группу электрохимических методов и метод изотермического насыщения — можно считать вспомогательными. При этом следует отметить, что метод изотермического насыщения является более простым, но он не позволяет осуществлять физико-химический контроль состояния растворяемых компонентов в расплавах, а метод электрохимической регистрации имеет температурные ограничения для использования.

Учитывая предъявляемые требования, наиболее приемлемым относительно регенерации топлива, в том числе и жидкосолевого, является метод восстановительной экстракции из расплава солей фторидов в жидкий металл в системе $(\text{LiF}-\text{AlF}_3)/(\text{Al}-\text{Cu})$ с помощью жидкого висмута, содержащего литий и, возможно, торий в различных концентрациях. В последнем случае хлорид лития рассматривается как акцепторная соль в силу привлекательных коэффициентов распределения и малой части тория, переходящей с редкоземельными элементами из висмута в хлорид лития.

В качестве основного материала топливного контура жидкосолевых реакторов рассматривается отечественный сплав на никелевой основе ХН80МТЮ, который по результатам испытаний в других композициях топливных солей превосходит сплав

Хастеллой-Н по коррозионной стойкости. Отечественный сплав характеризуется максимальной коррозионной стойкостью в классе никель-молибденовых сплавов (равномерная скорость коррозии менее 5 мкм/год и максимальная стойкость к теллуровой межкристаллитной коррозии).

Из-за повышенной растворимости в жидком металле или подверженности массопереносу при экспозиции в системе с температурным градиентом традиционные конструкционные материалы на основе сплавов железа, кобальта и никеля не подходят для участков системы переработки, где имеется прямой контакт с жидким металлом, например алюминием и висмутом, а также их расплавами.

Материалы, показавшие хорошую совместимость с рассмотренными жидкими металлами, включают графит и тугоплавкие металлы, такие как: вольфрам, рений, молибден и тантал. Эти материалы, за исключением тантала, сложны в производстве и соединении. Все быстро окисляются на воздухе при рабочей температуре процесса и требуют атмосферной защиты.

Для того чтобы в ближайшей перспективе использовать графит в блоке пирохимической переработки, понадобится наименьшее количество инженерных решений. Однако использование графита в качестве основного конструкционного материала блока пирохимической переработки топлива потребует разработки специальных соединений класса «графит — графит» и «графит — металл».

Оценка технико-экономической эффективности позволяет на основе научного анализа известных данных и экспериментально обоснованных результатов исследований сделать оптимальный по техническим и физико-химическим параметрам, а также экономически обоснованный выбор солевых систем и конструкционных материалов для блока пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива.

А.А. Лизин, С.В. Томилин, Р.К. Газизов

ТЕРМОГРАВИМЕТРИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1000

По данным Международного агентства по атомной энергии в мире накоплено свыше 200 тысяч тонн отработавшего ядерного топлива. Ежегодно эта цифра увеличивается на 10 тысяч тонн. Специалисты, в том числе и российские, уже в течение ряда лет обращают внимание на необходимость поиска рационального и безопасного с точки зрения ядерной и радиационной безопасности способа (или способов) обращения с отработавшим топливом. На сегодняшний день эта задача вследствие её масштабности и актуальности перешла в разряд важнейших глобальных задач. Одним из способов её решения является металлизация литьем отработавшего оксидного ядерного топлива реактора ВВЭР-1000. В АО «ГНЦ НИИАР» совместно с Корейским исследовательским институтом атомной энергии были проведены научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по реализации этого способа на практике. Целью работ было разработать новый способ кондиционирования отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов для длительного контролируемого хранения, а основными

задачами — установить качественно и количественно снижение удельного тепловыделения и удельной активности продукта металлизации отработавшего оксидного ядерного топлива в масштабах опытной установки, а также уменьшить объём кондиционированного продукта за счёт перевода оксидного топлива в металлическую форму.

В данной работе речь пойдёт о термогравиметрических исследованиях отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР–1000 в рамках выполнения работ по металлизации указанного выше топлива литием.

Конечным продуктом металлизации отработавшего оксидного ядерного топлива является восстановленный металлический уран. С целью моделирования поведения продукта металлизации в хранилище и выбора необходимых условий безопасного хранения продукта, а также решения некоторых эксплуатационно-технических и экономических вопросов процесса хранения были проведены эксперименты по волоксации отработавшего оксидного уранового топлива и фрагментов металлического слитка природного урана с фиксированием изменения массы продукта после экспериментов. В задачу экспериментов входило определение:

- ◆ скорости волоксации фрагментов металлического слитка природного урана и таблеток с UO_2 в заданном температурном диапазоне;
- ◆ гранулометрического состава окислённого продукта (для экспериментов с реальным топливом);
- ◆ композиционных изменений после окисления (для экспериментов с реальным топливом).

Исследование фрагментов металлического слитка урана природного изотопного состава проводили на лабораторной установке, включающей в себя блок термогравиметрического анализа TG50.

Для экспериментов на реальном отработавшем оксидном топливе использовали реактор-окислитель, изображённый на рис. 4.1 и представляющий собой герметично закрываемую крышкой ёмкость, в которую вставляется пенал с загруженными в него таблетками топлива. Пенал имеет в нижней части провальную решётку, через которую фрагменты топливных таблеток поступают в ёмкость для продукта. Измерение температуры внутри реактора-окислителя осуществляется косвенно по показаниям термопары, установленной в зоне расположения нагревателя печи.

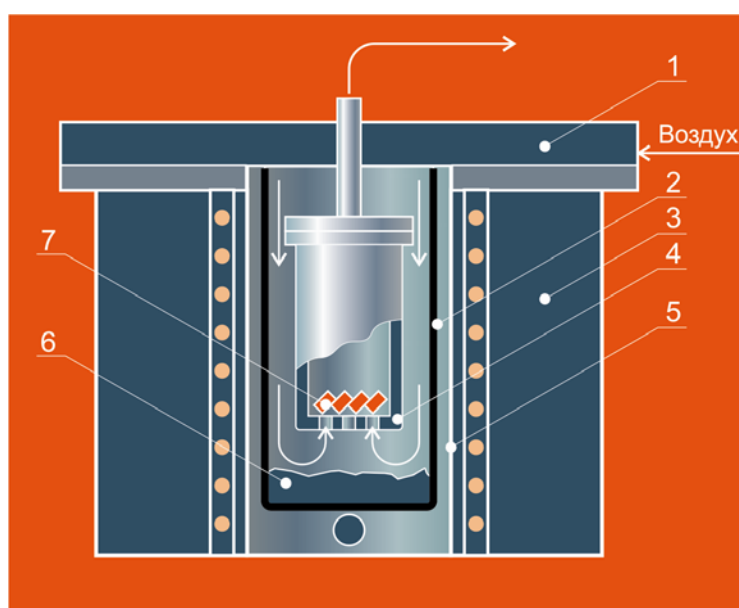


Рис 4.1. Принципиальная схема окислителя:
1 — крышка; 2 — ёмкость; 3 — электропечь; 4 — пенал;
5 — стакан; 6 — продукт; 7 — исходное топливо

Для определения скорости окисления в заданном температурном диапазоне фрагменты металлического слитка природного урана помещали в тигли из оксида алюминия вместимостью 70 мкл и подвергали окислению в воздушной атмосфере без принудительной подачи кислорода воздуха в печи блока TG50.

Для экспериментов с реальным топливом были взяты фрагменты таблеток, разрушенных в процессе их механического извлечения из кусков твэлов. Перед проведением экспериментов были отобраны пробы топлива для анализа на содержание в нём урана, актинидов и продуктов деления. Затем известную массу топлива загружали в реактор и включали нагрев. По достижении требуемой температуры подавали воздух. Процесс вели под небольшим разрежением при следующих параметрах:

Температура в реакторе	520±10 °С
Давление в реакторе (остаточное).....	90 кПа
Время окисления	4 ч
Расход воздуха	10 л/ч
Скорость воздуха в свободном сечении пенала.....	4·10 ⁻⁴ м/с
Избыток O ₂ по сравнению со стехиометрией	6,7:1
Масса исходного топлива.....	42,50 кг·10 ⁻³

Выбранная скорость газа-окислителя (воздуха), равная 4·10⁻⁴ м/с, недостаточна для витания частиц диаметром около 2–3 мкм, тем более для выноса их из аппарата.

Активность газовых выбросов в процессе волоксации продукта металлизации отработавшего оксидного топлива обусловлена наличием аэрозольной активности компонентов топлива, актинидов (америция, кюрия, нептуния), продуктов деления (цезия-137, 134, сурьмы-125). Выходящую из реактора газоаэрозольную смесь очищали от аэрозолей на фильтре. По окончании процесса волоксации определяли увеличение массы топлива, содержания урана, актинидов и продуктов деления в пробах топлива, гранулометрический состав окислённого продукта. Для исследования состава аэрозолей на фильтре проводили его разборку и обработку фильтрующего материала кипячением в растворе азотной кислоты с концентрацией 6 моль/л с последующим проведением анализа растворов.

Механизм, кинетика и физико-химические характеристики процесса волоксации UO₂ до U₃O₈ изучены достаточно подробно и отражены в работах [1, 2]. Эксперименты на компактных образцах, в том числе эксперименты по окислению фрагментов металлического слитка природного урана, показали, что процесс волоксации является сложным и многостадийным. Реакция 3UO₂ + O₂ = U₃O₈ приводит к превращению компактного UO₂ в мелкодисперсный порошок U₃O₈ и сопровождается изменением кубической кристаллической решётки UO₂ сначала в гранецентрированную тетрагональную решётку U₃O₇, а затем в орторомбическую U₃O₈. Двойная перекристаллизация топлива существенно увеличивает подвижность продуктов деления, в том числе и газообразных [3]. Повышению скорости удаления газообразных продуктов деления способствует измельчение UO₂ в процессе волоксации в порошок закиси-окиси урана с размером частиц до нескольких микрон.

Полная волоксация (100 %) отработавшего топлива реактора ВВЭР с накоплением продуктов деления с массовой долей 1,3–3,1 % может быть достигнута в течение 3,5–4,0 ч при температуре 450–500 °С [4]. В табл. 4.1. представлены материальный баланс топлива и технологические показатели процесса волоксации.

Таблица 4.1

Материальный баланс обработавшего оксидного топлива реактора ВВЭР-1000 в процессе волоксации*

Масса**, кг·10 ⁻³				Увеличение массы топлива**, кг·10 ⁻³	Дебаланс урана, %
До волоксации		После волоксации			
Диоксид урана	Уран	Окислённый продукт	Уран		
42,5 (100)	36,3 (85,4)	44,1 (100)	36,8 (83,4)	1,6 (3,8)	1,4

* При температуре процесса 510–530 °С.

** В скобках приведено значение массовой доли в процентах.

Как видно из данных табл. 4.1, относительное увеличение массы топлива в результате волоксации на 3,8 % свидетельствует о том, что достигнут практически полный переход UO₂ в U₃O₈. В табл. 4.2 приведён материальный баланс плутония, актинидов и продуктов деления.

Таблица 4.2

Распределение радионуклидов при волоксации топлива реактора ВВЭР-1000

Элемент	Массовая доля, %	
	До окисления	После окисления
Уран-235	1,46	1,4
Плутоний-239	0,448	0,431
Америций-241	2,84 · 10 ⁻³	2,74 · 10 ⁻³
Кюрий-244	4,5 · 10 ⁻⁴	4,4 · 10 ⁻⁴
Нептуний-237	2,8 · 10 ⁻²	2,7 · 10 ⁻²
Неодим-148	0,0348	0,0335
Стронций-90	3,5 · 10 ⁻²	3,4 · 10 ⁻²
Цезий-137	3,5 · 10 ⁻²	3,4 · 10 ⁻²
Цезий-134	4,1 · 10 ⁻⁵	3,9 · 10 ⁻⁵
Рутений-106	Менее 5 · 10 ⁻⁷	Менее 5 · 10 ⁻⁷
Европий-154	2,7 · 10 ⁻⁴	2,6 · 10 ⁻⁴

В табл. 4.3 приведены результаты рассеивания окислённого продукта на фракции, из которых видно, что массовая доля фракций с размером частиц меньше 63 мкм в продукте составляет 95 %, и лишь 5 % приходится на фракции с размером частиц больше 63 мкм. Наличие этих фракций, по-видимому, можно объяснить влиянием одного или двух факторов: во-первых, на стадии механического извлечения топливных таблеток из твэлов

возможно попадание в топливо мелких фрагментов оболочек твэлов, во-вторых, не исключается, что произошёл неполный переход части топлива в форму U_3O_8 .

Таблица 4.3

**Гранулометрический состав топлива реактора ВВЭР-1000
после волоксидации**

Размер частиц во фракции, мкм	Масса топлива, кг·10 ⁻³	Массовая доля, %
Менее 40	37,98	88,6
40–63	2,74	6,4
63–100	0,90	2,1
Более 100	1,23	2,9
Всего	42,85	100

В результате выполненных работ был определён гранулометрический состав окислённого продукта. Показано, что массовая доля фракций с размером частиц меньше 63 мкм в продукте составляет 95 %, а фракций с размером частиц больше 63 мкм — 5 %. Наличие фракций с размером частиц больше 63 мкм можно объяснить попаданием в топливо мелких фрагментов оболочек твэлов или неполным переходом части топлива в форму U_3O_8 . Также были представлены данные по распределению радионуклидов при волоксидации топлива реактора ВВЭР-1000.

Список литературы

1. Воронов Н.М., Сафронова Р.Н., Войтехова Е.А. Высокотемпературная химия окислов урана и их соединений. — М.: Атомиздат, 1971.— 360 с.
2. Новосёлов Г.П., Кушников В.В., Ревнов В.Н. Окисление необлученной двуокиси урана в механической смеси её брикетов с гранулами стали // Атомная энергия, 1974. Т. 37, вып. 6. С. 460.
3. Виноградов Г.М., Мухин Д.П. и др. Исследования в области переработки облучённого топлива.— Материалы Третьего симпозиума СЭВ, Марианске-Лазне, ЧССР, 24–26 марта 1974 г. — Прага: Чехословацкая комиссия по атомной энергии, 1975. Т. 1. С. 460.
4. Агеенков А.Т., Савельев В.Ф., Вауев Е.М. и др. Окислительное разрушение брикетированного ядерного горючего в аппарате с кипящим слоем // Атомная энергия, 1973. Т. 35, вып. 5. С. 362.

М.А. Кузин

ХИМИКО-СПЕКТРАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ РУТЕНИЯ, ПАЛЛАДИЯ, РОДИЯ, СЕРЕБРА, ТЕХНЕЦИЯ И МОЛИБДЕНА В РАСТВОРАХ И ОСАДКАХ ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Одной из актуальных задач исследования состава и технологии фракционирования облучённого как оксидного, так и нитридного ядерного топлива является количественное определение содержания металлов платиновой группы: рутения, палладия, родия, а также серебра, технеция, молибдена — в облучённом ядерном топливе и продуктах его пирохимической переработки.

Проведены исследования по обоснованию химико-спектральной методики определения массового содержания рутения, палладия, родия, серебра, технеция и молибдена в облучённом ядерном топливе. Исследования проводили на модельной системе, представляющей раствор азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л, содержащий в своей основе уран с массовой концентрацией 20–25 г/дм³ и определяемые элементы с массовой концентрацией 1–30 мг/дм³.

Был предложен основанный на литературных данных и собственных исследованиях способ выделения определяемых элементов путём карбонатного осаждения с неорганическими соосаждителями.

В качестве коллекторов были выбраны висмут, цинк, галлий — элементы, имеющие простой малолинейчатый спектр, различные ионные радиусы, кристаллическую структуру, сорбционные свойства, низкую растворимость осадков их карбонатов и гидроксидов.

Осаждение проводили карбонатом калия K_2CO_3 в присутствии буфера — тетрабората натрия $Na_2B_4O_7$. Осадки карбонатов рутения, палладия, родия, серебра, технеция и молибдена отделяли от раствора фильтрованием, затем высушивали полученный осадок и проводили атомно-эмиссионный спектральный анализ. Установка для спектрального анализа включала специальный бокс со штативом, спектрометры СТЭ-1 и PGS-2 с фотоэлектронной регистрацией на многоканальном анализаторе эмиссионных спектров, спектроаналитический генератор «Везувий-3» (рис. 4.2).

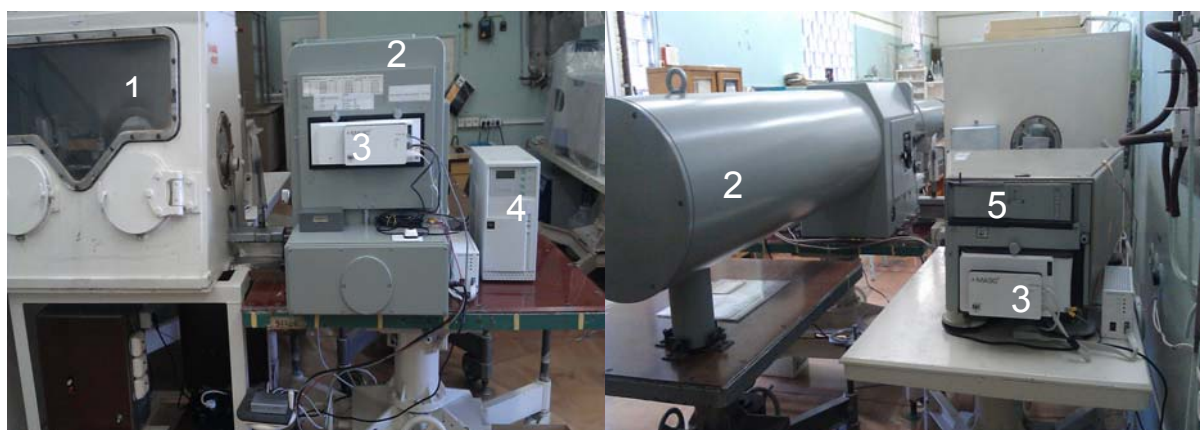


Рис. 4.2. Общий вид установки спектрального анализа: 1 — защитный бокс для работы с радиоактивными образцами; 2 — спектрометр PGS-2; 3 — многоканальный анализатор эмиссионных спектров; 4 — спектроаналитический генератор «Везувий-3»; 5 — спектрометр СТЭ-1

В результате проведённых исследований была разработана химико-спектральная методика, позволяющая определять рутений, палладий, родий, серебро, технеций и мо-

либден в технологических продуктах пирохимической переработки оксидного и нитридного облучённого ядерного топлива. По данной методике выполнен анализ пятнадцати проб различного облучённого ядерного топлива. Относительная суммарная погрешность эмиссионно-спектрального определения указанных элементов в исследуемых концентрациях составила 10–20 %.

*М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева,
Л.А. Кубасова, И.А. Горячев, Е.А. Ерин*

АТОМНО-ЭМИССИОННЫЙ СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ФОСФАТНЫХ КОНЦЕНТРАТОВ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ПРИМЕСЕЙ, ПОЛУЧАЕМЫХ В ПРОЦЕССЕ РЕГЕНЕРАЦИИ ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Одно из направлений энергетической стратегии России на период до 2030 года предусматривает реализацию замкнутого ядерного топливного цикла, в котором отработанное ядерное топливо, выгруженное из реактора, перерабатывается для повторного изготовления ядерного топлива.

На сегодняшний день существует несколько радиохимических технологий переработки отработавшего ядерного топлива:

1. Гидрометаллургические технологии связаны с переводом извлечённого из твэлов отработавшего топлива в азотно-кислые водные растворы, последующим выделением делящихся материалов и их очисткой от продуктов деления посредством водно-химических процессов.

2. Неводные технологии, в которых для переработки облучённого ядерного топлива используются либо расплавы солей или металлов, либо газовые фазы, а для очистки делящихся материалов — пирометаллургические, пироэлектрохимические и газофторидные процессы.

3. Гибридные технологии сочетают в себе элементы водно-химической и неводной технологий.

Акционерное общество «ГНЦ НИИАР» активно занимается разработкой неводных процессов переработки отработавшего ядерного топлива, в частности пироэлектрохимическими методами. В качестве среды для переработки отработавшего ядерного топлива используют расплавы хлоридных солей щелочных металлов, например NaCl–KCl, 3LiCl–2KCl и другие.

Отработанный солевой плав хлоридов щелочных металлов пироэлектрохимического процесса переработки отработавшего ядерного топлива является одним из видов высокоактивных отходов, требующих дальнейшей утилизации посредством перевода в устойчивые малорастворимые формы для дальнейшего хранения или захоронения. Для иммобилизации указанных отходов применяются технологии остекловывания, перевод в содалиты и натрий-циркониевые фосфаты. [1]. Так, для перевода щелочных металлов, продуктов деления и примесных элементов в малорастворимые фосфаты к солевому расплаву добавляют фосфаты четырёхвалентных элементов, например титана и циркония [1]. В результате ионы поливалентных металлов образуют твёрдые фосфаты, которые являются материалами, пригодными по своим свойствам для дли-

тельного контролируемого хранения. Составы соединений и твёрдых растворов, образующихся при осадительном концентрировании радиоактивных элементов, представлены в табл. 4.4 [1]. Изучение физико-химических свойств подобных материалов, в частности знание их химического состава, представляется достаточно актуальной задачей.

Таблица 4.4

Фосфатные соединения продуктов деления и примесей*

Химическая формула	Элементы
$Me^I Me_2^{IV} (PO_4)_3$	Me^I — литий, натрий, калий, рубидий, цезий; Me_2^{IV} — титан, цирконий, торий, уран, плутоний
$Me_{0,5}^{II} Me_2^{IV} (PO_4)_3$	Me^{II} — магний, кальций, стронций, барий; Me_2^{IV} — титан, цирконий, торий, уран, плутоний
$Me_3^I Me_2^{III} (PO_4)_3$	Me^I — натрий, калий; Me_2^{III} — рутений, родий, церий, неодим, празеодим, самарий, европий, гадолиний, плутоний, америций, кюрий
$Me_x^I Me_y^{III} Me_z^{IV} (PO_4)_3$	Me — металл в соответствующей валентности

Из представленной таблицы видно, что фосфатные концентраты, получаемые в процессе очистки расплавов солей от продуктов деления и технологических примесей, характеризуются сложным химическим составом. Получаемые при этом соединения отличаются термической и химической стойкостью. Поэтому применение химических методов анализа в данной ситуации ограничено и затруднительно. Практически невозможно получить пригодные для анализа растворы. По этой причине для определения химического состава фосфатных концентратов продуктов деления и примесей был выбран прямой атомно-эмиссионный спектральный анализ порошков. Указанный метод анализа позволяет одновременно определять широкий круг элементов, без предварительной химической подготовки [2, 3]. Метод сочетает в себе высокую чувствительность, достаточную точность при быстроте и лёгкости определения (экспрессность), что очень важно при работе с радиоактивными пробами. При этом возможно изготовление образцов сравнения практически любого химического состава — путём смешивания оксидов и солей различных элементов и последующей обработки ортофосфорной кислотой. Однако нужно учитывать, что не всегда возможно получить образцы сравнения, адекватные пробе по составу получаемых соединений, например по соотношению орто-, мета-, и пирофосфатов.

Целью работы являлось проведение исследований по обоснованию методики атомно-эмиссионного спектрального анализа фосфатных концентратов продуктов деления и примесей, получаемых в процессе пирохимической регенерации облучённого ядерного топлива. Для этого было необходимо решить следующие задачи:

- ◆ устранить влияние химического состава фосфатных концентратов продуктов деления и образцов сравнения на результаты определения;
- ◆ оптимизировать условия процессов возбуждения и испарения определяемых элементов;
- ◆ выбрать свободные от наложения аналитические линии определяемых элементов в сложном спектре многоэлементной пробы.

* Здесь и далее по тексту: Me — металл; x, y, z — число атомов.

Выбранный для определения химического состава труднорастворимых фосфатов метод прямого анализа порошков предполагает операции их испарения и возбуждения в электрической дуге с последующим спектральным определением.

Исследование проводили атомно-эмиссионным спектральным методом на установке, включающей специальный бокс со штативом, спектрометры СТЭ-1 и PGS-2, генератор для возбуждения искровых и дуговых спектров «Везувий-3» и систему управления установкой. Применяли угольные графитизированные, особо чистые электроды марки 7-3 диаметром 6 мм. Спектры возбуждали в дуге переменного тока и регистрировали на многоканальном анализаторе эмиссионных спектров производства ООО «ВМК-Оптоэлектроника» (г. Новосибирск).

При синтезе фосфатных образцов сравнения использовали оксидные и хлоридные формы металлов квалификаций «химически чистый» и «особо чистый», ортофосфорную кислоту H_3PO_4 квалификации «химически чистый».

Смесь оксидов церия, неодима, лантана, гадолиния, самария, европия, празеодима, иттрия, хрома, марганца, никеля, молибдена, свинца, цинка, кальция, магния, титана, стронция, железа, меди и хлоридов рутения, цезия, натрия, калия, алюминия, помещённую во фторопластовый стакан, обрабатывали при температуре до 300 °С избыточным количеством концентрированной ортофосфорной кислоты для перевода элементов в фосфаты. При этом образуются ортофосфаты с общей формулой $Me_3(PO_4)_x \cdot nH_2O$, пирофосфаты с общей формулой $Me_3(P_2O_7)_x \cdot nH_2O$, гидрофосфаты с общей формулой $Me_2(HPO_4)_x \cdot nH_2O$, где n — число молекул — может принимать значения 2, 4, 6. Образовавшийся образец размалывали в платиновой ступке в течение 16 ч, чтобы получить головной образец сравнения. Для изготовления серии образцов сравнения головной образец последовательно разбавляли угольным порошком. Химический состав пяти образцов сравнения представлен в табл. 4.5.

Различные условия синтеза фосфатных проб и образцов сравнения могут обуславливать разную химическую форму определяемых элементов. Это, в свою очередь, может повлиять на кинетику испарения в кратере электрода и процессы возбуждения в плазме. Для устранения подобного негативного влияния практикуется предварительное добавление к пробе различных реагентов — спектроскопического буфера и носителя [4]. При этом испарению в дуговом разряде всегда

Таблица 4.5

Содержание примесных элементов в фосфатных образцах сравнения

Элемент	Массовая доля в образцах, %				
	1	2	3	4	5
Лантан	0,185	0,060	0,019	0,006	0,002
Церий	0,336	0,112	0,004	0,0120	0,004
Палладий	0,853	0,300	0,090	0,030	0,010
Неодим	0,706	0,230	0,070	0,023	0,007
Гадолиний	0,009	0,003	0,0009	0,0003	0,0001
Самарий	0,188	0,062	0,020	0,006	0,002
Европий	0,013	0,005	0,002	0,0005	0,0002
Празеодим	0,850	0,283	0,094	0,030	0,010
Иттрий	0,036	0,012	0,004	0,0012	0,0004
Алюминий	0,014	0,005	0,0015	0,0005	0,00015
Хром	0,142	0,050	0,016	0,005	0,0016
Марганец	0,016	0,006	0,002	0,0006	0,0002
Железо	0,314	0,100	0,030	0,010	0,003
Никель	0,114	0,038	0,013	0,0038	0,0013
Титан	0,013	0,005	0,001	0,0005	0,0002
Молибден	0,045	0,013	0,0045	0,001	0,00045
Медь	0,030	0,010	0,003	0,001	0,0003
Цинк	0,430	0,015	0,004	0,0015	0,0005
Магний	0,200	0,069	0,023	0,0077	0,0025
Свинец	0,027	0,009	0,003	0,001	0,0003
Кальций	0,565	0,188	0,0627	0,0209	0,0069
Стронций	0,192	0,064	0,021	0,007	0,0023
Цирконий	0,258	0,085	0,028	0,0095	0,003
Рутений	0,034	0,011	0,003	0,001	0,0004
Цезий	0,200	0,068	0,023	0,0076	0,0025
Натрий	0,200	0,068	0,023	0,0076	0,0025
Калий	0,200	0,068	0,023	0,0076	0,0025

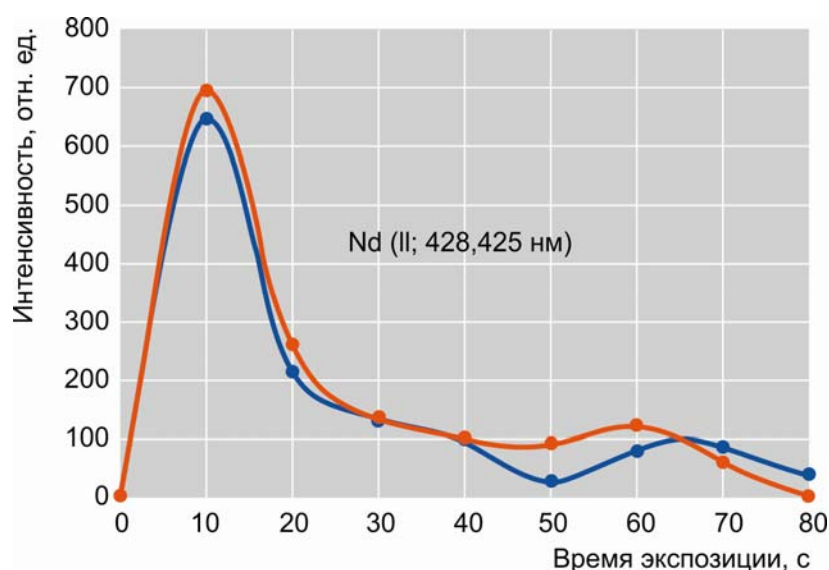
предшествуют сложные химические процессы термического разложения и восстановления соединений пробы в электроде. Для того чтобы устранить влияние физико-химических свойств и состава проб на анализ, было предложено вскрывать пробы в кратере электрода посредством восстановления фосфатов угольным порошком. Добавленный в пробу фосфата и образцов сравнения угольный порошок играет роль химического реагента, вступающего в канале электрода в реакции с соединениями определяемых элементов.

Основными реакциями, сопровождающие испарение элементов из кратера электрода, являются восстановление фосфатов (уравнение 1), термическая диссоциация оксидов и карбидов (уравнения 2–5). В общем виде указанные реакции можно представить таким образом:



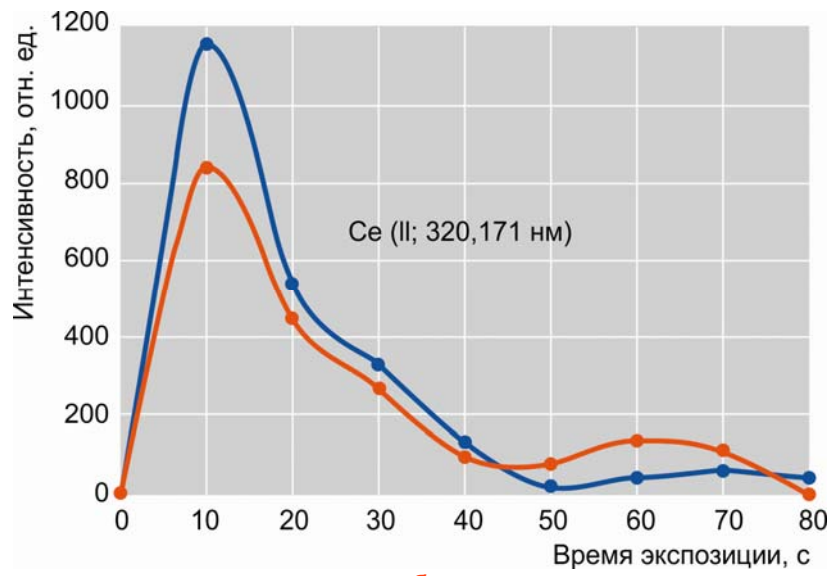
Реакции образования карбидов и оксидов протекают через промежуточные стадии восстановления оксидов высшей валентности до оксидов низшей валентности, затем до металлов, и только после этого образуются карбиды. Возможность протекания этих процессов подтверждается как литературными данными, так и расчётами с помощью термодинамической базы данных «ИВТАНТЕРМО» [5, 6].

Насколько удалось устранить негативное влияние химического состава образцов сравнения и пробы, а также способа их получения на анализ, исследовали с помощью кривых испарения–возбуждения. В качестве примера ниже приведены графики кинетической зависимости относительной интенсивности от времени экспозиции элементов с указанием в скобках типа линии (I — ионный, II — атомный) и длины волны (рис. 4.3).

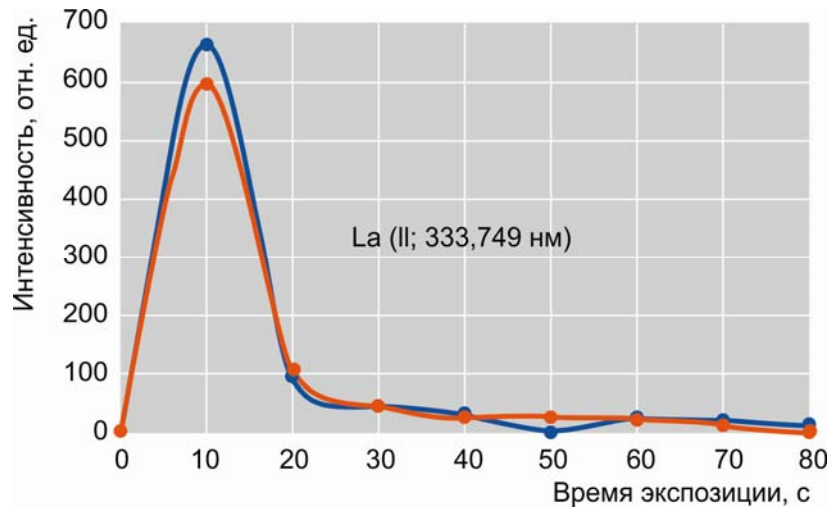


а

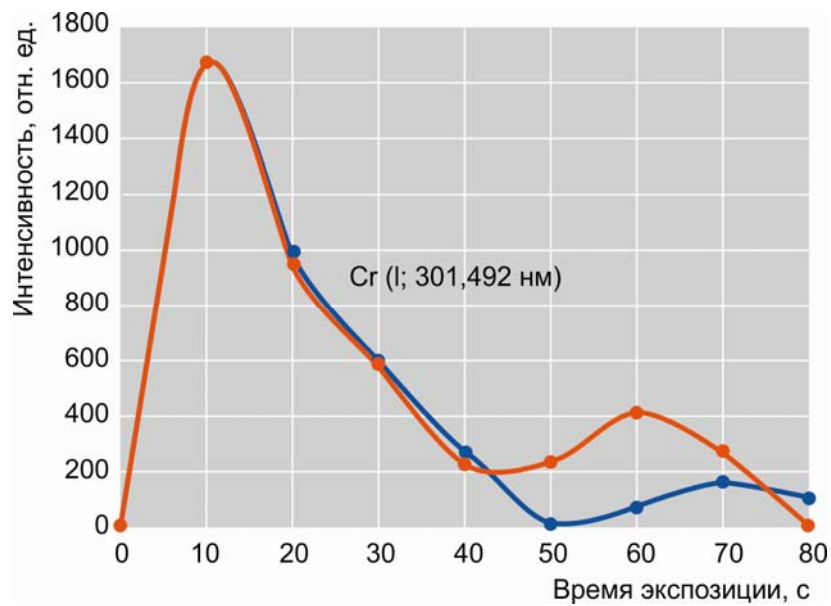
Рис. 4.3. Кинетическая зависимость относительной интенсивности аналитического сигнала пробы (—) и образца сравнения (—) от времени экспозиции для неодима (а), церия (б), лантана (в) и хрома (г) с указанием типа линии и длины волны



б



в



г

Рис. 4.3. Окончание

Учитывая, что спектроскопический буфер стабилизирует условия возбуждения в плазме разряда на протяжении всей экспозиции, эти кривые преимущественно отражают кинетику испарения. Совпадение кривых испарения–возбуждения для пробы и образцов сравнения, приведённых на графиках, свидетельствует о том, что химические процессы в электроде между пробой и буфером (восстановление фосфатов угольным порошком) приводят образцы разного происхождения к близкому химическому составу.

Из приведённых графиков также можно сделать вывод, что поступление основной массы элемента происходит в течение первых 25–35 с. На основании этих данных было выбрано компромиссное время экспозиции для всех определяемых элементов — 30 с. Дальнейшее увеличение времени экспозиции, на наш взгляд, не целесообразно, так как ведёт к уменьшению отношения «сигнал – фон».

Введение угольного порошка позволило перевести пробы в химические формы, позволяющие проводить анализ различных образцов фосфатов по единым образцам сравнения. Показана возможность анализа образцов, полученных различными способами: пироэлектрохимическим и прокалкой растворов — по единым образцам сравнения.

Для повышения воспроизводимости и минимизации влияния химического состава пробы на правильность результатов анализа, а также для уменьшения влияния элементного состава пробы на условия возбуждения спектров и их стабилизацию было предложено использование спектроскопического носителя — хлорида бария [4]. Для этого в образцы сравнения и пробу вводили десятипроцентный $BaCl_2$, который стабилизирует условия возбуждения на протяжении всей экспозиции. На рис. 4.4 представлен график зависимости относительной интенсивности от времени экспозиции для бария.

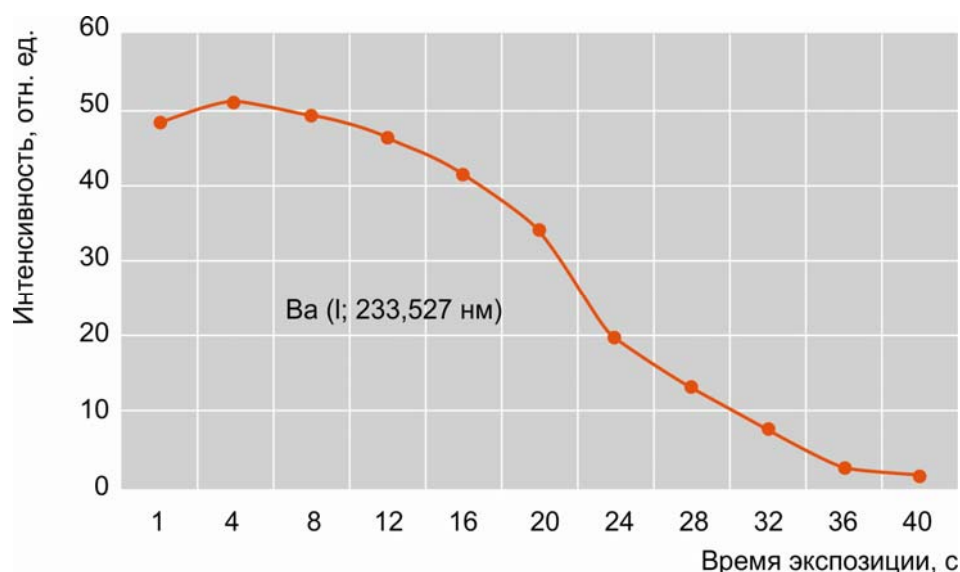


Рис. 4.4. Кинетическая зависимость относительной интенсивности от времени экспозиции для бария с указанием типа линии и длины волны

Из данных графика следует, что барий поступает в плазму разряда на протяжении всей экспозиции более или менее равномерно, стабилизируя условия возбуждения спектров.

Для оптимизации условий испарения и возбуждения спектра пробы также варьировали размеры и форму электродов: диаметр (4–6 мм), высоту кратера электрода (3–6 мм) и толщину стенок (0,5–1 мм). Установлено, что для достаточно полного испарения труднолетучих компонентов пробы необходимы минимальные размеры электрода, при этом сила переменного тока должна быть практически максимальна (18–20 А), а мас-

са навески – 20 мг. Был выбран угольный электрод следующих параметров: a — 60 мм, b — 3 мм, c — 3,5 мм, d — 4 мм, f — 2,5 мм, D — 6 мм, e — 2,5 мм, g — 2,5 мм, вид и форма которого представлены на рис. 4.5.

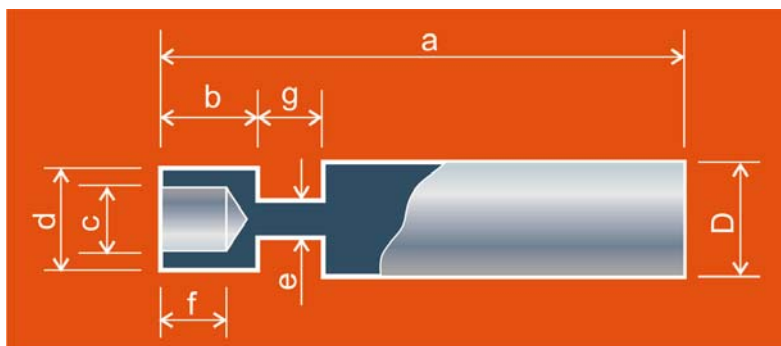


Рис. 4.5. Эскиз угольного электрода

Из-за сложности элементного состава проб и возможности наложения линий различных элементов были исследованы индивидуальные и совместные спектры определяемых элементов [7]. В результате анализа спектров были выбраны свободные от наложений аналитические линии (табл. 4.6).

Таблица 4.6

Аналитические линии определяемых элементов

Элемент	Тип линии	Длина волны, нм	Элемент	Тип линии	Длина волны, нм
Церий	II	322,117; 320,171	Титан	II	308,803
Неодим	II	428,452; 311,517	Молибден	I	3153,816; 317,034
Лантан	II	324,513; 333,749	Медь	I	324,753
Палладий	I	324,270; 340,458	Цинк	I	328,232; 334,501
Гадолиний	II	280,972; 301,013	Магний	I	277,983
Самарий	II	336,586; 428,079	Свинец	I	283,305
Европий	II	290,668	Кальций	II	315,886
Празеодим	II	316,824; 317,231	Стронций	II	346,445
Иттрий	II	324,227; 332,787	Цирконий	II	327,305; 327,929
Алюминий	I	308,215;	Рутений	I	343,673; 342,832
Хром	I	301,492; 302,434	Цезий	I	852,113
Марганец	I	279,826	Натрий	I	330,297
Железо	I	296,689	Калий	I	766,490; 769,896
Никель	I	305,081			

В результате проведённых исследований были выбраны оптимальные условия для проведения анализа фосфатных концентратов продуктов деления и примесей прямым атомно-эмиссионным спектральным методом, как-то:

- ◆ оптимальная масса навески пробы и образцов сравнения — 20 мг;
- ◆ форма и размеры угольного электрода типа «рюмка»: диаметр 4 мм, высота 3 мм;
- ◆ сила переменного тока — 18 А;
- ◆ время экспозиции — 30 с.

На примере образца, полученного пироэлектрохимическим путём, показана точность анализа, оценена относительная погрешность определения содержания примесных элементов, которая составила 6,5–25,0 %.

Проведённые исследования являются основой для разработки методики количественного анализа содержания продуктов деления и примесей в фосфатных концентратах после регенерации облучённого топлива атомно-эмиссионным спектральным методом.

Список литературы

1. Копырин А.А., Карелин А.И., Карелин В.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива: учебное пособие для вузов. — М.: Атомэнергоиздат, 2006. — 576 с.
2. Карякин А.В., Аникина Л.И., Павленко Л.И. и др. Спектральный анализ редкоземельных окислов. — М.: Наука, 1974. — 154 с.
3. Русанов А.К. Основы количественного спектрального анализа руд и минералов. — М.: Недра, 1978. — 400 с.
4. Зильберштейн Х.И. Спектральный анализ чистых веществ. — Л.: Химия, 1971. — 415 с.
5. Куликов И.С. Термическая диссоциация соединений. — М.: Металлургия, 1969. — 576 с.
6. Фришберг А.А., Недлер В.В., Нестерова А.А. О термодинамическом обосновании путей управления процессами, предшествующими поступлению паров в плазму разряда при спектральном анализе // Журнал аналитической химии, 1979. Т. 34, № 10. С. 1877–1885.
7. Зайдель А.Н., Прокофьев В.К., Райский С.М. и др. Таблицы спектральных линий. — М.: Наука, 1969. — 782 с.

*М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева,
В.М. Чистяков, Е.А. Ерин*

ИЗУЧЕНИЕ СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ СОРБЕНТА ЦЕОЛИТА NaA, МОДИФИЦИРОВАННОГО ЛИТИЕМ И КАЛИЕМ

Результаты исследований сорбционных свойств сорбента цеолита NaA, проведённые в АО «ГНЦ НИИАР» [1], показали возможность использования сорбента цеолита NaA для очистки расплава соли от щелочных, щёлочно-земельных и редкоземельных продуктов деления.

Начальные коэффициенты очистки

По цезию	7
По стронцию и барию	4,5
По лантану	40

Для уменьшения количества радиоактивных отходов целесообразно модифицировать сорбент цеолита NaA литием и калием, разработать аппарат для реализации сорбционной очистки с использованием модифицированного сорбента в статическом режиме на лабораторном аппарате-осадителе, а также проверить возможность замены отработавшего сорбента в результате испытаний на соли после переработки в ней облучённого ядерного топлива.

Для испытаний в статическом режиме разработан, изготовлен и смонтирован в защитной камере экспериментальный образец опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления (рис. 4.6).



Рис. 4.6. Вид лабораторного экспериментального образца опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли

Цель испытаний — проверка эффективности сорбционной очистки соли от продуктов деления в статическом режиме на лабораторном аппарате в условиях защитной камеры. Масса соли, загруженной в аппарат-осадитель, составила 7,2 кг.

Происхождение и подготовка реагентов. В качестве сорбента использовали цеолит LiNaKA, изготовленный из сорбента NaA (фракция 1,6 мм, поставщик ООО «НеваРеактив», г. Санкт-Петербург, Россия) по методу P. Norby [2]: сорбент NaA выдерживали в растворе хлоридов лития и калия, сушили при температуре $T = 200\text{ }^{\circ}\text{C}$ и прокаливали при $T = 400\text{--}450\text{ }^{\circ}\text{C}$. Масса навески подготовленного сорбента для загрузки в аппарат составила 0,8 кг.

Результаты рентгенографического фазового анализа подготовленного сорбента LiNaKA показаны на рис. 4.7.

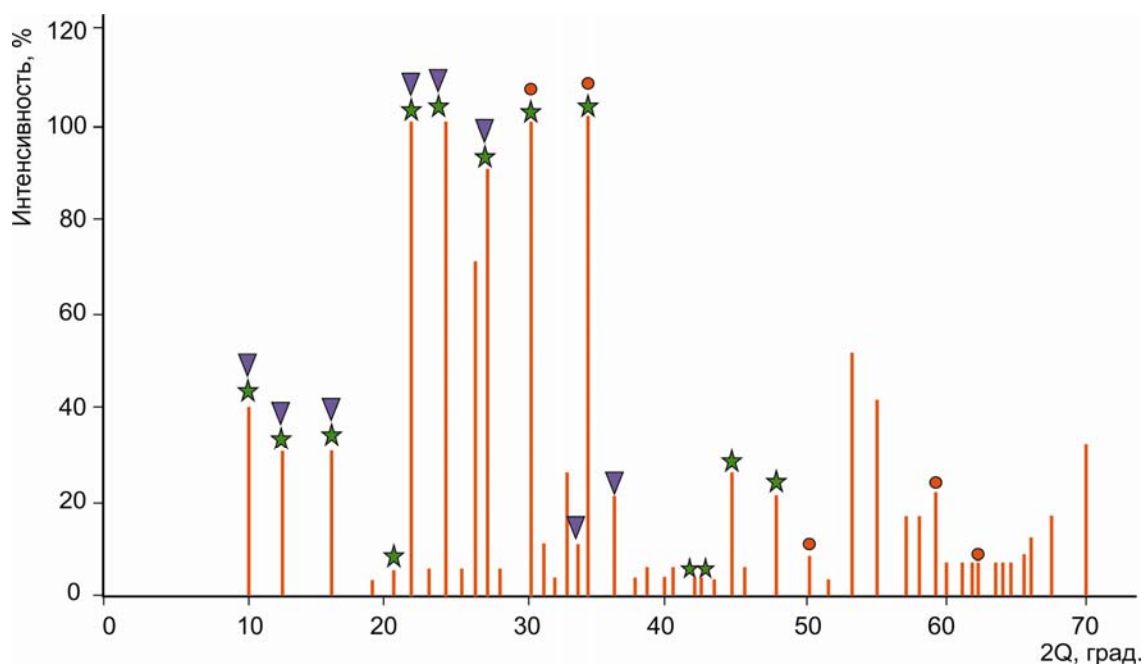


Рис. 4.7. Рентгенографический фазовый анализ сорбента LiNaKA:
 NaAlSiO_4 (★); $\text{K}_{11,1}\text{Al}_{12}\text{Si}_{12}\text{O}_{48}$ (▼); LiCl (●); остальные линии — неизвестные фазы

Результаты химического анализа, подготовленного для испытаний аппарата сорбционной очистки сорбента, приведены в табл. 4.7.

Таблица 4.7

Масса и состав сорбента LiNaKA до сорбционной очистки [1]

Масса сорбента, взятого на очистку, кг	Состав сорбента до сорбционной очистки, %			
	Li	Na	K	Al
0,8	1,04	6,285	4,8	8,84

Описание применяемых аналитических методов. Солевые пробы растворяли в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/м³ и разбавляли до 100 мл. Анализ проводили методом атомно-эмиссионной спектроскопии с возбуждением спектра в дуге переменного тока. Растворы вводили в виде аэрозоля в промежуток между электродами.

Пробы отработавшего сорбента с цеолитом после испытаний промывали для того, чтобы удалить излишки захваченной соли, сушили на плитке и взвешивали. Для полного растворения пробы на одну гранулу брали следующие объёмы концентрированных кислот: соляной — 600 мкл, азотной — 600 мкл, плавиковой HF — 400 мкл. После полного

растворения пробы, для того чтобы предотвратить образование нерастворимых фторидных комплексов, в раствор добавляли 2,2 % раствора H_3BO_3 объёмом 6 мл.

Рентгенографический фазовый анализ продуктов сорбционной очистки соли проводили в камере Дебая-Шеррера; в качестве источника рентгеновского излучения использовали медную лампу. Концентрацию урана в растворах определяли спектрофотометрическим методом. Содержание плутония определяли на жидком сцинтилляционном счётчике марки QUANTULUS-1220 (фирмы «Perkin Elmer, Wallac Oy», Финляндия). Использовали жидкий сцинтиллятор марки OptiPhase HiSafe (фирмы «Perkin-Elmer Life Science, Wallac Oy»). Концентрацию цезия в растворах после растворения проб определяли спектрографическим методом. Спектры регистрировали на спектрографе в диапазоне 250–340 нм. Обработку спектров проводили с использованием микроденситометра. Погрешность определения элементов составляла 25–30 % при доверительной вероятности 0,95. Гамма-излучатели с энергией излучения менее 200 кэВ (^{241}Am , ^{129}I) определяли на установке с гелий-коаксиальным детектором. Гамма-излучатели с энергией излучения более 200 кэВ (^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{125}Sb ; ^{85}Kr) определяли на установке с гелий-планарным детектором. Подачу напряжения на детектор, считывание с него сигнала и накопление информации в виде спектра производили на спектрометрическом устройстве («Грин Стар Технолоджиз»). Градуировку спектрометра по энергии и эффективности проводили с помощью образцовых точечных спектрометрических источников гамма-излучения и рабочих эталонных источников в геометрии «пробирка». Содержание бета-излучателей определяли на жидком сцинтилляционном счётчике марки QUANTULUS-1220 (производства фирмы «PerkinElmer, Wallac Oy», Финляндия). Использовали жидкий сцинтиллятор марки OptiPhase HiSafe (производства фирмы «PerkinElmer Life Science, Wallac Oy»).

Схема установки для испытаний показана на рис. 4.8.

Экспериментальная установка включала следующее основное оборудование:

- ◆ тигель (аппарат-осадитель);
- ◆ электропечь;
- ◆ колонку с сорбентом (экспериментальный образец опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления).

Регламент проведения испытаний. В процессе испытаний аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления проводили последовательно следующие операции:

- ◆ готовили навеску сорбента массой 800 г и загружали её в экспериментальный образец опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления;
- ◆ устанавливали температуру (500 °С) солевого расплава;
- ◆ отбирали пробу расплава в промаркированную пробирку после продувки аргоном;
- ◆ устанавливали в аппарат-осадитель экспериментальный образец опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления на высоте 20–40 мм над расплавом, одновременно подавая над расплавом аргон с расходом 30 л/ч;
- ◆ выдерживали над расплавом экспериментальный образец в течение 1 ч;

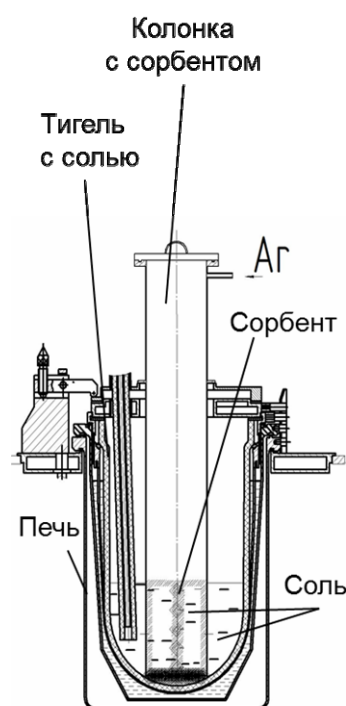


Рис. 4.8. Принципиальная схема установки для испытания экспериментального образца опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления

♦ погружали экспериментальный образец равномерно в расплав в течение 15 мин таким образом, чтобы расстояние от нижнего края аппарата до дна аппарата-осадителя было не больше 20 мм;

♦ проводили процесс сорбционной очистки соли в течение 5 ч, подавая аргон в расплав в аппарат-осадитель с расходом 10 л/ч и периодически (1 раз / 30 мин) продувая экспериментальный образец аргоном под давлением 20–30 кПа в линии подачи аргона, предварительно перед продувкой отбирая пробы расплава;

♦ поднимали экспериментальный образец из расплава в течение 15 мин над расплавом, непрерывно подавая аргон в экспериментальный образец с расходом 10 л/ч при давлении 100 кПа в линии подачи аргона;

♦ выдерживали аппарат сорбционной очистки соли от продуктов деления на высоте 20–40 мм над расплавом в течение 15 мин, продувая шесть раз сорбент в аппарате сорбционной очистки от остатков соли между гранулами аргоном при давлении 100 кПа в линии подачи аргона;

♦ извлекали аппарат сорбционной очистки соли от продуктов деления из аппарата-осадителя, снимали крышку, переворачивали аппарат сорбционной очистки над поддоном, извлекали сорбент, отбирали пробу сорбента;

♦ сорбент упаковывали в предварительно взвешенный пластиковый мешок и определяли массу извлечённого из аппарата сорбционной очистки сорбента.

Результаты испытаний экспериментального образца опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления показали, что аппарат является работоспособным.

В результате испытаний солевые пробы, отобранные: а) до сорбционной очистки и после неё, б) в процессе сорбционной очистки; а также пробы сорбента после сорбционной очистки переданы на анализ в химико-аналитическую лабораторию радиохимического отделения.

Результаты анализа солевых проб на содержание радионуклидов цезия приведены на рис. 4.9.

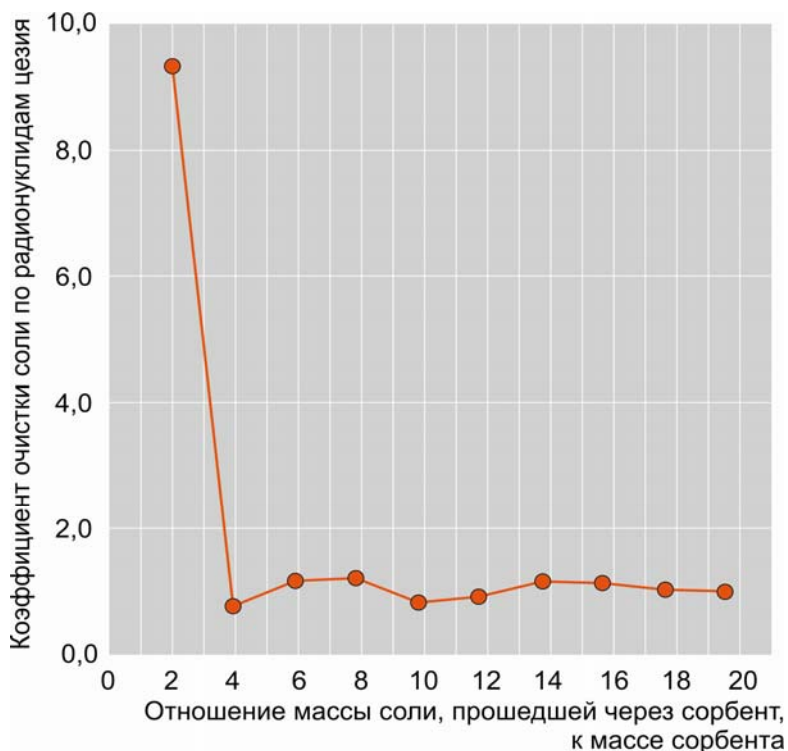


Рис. 4.9. Сорбционные свойства модифицированного литием и калием сорбента цеолита NaA для очистки солевых расплавов LiCl–KCl от радионуклидов цезия (безразмерная величина)

Результаты анализа солевых проб до и после очистки на содержание лития, калия и натрия приведены в табл. 4.8.

Таблица 4.8

Изменение массовой доли лития, натрия, калия, алюминия и кремния в соли до и после очистки

Параметр	Литий	Натрий	Калий	Алюминий	Si
Массовая доля в соли до очистки, %	4,2	2,1	30,8	< 0,02*	< 0,02
Массовая доля в соли после очистки, %	4,6	2,8	30,0	0,02	< 0,02

* Значение массовой доли, отмеченное знаком <, меньше предела обнаружения.

Результаты подведения материального баланса по радионуклидам цезия, определённые при анализе солевых проб и проб гранул цеолита, показали удовлетворительную сходимость данных по массе (активности) радионуклидов цезия, перешедших из расплава в сорбент в результате очистки, и по коэффициенту очистки соли по радионуклидам цезия, численно равному отношению удельных активностей радионуклидов цезия в соли до и после очистки, максимальное значение которого, как видно из рис. 4.12, составило не менее девяти.

На основании результатов испытаний аппаратов сорбционной очистки на сорбенте цеолита NaA [1] и его модификации литием и калием (настоящая работа) сделаны следующие выводы:

- ◆ экспериментальный образец опытно-промышленного аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления является работоспособным;
- ◆ продувка аппарата аргоном под давлением до 100 кПа после сорбционной очистки позволяет удалять соль между гранулами сорбента и извлекать сорбент из аппарата;
- ◆ процесс сорбционной очистки соли происходит в результате захвата соли элементарными ячейками сорбента (окклюзии) и ионного обмена, а также частичного замещения его катионов на катионы в соли;
- ◆ верхняя граница массовой доли захваченной соли сорбентом в результате окклюзии составляет 30 %;
- ◆ при насыщении щёлочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов с массовой долей 5 % в отработавшем сорбенте тепловыделение сорбента массой 1 кг составит приблизительно 8 Вт при норме 1–2 Вт на 1 кг, поэтому доводить до насыщения сорбент нецелесообразно. Рекомендуемая массовая доля продуктов деления в сорбенте составляет от 0,6 до 1,2 %;
- ◆ для сорбционной очистки 1 т отработавшей соли от щёлочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов необходимо 0,8 т безводного сорбента NaA;
- ◆ в результате сорбционной очистки соли от щёлочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов на 1 т отработавшей соли образуется 1 т отработавшего сорбента;
- ◆ масса подпитки чистой соли $3 \text{ LiCl} - 2 \text{ KCl}$ при 30 %-й окклюзии соли сорбентом составит 0,2 т на 1 т отработавшей соли;
- ◆ при соблюдении рекомендуемого соотношения массы соли и сорбента, модифицированного литием и калием, коэффициент очистки соли составит не менее 9; при этом

массовая доля натрия, лития и калия в соли изменяется незначительно, что позволяет многократно регенерировать соль для возврата в процесс.

Таким образом, процесс сорбционной очистки рекомендован для выделения из отработавшей соли суммы щёлочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов, но не для очистки соли только от щелочных и щелочно-земельных элементов. На одну тонну нитридного облучённого ядерного топлива при выгорании 10,2 % т.а. и выдержке полгода приходится продуктов деления массой 51 кг. При их массовой доле в отработавшей соли 10 % на одну тонну облучённого ядерного топлива образуется 0,5 т отработавшей соли. В случае регенерации соли сорбционным методом на одну тонну облучённого ядерного топлива образуется 0,5 т отработавшего сорбента. Для минимизации выхода натрия в соль, а также для поддержания в процессе очистки соотношения лития к калию, близкому к эвтектическому, $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$ необходимо предварительно обработать в водном растворе хлоридов лития и калия. Концентрацию лития и калия в таких растворах подбирают таким образом, чтобы количество эквивалентов калия и лития, приходящееся на одну элементарную ячейку цеолита NaA ($\text{Na}_{12}\text{Al}_{12}\text{Si}_{12}\text{O}_{48}$), было следующим: $\text{Li}^+ - 8,5$; $\text{K}^+ - 3,5$.

Дальнейшие работы рекомендуется направить на модификацию процессов и аппаратов кондиционирования отработавших солевых расплавов и сорбента по пути минимизации массы и объёма образующихся высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов, например связанных с заменой сорбента цеолита NaA на его модификацию литием и калием, а также по пути упрощения эксплуатации аппаратов на протяжении всего жизненного цикла системы сорбционной очистки.

Рекомендовано также проведение испытаний аппаратов с одним и тем же сорбентом, но на соли после переработки облучённого ядерного топлива, в которой содержание примесей, подлежащих очистке (щёлочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов) в несколько раз больше, чем их содержание на предыдущей очистке.

Данная рекомендация была основана на том факте, что при сорбционной очистке солей с использованием сорбентов на основе цеолита NaA и его модификаций последовательно от менее загрязнённой соли к более загрязнённой можно использовать один и тот же сорбент.

Список литературы

1. Кузин М. А., Макаров А. О. Селективные свойства сорбента цеолита NaA для очистки солевых расплавов // Экология и промышленность России, 2014. № 12. С. 8–10.
2. Robson H. Verified Syntheses of Zeolitic Materials. Elsevier. 2001. P. 74–77. <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780444507037501150?np=y>
3. Lee S.H., Kim J.G., Lee J.H., Kim J.H. Hydrothermal Preparation of Zeolite Li-A and Ion Exchange Properties of Cs and Sr in salt waste. http://www.kns.org/kns_files/kns/file/42%20%CC%BC%BA%C8%A3.pdf

М.А. Кузин, А.О. Макаров, М.И. Хамдеев

СТОХАСТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ОСАДИТЕЛЬНОГО ЦЕНТРИФУГИРОВАНИЯ ПОРОШКОВЫХ ОСАДКОВ

Погружные системы центрифугирования всё активнее применяют для разделения суспензий, извлечения осадков из химических реакторов и фильтрования [1, 2]. Тем не менее данные устройства имеют недостатки в плане надёжности и воспроизводимости данных по массе извлечённых осадков, высокой стоимости натуральных испытаний, в устранении которых значительную роль играет математическое и имитационное моделирование [3–6].

Авторы большинства работ [3–5], посвящённых построению математических моделей систем центрифугирования, используют при описании объектов термины обыкновенных дифференциальных уравнений. Погружная центрифуга [1, 2, 6] представляет собой совокупность множества подсистем, зависящих друг от друга и от случайных внешних факторов. Наиболее эффективным в этом случае будет использование стохастических имитационных моделей. Исследования процессов с характеристиками, изменяющимися в случайные моменты времени, приведены, например, в работе [7].

В связи с этим построенный в данной работе компьютерный математический имитатор является актуальным и имеет прикладное значение.

Объектом исследования данной работы являлась погружная система центрифугирования, которую применяли для извлечения твёрдых осадков из химических реакторов [1, 2].

Цель работы — оценка оптимальной угловой скорости ω вращения вала погружной системы центрифугирования вертикального типа. Для осуществления поставленной цели был рассмотрен реализуемый данной системой процесс извлечения твёрдых осадков с точки зрения вибрационной надёжности и построен компьютерный математический имитатор исследуемой системы.

Схема процесса извлечения твёрдых осадков из химического реактора приведена на рис. 4.10. Входной массовый поток $G_{см}$ смеси, поступая снизу в полость сборника, под действием центробежных сил разделялся на поток $G_{ос}$ осадка, который осаждался на стенках сборника, и выходной поток осветлённой $G_{осв}$ жидкости, который выходил из отверстий, при этом сборник вращался с угловой скоростью ω .

Для реализации математического имитатора на электронной вычислительной машине была выполнена модификация известного численного метода решения уравнения Ланжевена [8, 9] с использованием минимаксного критерия.

На первом этапе исследований были получены уравнения для определения смещения S центра тяжести системы в зависимости от угловой скорости вращения и её конструктивных параметров и приведены результаты:

- а) построения компьютерного математического имитатора;
- б) разработки модифицированного численного метода;
- в) реализации вычислительных алгоритмов на ЭВМ и проверки адекватности построенных моделей.

Для построения моделей применяли метод Дункерлея, с помощью которого рассчитывали критическую угловую скорость вращения системы центрифугирования в зависимости от её конструктивных параметров [1, 2, 6]; уравнение Ланжевена [8, 9]

и минимаксный критерий для оценки оптимальной угловой скорости вращения вала погружной центрифуги вертикального типа.

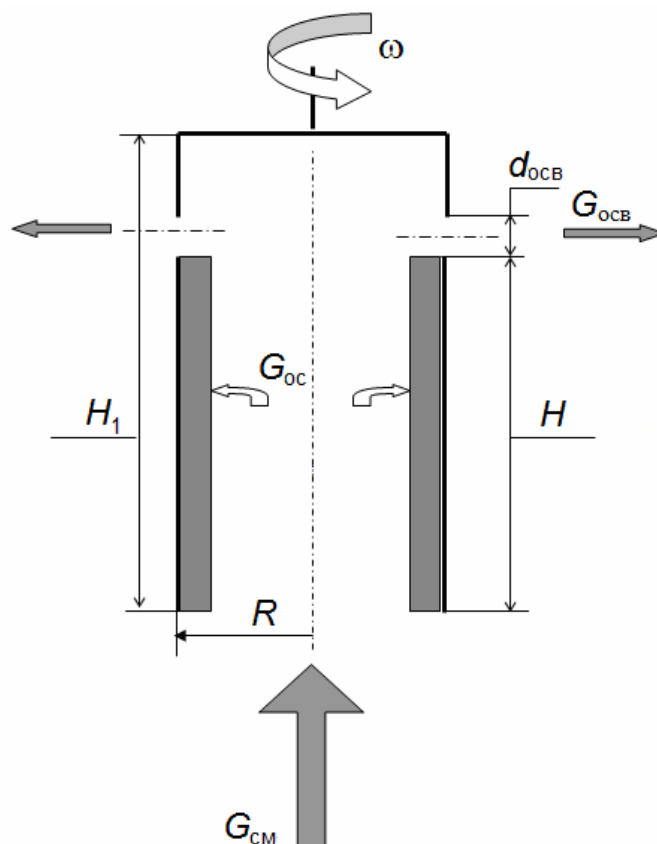


Рис. 4.10. Схема осадительного центрифугирования твёрдых частиц:
 H_1 — расстояние от верхнего края аппарата до его нижней границы;
 H — расстояние от нижней границы аппарата до нижней границы
отверстий диаметром $d_{ocв}$ с осветлённой жидкостью;
 R — внутренний радиус сборника

Проверку адекватности модели проводили сравнением данных натуральных испытаний и вычислительных экспериментов, а также построенных на их основе эмпирических функций распределения. Массу Φ собранного осадка в натуральных испытаниях определяли гравиметрическим методом по массе собранного в дистиллированной воде и высушенного осадка из частиц карбида вольфрама.

Учитывая результаты первого этапа исследований [6], построили математический имитатор осадительного центрифугирования для расчёта массы собранного осадка с учётом наблюдаемого на практике снижения производительности системы центрифугирования из-за случайного отклонения центра массы от оси вращения.

Оптимальную угловую скорость определили из условия минимума максимальных значений массы Φ_t собранного осадка.

Функцию Φ_t определили как произведение производительности Y идеальной центрифуги (без отклонения центра массы) на коэффициент $X = (X_t)_{0 \leq t \leq T}$ полноты сбора осадка, где T — общее время испытаний, t — переменная от 0 до T . В качестве X_t ввели процесс Орнштейна–Уленбека (при $X_0 = F_0$ — измеримой гауссовой случайной величине с распределением параметра $\mathcal{N}(0;1)$) [8, 9].

Тогда рассматриваемый математический имитатор описывался системой уравнений [6]:

$$\begin{cases} \Phi_t = \varepsilon_0 Y \overline{X}_t, \\ Y = \varepsilon_1 R_2^3 \omega^{1+\delta}, \quad \delta \geq 0, R_2 > 0, \\ \overline{X}_t = X_{\min\{t, \tau\}}, \\ X_t = e^{-\lambda_x \cdot s_\omega \cdot t} \left(X_0 + \int_0^t e^{\lambda_x \cdot s_\omega \cdot \tau} \sigma_x dW_\tau \right), \\ \lambda_x > 0, \quad s_\omega \geq 0, \quad \sigma_x \geq 0, \\ \tau = \inf\{t : t > 0, X_t = 0\}, \end{cases} \quad (1)$$

где Φ_t — масса собранного осадка, кг;

Y — производительность центрифуги, кг/с;

$X = (X_t)_{0 \leq t \leq T}$ — коэффициент полноты сбора, $X_0 = 0,5$;

$\tau = \inf\{t : t > 0, X_t = 0\}$ — момент времени t , при котором величина X_t достигла значения $X_t = 0$ в первый раз (время первого пересечения кривой F_t нулевой границы);

$S_\omega = \omega^2 S$ — коэффициент смещения S , м/с²;

$t \in [0; T]$ — продолжительность осадительного центрифугирования, с;

$\varepsilon_{0,1}, \delta, \lambda_x, \sigma_x$ — эмпирические константы;

$W = (W_t)_{0 \leq t \leq T}$ — стандартный винеровский процесс.

Для реализации модели (1) на ЭВМ переход к дискретной модели разбивали на два этапа с учётом того, что в приведённых условиях процесс Орнштейна–Уленбека являлся решением уравнения Ланжевена [8, 9] и точное решение для момента пересечения процессом X_t нулевой границы не известно.

На первом этапе заменяли непрерывную область продолжительности осадительного центрифугирования $0 \leq t \leq T$ на дискретную — совокупность конечного числа точек $n \in \mathbb{N}, T \in \mathbb{R}^+$:

$$\{t_k : t_k = t_{k-1} + \Delta_k, k = \overline{1, n}\}, \text{ где } t_0 = 0, t_n = T;$$

Δ_k — шаг дискретизации, удовлетворяющий условию $|X_{t_{k-1}} - X_{t_k}| < 0,05$.

На втором этапе перехода от непрерывной модели строили дискретные аналоги дифференциальных уравнений: заменяли производные соответствующими конечными разностями.

Оптимальная угловая скорость вращения соответствовала минимальному из максимальных значений массы сбора осадка на всём диапазоне угловых скоростей до первой критической скорости, определённой по методу Дункерлея [6].

Вычислительный алгоритм, реализующий численное решение задачи для погружной системы центрифугирования, реализован в комплексе программ «Надёжность 2015» [6]. Для заданных параметров системы комплекс программ вычислял:

- а) первую критическую угловую скорость вращения по Дункерлею;
- б) массу собранного осадка в программе «Оценка оптимальной частоты».

Проверку адекватности построенной модели проводили сравнением данных вычислительных экспериментов (рис. 4.11), проведённых с использованием комплекса программ «Надёжность 2015», и натуральных испытаний (рис. 4.12) погружной центрифуги вертикального типа, а также построенных на их основе эмпирических функций распределения (рис. 4.13).

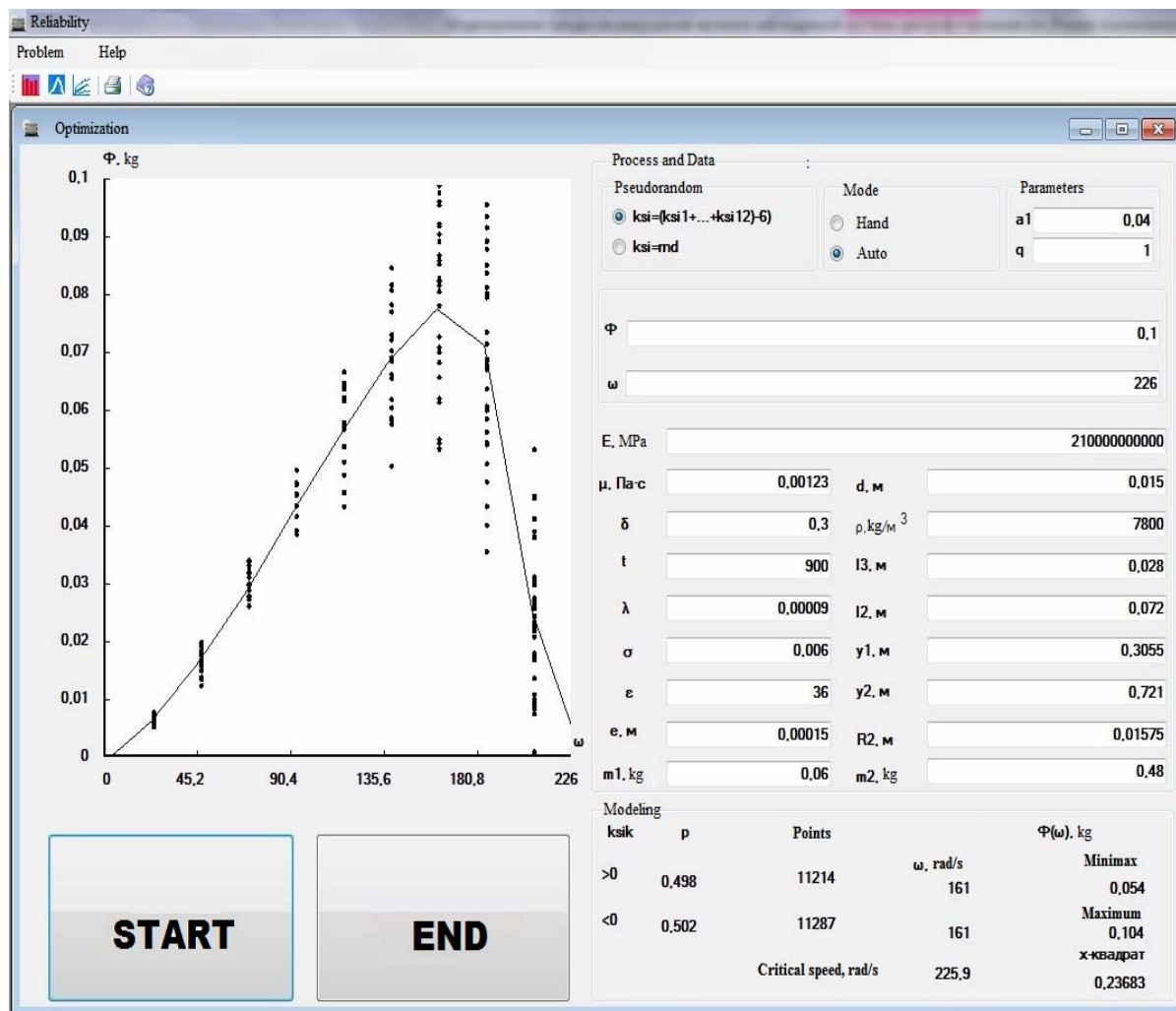


Рис. 4.11. Результаты вычислительных экспериментов в программе «Надёжность 2015»: ρ — плотность среды, kg/m³; R2 — внешний радиус, м

Как видно из приведённых на рис. 4.11–4.13 данных, результаты вычислительных экспериментов удовлетворительно согласовывались с данными натуральных экспериментов.

Результаты проверки адекватности модели по эмпирическим функциям распределения массы собранного осадка (см. рис. 4.13) для трёх значений частоты сбора осадка показали удовлетворительное согласие данных вычислительных экспериментов и натуральных испытаний. Максимальное значение невязки, определённой по сумме квадратов разности значений эмпирических функций распределения Φ натуральных испытаний и вычислительных экспериментов, составило 0,03 для $\omega = 105$ рад/с и 207 рад/с и 0,01 для $\omega = 157$ рад/с.

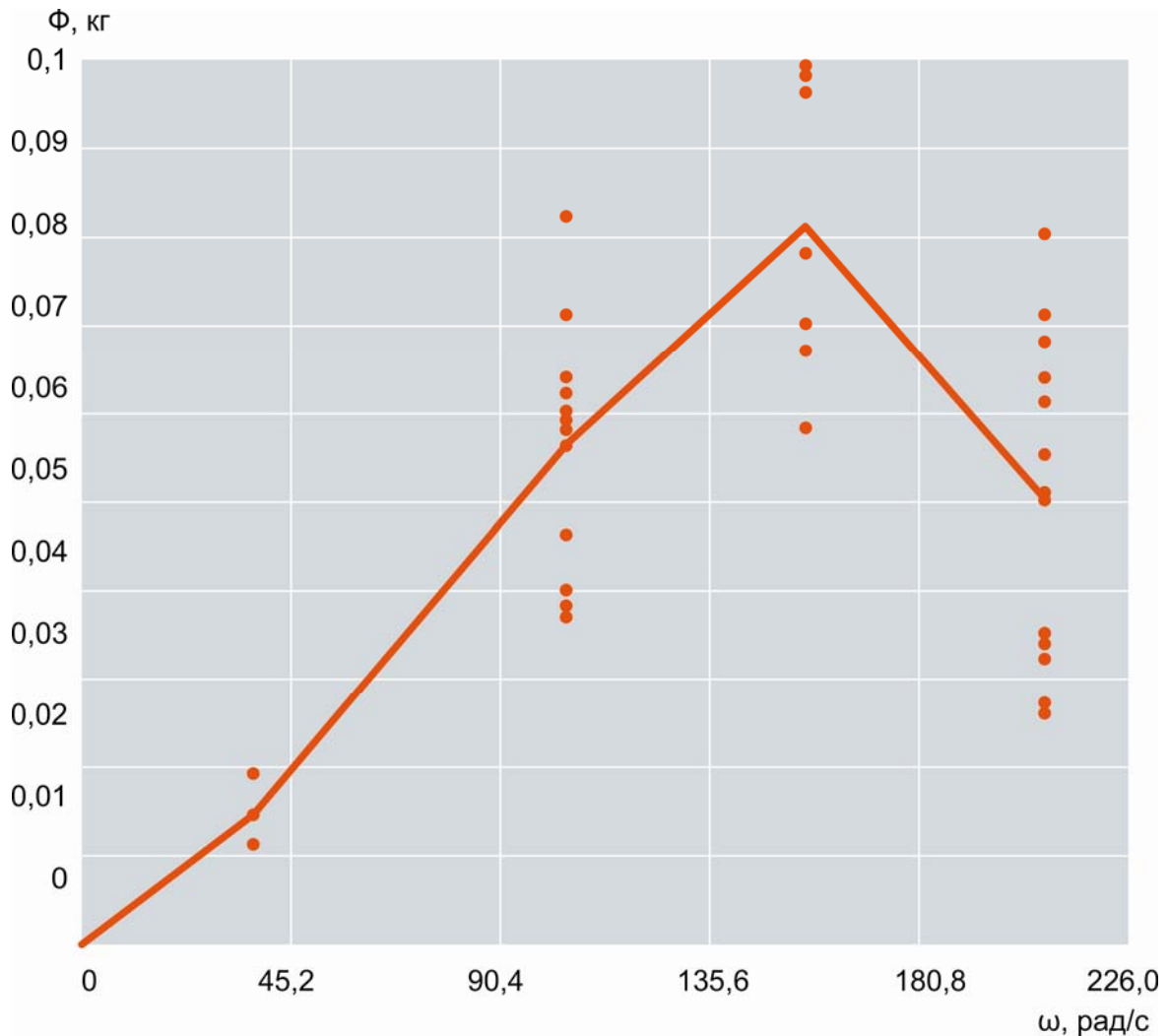


Рис. 4.12. Зависимость массы собранного осадка от угловой скорости в натуральных испытаниях

Значение оптимальной угловой скорости, определённое из условия минимума максимальных значений массы сбора осадка, согласно экспериментальным данным натуральных испытаний и вычислительных экспериментов составило 157 рад/с. Таким образом, в качестве верхней границы диапазона рабочей угловой скорости можно рекомендовать значение 157 рад/с, что составляет 0,7 от значения первой критической скорости, определённой по методу Дункерлея.

В результате проведённых исследований установлено, что для рассмотренной в работе погружной центрифуги вертикального типа можно рекомендовать диапазон рабочей угловой скорости, верхняя граница которого составляет не более 0,7 от значения первой критической скорости, определённой по методу Дункерлея.

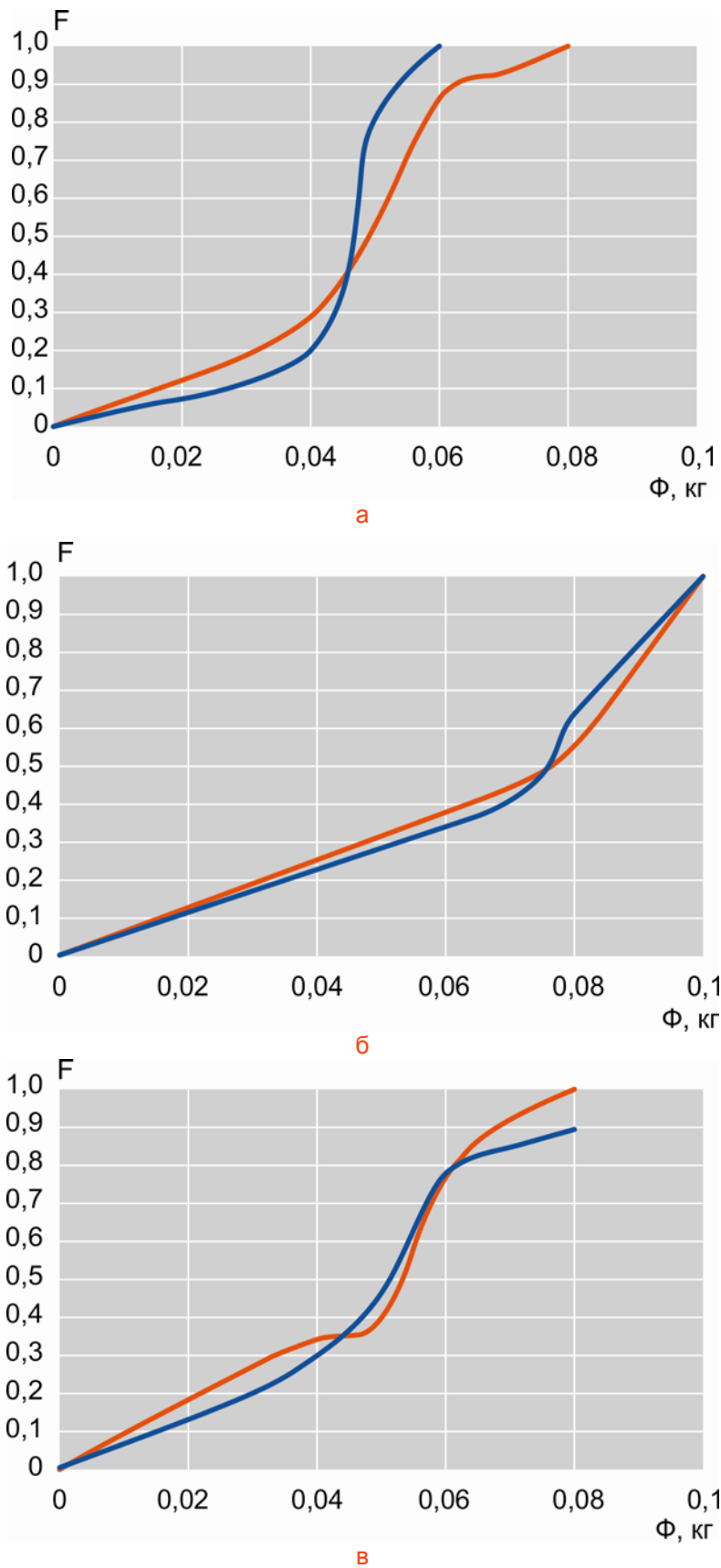


Рис. 4.13. Эмпирические функции распределения по данным натуральных испытаний (—) и вычислительных экспериментов (—) от угловой скорости: $\omega = 105$ рад/с (а); $\omega = 157$ рад/с (б); $\omega = 209$ рад/с (в)

Результаты исследований различных свойств центрифуги, явлений и процессов, приведённые в работе, представляют практический интерес при проектировании, эксплуатации новых и модернизации известных центробежных устройств и механизмов, применяемых в химических технологиях переработки, процессах и системах различных топливных циклов. Полученные данные позволяют уточнить представление о характере протекающих процессов, сопутствующих процессам разделения суспензий и извлечения осадков из химических реакторов.

Список литературы

1. Попков Г. П. Разработка оборудования для реализации замкнутого топливного цикла на основе пироэлектрохимической технологии и подготовки гранулята для изготовления виброуплотнённых твэлов. — Международная научно-техническая конференция «Атомная энергетика и топливные циклы», г. Москва, 1–2 декабря 2003 г. (1-я часть конф.). — М.: ОАО «НИКИЭТ», 2003. С. 38–39.
2. Пат. 2236307 Российская Федерация, МПК7 В04В1/04, В04В11/04, В04В15/12. Способ и устройство для извлечения твёрдых осадков и взвесей из жидких сред / Г.П. Попков, А.В. Бычков // Бюл., 2003. № 26.
3. Прошин И.А., Бурков В.В. Математическое моделирование процессов центрифугирования // Вестник Воронежского гос. техн. ун-та, 2010. Т. 6, № 11. С. 71–74.
4. Павлова Н.В., Павлов И.Н., Тушкина Т.М. О численном моделировании двухфазных течений в роторе лабораторной центрифуги // Ползуновский вестник, 2008. № 1–2. С. 11–15.
5. Пуленец Н.Е. Задачи и методы обеспечения прочности роторов испытательных центрифуг // Научно-технические ведомости Санкт-Петербургского государственного политехнического университета. 2006. № 47 (1). С. 192–197.
6. Кузин М.А. Модель вибрационной надёжности центрифуги // Вестник машиностроения, 2012. № 8. С. 11–12.
7. Кузин М.А. Моделирование процессов разрушения частично наблюдаемой системы центрифугирования. — автореферат диссертации на соиск. учён. степ. канд. техн. наук. — Димитровград: ОАО «Димитровградская типография», 2012. — 21 с.
8. Бутов А.А., Раводин К.О. Теория случайных процессов: учебно-методическое пособие. — Ульяновск: УлГУ, 2009. — 62 с.
9. Батищев О.В. Кинетические модели столкновительной плазмы для установок УТС и космических двигателей. — автореферат диссертации на соиск. учён. степ. д-ра физ.-мат. наук. — М.: Московский физико-технический институт, 2000. — 36 с.
10. Аверина Т.А., Артемьев С.С. Новое семейство численных методов решения стохастических дифференциальных уравнений // Доклады АН СССР, 1987. Т. 288, № 4. С. 777–780.

М.А. Кузин



Cf
Cm

Se **Sr**

Gd

Mo

U

5

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Ситуация на рынке радионуклидной продукции весьма благоприятна для развития бизнеса, основанного на производстве реакторных радионуклидов: по-прежнему отмечается устойчивый рост спроса на изотопы, применяемые в неразрушающей диагностике, например иридий-192 и селен-75, высок спрос на источники нейтронов, в первую очередь на основе калифорния-252, наблюдается значительный дефицит на рынке кобальта-60 высокой удельной активности, в клинической практике растёт потребность в препарате стронция-89 (особенно в Китае), увеличивается потребление иода-131. Продолжает расти

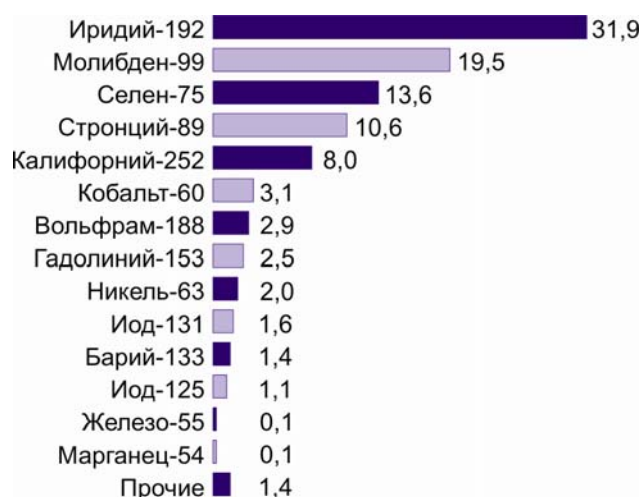


Рис. 5.1. Структура продаж радионуклидной продукции в 2014 году (в процентах)

спрос на препарат вольфрама-188, источники на основе гадолиния-153. Эти тенденции отразились на параметрах производства радионуклидов АО «ГНЦ НИИАР» (рис. 5.1).

Вместе с тем стоит отметить, что по многим позициям радионуклидной продукции института фактически достигнута производительность, близкая к предельной, и дальнейший рост объема производства возможен лишь при условии его глубокой модернизации. Производственные возможности института определяются совокупностью факторов, а именно: возможностями реакторной базы, то есть возможностями произ-

вести радионуклид, и возможностями радиохимической и технологической базы, то есть возможностями переработать облучённые материалы и придать им соответствующие потребительские качества. Возможно расширение номенклатуры производимых препаратов и источников, в том числе и за счёт увеличения степени технологического передела существующих видов продукции, однако формирование рынка новых видов радионуклидной продукции — весьма длительный, многолетний процесс, который не может дать быстрого экономического эффекта и значительно увеличить доходность производства. К тому же следует учесть, что для его реализации необходимо либо создание новых, либо модернизация существующих реакторных и технологических ресурсов, либо их перераспределение в пользу наиболее доходных продуктов.

Очевидно, что создание высокоэффективного производства радионуклидов и быстрое наращивание объёмов реализации требует использования полного набора перечисленных подходов. Однако перераспределение ресурсов в пользу производства наиболее доходных продуктов — это кратковременное решение проблемы, причём с высоким риском утраты части накопленных компетенций. Модернизация реакторной базы является затратным проектом длительного цикла, что связано как с необходимостью решения значительных технических проблем, так и с длительностью разрешительных процедур. Кроме того, как уже неоднократно отмечалось ранее, основным фактором, сдерживающим рост производительности в настоящее время, является ограниченность возможностей технологической базы института. Поэтому модернизация этих возможностей может рассматриваться как первый шаг в развитии производства реакторных радионуклидов, который, в свою очередь, обеспечит эффективность планируемой модернизации реакторной базы. В совокупности это позволит существенно увеличить доходность радионуклидного производства и укрепить позиции института как ключевого производителя реакторных радионуклидов на внутреннем и международном рынках.

Для реализации проекта модернизации технологической базы института ещё в 2013 году был инициирован проект по комплексной модернизации и развитию производства реакторных радионуклидов в АО «ГНЦ НИИАР» для обеспечения развития ядерной

медицины и радиационных технологий, реализуемый совместно с ФГБОУ ВПО «Ульяновский государственный университет» в рамках договора с Министерством образования и науки Российской Федерации. В 2014 году получены следующие результаты по проекту:

1. Разработаны основы технологического процесса производства препарата радионуклида стронций-89 путём изготовления мишеней из изотопно-обогащённого стронция-88, облучения мишеней в реакторе и последующей радиохимической переработки облучённых мишеней. Испытания технологического процесса, выполненные в начале 2014 года, позволили начать наработку опытных партий продукта и их поставку потребителям на регулярной основе, то есть начать опытную эксплуатацию технологического процесса. Объём поставок препарата стронция-89 превысил 1,85 ТБк (50 Ки) в год, и, как показал полученный опыт работы, этот объём может быть существенно увеличен. Результаты опытной эксплуатации процесса используются при разработке средств технологического оснащения для выполнения этих операций.

2. В рамках комплексного проекта решается еще одна задача — выход на новый уровень аппаратной реализации технологических процессов, обеспечивающий соответствие создаваемых технологий современным требованиям производства веществ, используемых для изготовления радиофармпрепаратов (активных фармацевтических субстанций). Для решения этой задачи разрабатываются модульные системы, управление которыми осуществляется дистанционно, с помощью компьютерной программы, а все контролируемые параметры процесса регистрируются компьютером, формируя досье каждой партии продукта. Разумеется, этот подход не исключает участия оператора в реализации процесса, однако функции последнего существенно упрощаются, поскольку минимизируется количество ручных манипуляций при выполнении процесса. Принцип модульности позволяет реализовать однотипность подхода к аппаратному оформлению разных процессов, что существенно упрощает их разработку. На примере технологического процесса производства стронция-89 разработаны модули растворения облучённого материала, упаривания, кристаллизации, осадительного концентрирования и / или очистки, хроматографического разделения. Изменения в составе и последовательности использования этих модулей позволяют выполнять различные технологические операции и, соответственно, организовывать различные технологические процессы. Например, набор модулей растворения и упаривания, хроматографического разделения будет использован в технологии производства лютеция-177, несколько иная комбинация модулей будет применена при организации производства иттрия-90. Изготовление и испытания модулей запланированы на 2015 год.

3. В III квартале 2014 года были завершены работы по модернизации действующей установки производства иода-131, что дало возможность увеличить активность нарабатываемой партии до 1,85 ТБк (50 Ки) с семидневной калибровкой. В рамках проекта была разработана и испытана новая мишень унифицированной конструкции, которая может облучаться как в реакторе СМ, так и в бассейновых реакторах РБТ-6 и РБТ-10/2. Опытная эксплуатация модернизированного производства была начата в 2014 году. Суммарный объём поставок иода-131 превысил 29,6 ТБк (800 Ки). Этот результат подтверждает возможность достижения планируемой производительности 1,85 ТБк (50 Ки) в неделю или 92,5 ТБк (2500 Ки) в год. В 2015 году планируется оснащение технологических участков аппаратно-программным комплексом «Досье-препарат», предназначенным для регистрации параметров практически всех операций данной технологии, что является условием обеспечения соответствия производства правилам GMP. По результатам опытной эксплуатации этого аппаратно-программного комплекса будет разработана его усовершенствованная версия, которая может быть тиражирована в производстве других препаратов медицинского назначения.

4. Одним из важных промежуточных результатов проекта является создание нового мишенного участка. Задачи этого участка — подготовка стартовых материалов (таблетированного оксида теллура, карбоната стронция, оксида вольфрама, иридиевых дисков и другого) и мишеней к облучению. Оснащение участка позволит повысить качество подготовки мишенных материалов к облучению, сократить производственные затраты.

5. Одна из ключевых проблем развития радионуклидного производства института — создание участка производства источников на основе кобальта-60, что также является частью вышеупомянутого комплексного проекта. В 2014 году были найдены технические решения, связанные с размещением участка. Соисполнителями работ были разработаны и изготовлены макетные и опытные образцы средств технологического оснащения операций изготовления источников. Для их испытаний на устойчивость к воздействию радиационного фактора был организован временный технологический участок, на котором по сокращённой технологической схеме была переработана партия облучённого кобальта-60 высокой удельной активности (5550 ТБк (150 кКи)). Продукция была поставлена по договору со ФГУП «Производственное объединение "Маяк"». Вторая часть переработки (испытаний) будет проведена во II квартале 2015 года. Поставки кобальта-60 по предложенной временной схеме позволят покрыть часть затрат на создание производственного участка.

6. В 2014 году были разработаны, изготовлены и прошли предварительные испытания средства технологического оснащения процесса изготовления мишеней для наработки трансплутониевых элементов: установки термодеструкции, сборки мишеней, их герметизации (в боксовом и камерном варианте), контроля равномерности распределения стартовых радионуклидов в мишени, контроля герметичности мишеней. Для удовлетворения требований к качеству изготовленных мишеней, облучение которых в высокопоточных реакторах может проводиться в течение длительного (более года) времени, разработана система объективного инструментального контроля и регистрации параметров технологических операций — аппаратно-программный комплекс «Досье-мишень». Кроме того, в 2014 году выполнялись работы по подготовке защитного оборудования для размещения модернизированного участка подготовки мишеней. Завершение работ, монтаж оборудования и запуск его в эксплуатацию запланированы на 2015 год.

Важной задачей 2014 года являлось увеличение объёмов производства молибдена-99. В I квартале была завершена сделка в ОАО «Всерегionalное объединение "Изотоп"» по покупке оборудования установки второй очереди, что позволило устранить существовавшие обременения, не позволявшие начать эксплуатацию установки. Позднее были выполнены работы по восстановлению работоспособности оборудования после длительного простоя, и в III квартале 2014 года начато регулярное производство. Суммарный объём производства молибдена-99 составил 325,119 ТБк (8787 Ки). Поставки осуществлялись по заказам обнинского филиала АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт им. Л.Я. Карпова» — 52 партии суммарной активностью 225,33 ТБк (6090 Ки); а также по контрактам с фирмами:

◆ «Бэйкон» (Аргентина) — 47 партий препарата суммарной активностью 44,548 ТБк (1204 Ки),

◆ «Сэм Йонг Юнитек» (Республика Корея) — 19 партий суммарной активностью 20,239 ТБк (547 Ки),

◆ «Гамма Сервис Групп» (Швейцария) — 45 партий суммарной активностью 12,247 ТБк (331 Ки).

Начало эксплуатации второй очереди позволило приступить к техническому обслуживанию оборудования первой очереди, которое к этому времени проработало 18 месяцев.

В течение 2014 года были выполнены работы по замене компонентов оборудования установки производства препарата иода-125 (вакуумного насоса, клапанов), отработавших более семи лет и исчерпавших свой ресурс. В ноябре работы по модернизации установки были завершены и производство иода-125 было возобновлено. Начаты работы по подготовке проекта увеличения производства этого радионуклида, поскольку рыночный спрос на него значительно увеличился. Предыдущая версия установки не могла удовлетворить поступающие заказы в силу ограниченной производительности. Работы по глубокой модернизации этой установки с кратным увеличением производительности планируется выполнить в 2015–2016 годах.

Р.А. Кузнецов

РАСТВОРИМОСТЬ НИТРАТА РАДИЯ В РАСТВОРАХ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ

В АО «ГНЦ НИИАР» впервые определена растворимость нитрата радия в системе $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2\text{-H}_2\text{O-HNO}_3$ с массовой долей азотной кислоты в диапазоне от 61 до 96 % в температурном интервале от 23 до 28 °С.

Определение растворимости проводили путём измерения объёмной активности радия в насыщенном растворе, полученном при осаждении $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$ дымящей азотной кислотой, массовая доля (w) которой равна 99,65 %. В изначально равновесную смесь каждые 24 ч вносили заданные объёмы деионизованной воды. При этом часть осадка $^{226}\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$ растворялась и устанавливалось новое равновесие. Объёмную активность радия определяли методом альфа-спектрометрического анализа, а концентрацию азотной кислоты — методом потенциометрического титрования стандартным раствором тетрабората натрия. Эксперимент проводили в виде двух параллельных серий, результаты которых хорошо совпали между собой.

Предварительно проведённые эксперименты с использованием нитрата бария в качестве имитатора радия подтвердили достоверность данной методики. Полученные данные о растворимости нитрата бария хорошо согласуются с литературными данными*. При изучении кинетики процесса осаждения нитрата бария было установлено, что равновесие между твёрдой фазой и раствором достигается менее чем за 24 ч. Полученные данные о растворимости нитрата радия приведены на рис. 5.2, где для сравнения показана растворимость нитрата бария.

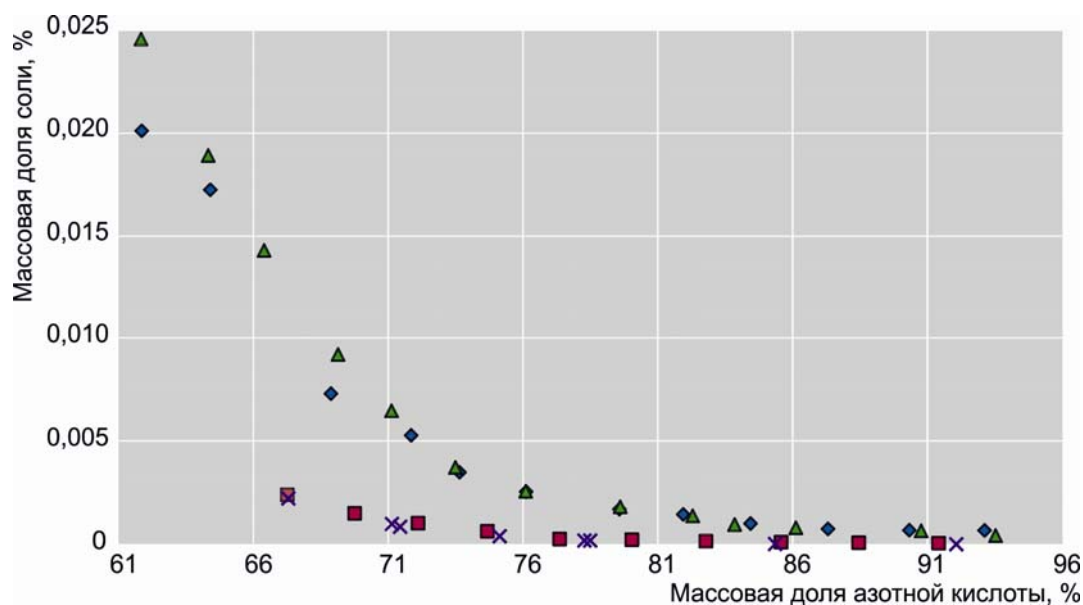


Рис. 5.2. Экспериментальные данные о растворимости нитрата радия в растворах азотной кислоты для системы $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2\text{-H}_2\text{O-HNO}_3$, полученные в результате первой (◆) и второй (▲) серии экспериментов, а также экспериментальные (■) и литературные (×) данные по растворимости нитрата бария

* Greene G.H. The Solubility of Barium Nitrate in Concentrated Nitric Acid // Journal of American Chemical Society, 1937. V. 56. P. 1186. — Режим доступа: <http://pubs.acs.org/doi/abs/10.1021/ja01286a008>. Дата обращения: 08.06.2015.

Согласно полученным экспериментальным данным растворимость нитрата радия в системе $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2\text{-H}_2\text{O-HNO}_3$ выше растворимости нитрата бария в системе $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2\text{-H}_2\text{O-HNO}_3$. Кривые растворимости нитратов радия и бария хорошо аппроксимируются уравнением вида $w(\text{Me}(\text{HNO}_3))_2 = ae^{bw(\text{HNO}_3)}$ со следующими параметрами: $a = 76,949$, $b = -0,132$ и $a = 48,819$, $b = -0,151$ — для радия и бария соответственно в диапазоне значений массовой доли азотной кислоты от 61 до 96 %, где Me в данном случае — радий или барий.

Полученные экспериментальные данные в рамках разрабатываемой технологии получения альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения путём облучения радия-226 нейтронами будут использованы для прогнозирования потерь радия при его очистке от примесей осадительными методами.

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов,
А.С. Куприянов, А.Ю. Баранов*

МИШЕНИ ДЛЯ СИНТЕЗА СВЕРХТЯЖЁЛЫХ ЯДЕР

Синтез и изучение свойств сверхтяжёлых элементов являются одним из фундаментальных направлений современной ядерной физики. Исследования в этой области активно проводятся как в нашей стране, так и в ядерных центрах других стран, например Германии, Японии, США. В настоящее время Россия, благодаря работам, выполненным в лаборатории ядерных реакций имени Г.Н. Флерова Объединённого института ядерных исследований (г. Дубна) [1–6], занимает лидирующее положение в этой области.

В данной статье представлены результаты работы по оптимизации технологии электролитического осаждения изотопов плутония-240, 242 (с использованием церия в качестве имитатора) с целью получения стартовых мишеней на их основе для синтеза сверхтяжёлых ядер*.

Мишени, облучаемые пучком ионов кальция-48 из циклотрона У-400, устанавливали в специальном модуле газонаполненного сепаратора (рис. 5.3) Объединённого института ядерных исследований. Модуль состоит из шести мишеней, вращающихся со скоростью 2000 об./мин перпендикулярно направлению пучка ионов кальция-48. Исходя из особенностей эксперимента — потери энергии ионов кальция-48 и способности облучаемой мишени выдержать большую тепловую и радиационную нагрузку — массовая поверхностная плотность покрытия из оксида плутония на мишени не должна превышать $0,4 \text{ мг/см}^2$, а толщина подложки из титана — $1,5 \text{ мкм}$.

При синтезе сверхтяжёлых элементов в качестве материала подложки используется титан с нанесённым на его поверхность оксидом трансплутониевого элемента. К несомненным достоинствам титана можно отнести его химическую и термическую устойчивость, механическую прочность, пластичность. Недостаточная адгезия трансплутониевых элементов к титану приводит к потере ценных радионуклидов и, как следствие, уменьшению выхода ядер сверхтяжёлых элементов. Поэтому так важна разработка технологии нанесения трансплутониевых элементов, обеспечивающей хорошую адгезию к титану и прочность самого осадка трансплутониевого элемента.

* Работа проводилась при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (проекты № 09-03-12214, 11-03-12046, 11-03-12052, 13-03-12012).

Разработку технологии электролитического осаждения плутония проводили на цери — элементе со сравнительно близкими к плутонию свойствами.

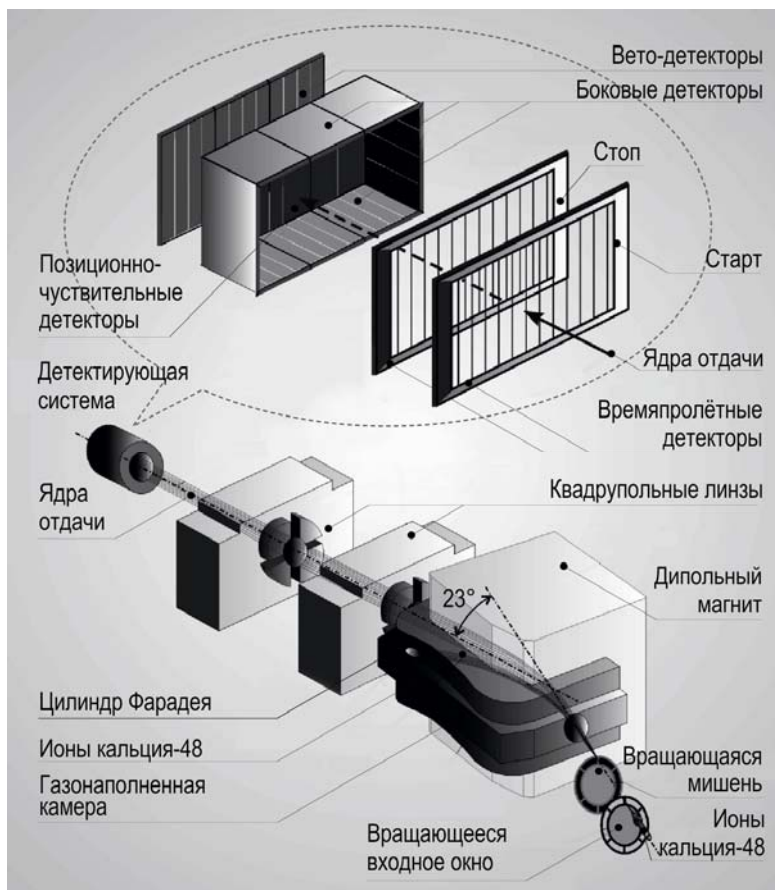


Рис. 5.3. Схема газонаполненного газового сепаратора для синтеза сверхтяжёлых ядер

Проанализировав способы нанесения радионуклидов на подложку, выбрали относительно простой и широко применяемый в научных исследованиях и промышленности метод электролитического осаждения с использованием неводных апротонных растворителей. На основании проведённых ранее успешных экспериментов по получению мишеней на основе америция, кюрия, берклия и калифорния [1–6] для осаждения плутония был выбран электролит следующего состава: 97,5 % изобутилового спирта и 2,5 % этилового спирта. В работе использовалась электролитическая ячейка из фторопласта со следующими характеристиками:

Объём электролита	8 мл
Расположение катода	Нижнее горизонтальное
Материал катода	Титан марки ВТ1-0
Толщина катода	20–80 мкм
Площадь секции кольцевой мишени.....	6,5 см ²
Расположение анода	Верхнее
Площадь анода.....	5,2 см ²

Материал анодаСтеклоуглерод СУ-2000
или спектрально-чистый графит

Межэлектродное расстояние.....9,5–10 мм

Электролитическое осаждение гидроокиси церия проводили в вольтостатическом режиме, без принудительного перемешивания раствора. Для проведения процесса электролитического осаждения нуклида на титановый катод задавали следующие значения:

1. Рабочее напряжение электролиза ($U_{\text{раб}}$):

$$U_{\text{раб}} = 49\Delta l / Sk [3,2 + (1 + 10 [\text{Ce}] / (0,9 - 0,6 [\text{Ce}] + 1 [\text{Ce}]^2) / (0,9 + 0,14 \ln ([\text{Ce}])))], \text{ В,}$$

где Δl — межэлектродное расстояние, см;

Sk — площадь катода, см²;

$[\text{Ce}]$ — массовая концентрация церия, г/л.

2. Количество электричества, необходимое для практически полного выделения церия на катоде; при этом для расчётов использовали величину отношения пропущенного количества электричества к теоретическому, необходимому для осаждения при протекании одноэлектронной реакции (Q / Q_T):

$$Q / Q_T = 0,06 (U_{\text{раб}} - 50) + (20 + 700 [\text{Ce}] / (1 + 40 [\text{Ce}] - 13 [\text{Ce}]^2)).$$

Критерием наглядного определения количества электричества для выделения примерно 95 % нуклида на катоде служило увеличение силы тока электролиза (более 10 %) от минимума на кривой изменения тока.

Степень извлечения церия из раствора определяли по его остаточному содержанию в растворе после электролиза с помощью рентгенофлуоресцентного энергодисперсионного анализатора «РЕАН». Чувствительность метода составляла 1 мкг, объём аликвоты — 100 мкл, что соответствует примерно 1,5 % от начального содержания церия.

В качестве наиболее показательных факторов качества осадка были приняты значения относительной площади следующих осадков (в процентах):

- ◆ смытого струей воды с высоты 1 м;
- ◆ стёртого тампоном в виде уголка хлопчатобумажной ткани, сложенной вчетверо, с длиной уголка в 2 см;
- ◆ покрытого трещинами.

Для получения качественного катодного осадка при электролитическом осаждении лантаноидов и актиноидов из неводных растворов электролитов большое значение имеет подготовка поверхности катода. Наши исследования показали, что приемлемый результат при осаждении церия на титановую подложку достигается при подготовке поверхности катода, включающей в себя:

- ◆ обмывку этиловым спиртом;
- ◆ протирку катода хлопчатобумажной тканью, смоченной этиловым спиртом;
- ◆ обмывку катода этиловым спиртом;
- ◆ сушку катода на воздухе;
- ◆ кратковременную анодную обработку катода (декапирование с анодированием) в рабочем растворе электролита для очистки и модификации поверхности катода.

Исследования показали, что режим анодной подготовки катода к электролизу имеет большое значение для прочности осадка и его адгезии к подложке. Изменение силы тока при анодной обработке (анодировании) характеризует процессы, происхо-

дящие на поверхности титановой подложки. Анализ этих изменений позволяет выбрать оптимальный режим подготовки катода. Полученные в результате исследований данные представлены на рис. 5.4. Ход кривой позволяет предположить, что начальное падение силы тока вызвано утолщением и уплотнением окисного слоя на титане. Затем, по мере увеличения толщины окисного слоя, он начинает разрыхляться, и сила тока растёт, после чего скорость роста и разрушения окисного слоя уравниваются и ток стабилизируется на уровне, соответствующем приложенному напряжению.

Результаты экспериментов позволили получить уравнения регрессии для расчёта величины минимального значения силы тока анодирования ($I_{a_{\min}}$) и отношения пропущенного количества электричества, необходимого при анодировании, к теоретическому ($Q_{a_{\min}} / Q_T$) в зависимости от напряжения анодирования (U_a):

$$I_{a_{\min}} = 0,107 U_a - 1,17, \text{ мА};$$

$$Q_{a_{\min}} / Q_T = 0,25 - 0,0003 U_a - 0,000003 U_a^2.$$

Коэффициент корреляции (R^2) полученных уравнений регрессии составил 0,98 и 0,90 соответственно.

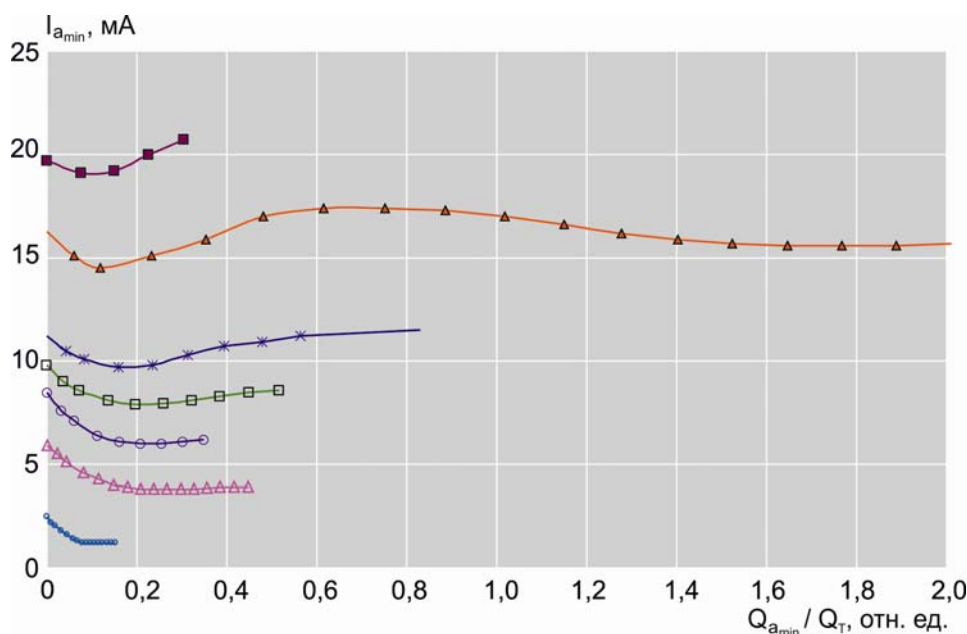


Рис. 5.4. Зависимость силы тока анодирования от величины приложенного напряжения: 20 (○), 50 (△), 70 (□), 90 (□), 105 (✱), 140 (▲), 180 (■) В — и отношения пропущенного количества электричества при анодировании к теоретическому

Анализ кривых изменения тока электролиза при заданном напряжении электролиза в зависимости от количества пропущенного электричества выявил два фактора, влияющих на качество катодного осадка и зависящих от количества пропущенного электричества при анодировании поверхности катода перед электролизом. Как показывают данные, представленные в табл. 5.1, этими факторами являются значения минимальной (I_{\min}) и максимальной (I_{\max}) силы тока кривой хода электролиза.

Таблица 5.1

Влияние силы тока электролиза на качество катодного осадка

Сила тока, мА	Относительная площадь осадка, %		
	смытого водой	покрытого трещинами	стёртого тампоном
I_{\min}			
7,65	0,07	87	63
8,3	0,1	98	72
8,7	0,15	90	70
9,3	0,2	97	70
10,4	0,25	98	65
11,4	–	99	83
13	–	100	85
I_{\max}			
18,8	0,1	85	65
20	0,05	87,5	70
20,6	0,13	96	67
21	0,15	97,5	69
24,2	0,23	98	73
26	–	100	75
28,6	–	100	85

Анализ данных табл. 5.1 показал, что хорошее качество катодного осадка достигается при минимальном значении силы тока электролиза не выше 8 мА.

Зависимость минимального значения силы тока электролиза от напряжения анодирования и количества пропущенного при анодировании электричества представлена на рис. 5.5. При величине отношения пропущенного количества электричества при анодировании к теоретическому ($Q_{a_{\min}} / Q_T$) в диапазоне значений от 0,05 до 0,3 оптимальное напряжение анодирования составляет 110–180 В, то есть оптимальное количество пропущенного электричества соответствует его количеству при минимуме тока анодирования.

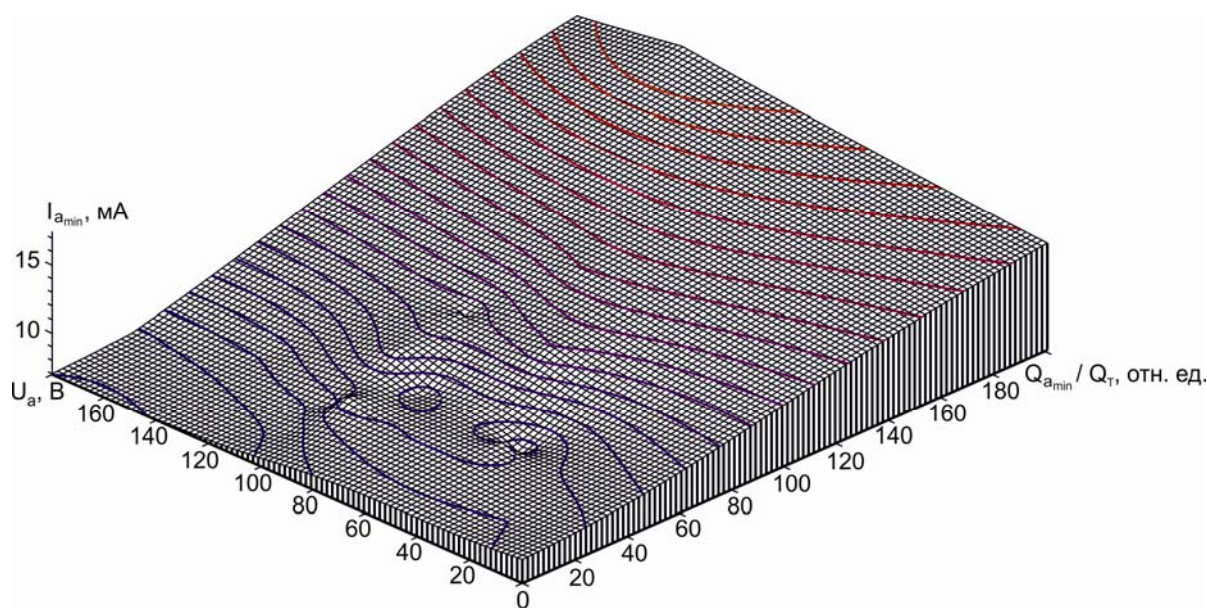


Рис. 5.5. Зависимость минимального значения силы тока электролиза от напряжения анодирования и отношения пропущенного количества электричества при анодировании к теоретическому

Анализ данных табл. 5.1 показал, что хорошее качество катодного осадка достигается при максимальном значении силы тока электролиза не более 20 мА. Зависимость максимального значения силы тока электролиза от напряжения анодирования и отношения пропущенного количества электричества при анодировании к теоретическому показана на рис. 5.6.

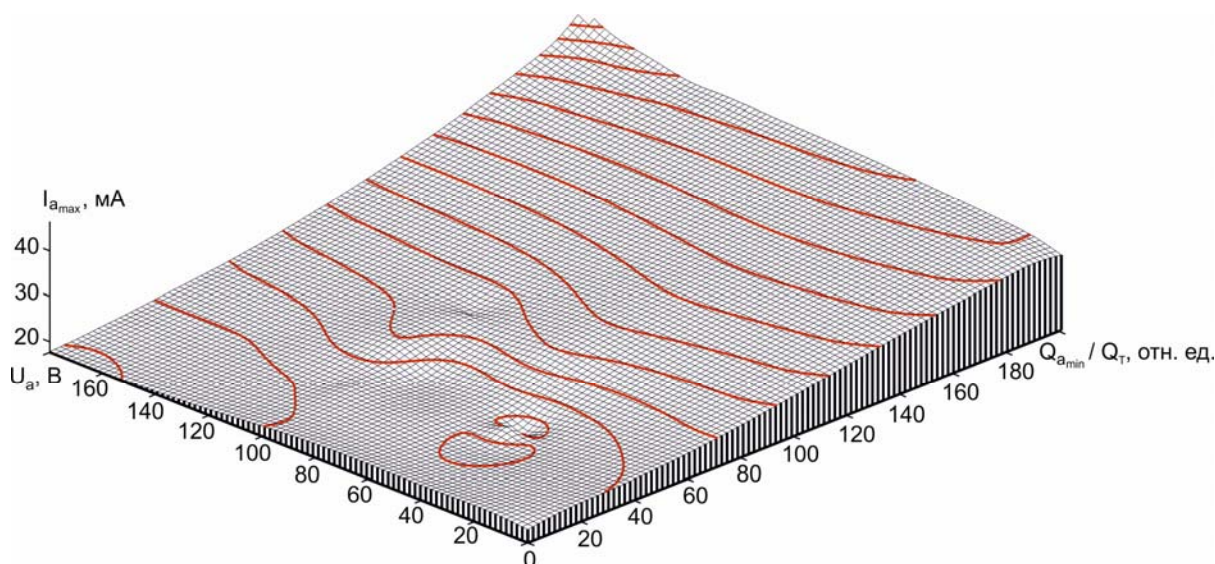


Рис. 5.6. Зависимость максимального значения силы тока электролиза от величины напряжения анодирования и отношения пропущенного количества электричества при анодировании к теоретическому

Проведённые исследования позволяют рекомендовать предварительную анодную обработку (анодирование) поверхности титанового катода в рабочем растворе для получения циклотронных мишеней из трёхвалентных редкоземельных элементов и трёхвалентных трансплутониевых элементов из неводных апротонных растворителей. Наилучшее качество катодного осадка достигается при напряжении анодирования:

$$U_a \geq 110 + U_{\text{раб}}, \text{ В,}$$

где $U_{\text{раб}} \geq 50 \text{ В}$,

и относительном количестве пропускаемого при анодировании электричества соответствующем минимуму на кривой изменения тока при анодировании катода:

$$Q_{a_{\text{min}}} / Q_{T_1} = 0,25 - 0,0003 U_a - 0,000003 U_a^2.$$

Время анодирования (t_a) можно ориентировочно определить по уравнению регрессии:

$$t_a = (60 / (0,19 + 0,00018 (U_a - 20)^{1,9})) - 0,024 U_a, \text{ с.}$$

Список литературы

1. Oganessian Yu.Ts., Abdullin F.Sh., Bailey P.D. et al. Eleven new heaviest isotopes of elements $Z = 105$ to $Z = 117$ identified among the products of $^{249}\text{Bk} + ^{48}\text{Ca}$ reactions // Physical Review, 054315 (2011). С. 83.

2. Oganessian Yu.Ts., Abdullin F.Sh., Alexander C. et al. Production and Decay of the Heaviest Nuclei $^{293,294}117$ and $^{294}118$ // Physical Review Letters, 162501 (2012). С. 109.
3. Oganessian Yu.Ts., Abdullin F.Sh., Bailey P.D. et al. Synthesis of a New Element with Atomic Number $Z = 117$ // Physical Review Letters, 142502 (2010). С. 104.
4. Oganessian Yu.Ts., Abdullin F.Sh., Alexander C. et al. Experimental studies of the $^{249}\text{Bk} + ^{48}\text{Ca}$ reaction including decay properties and excitation function for isotopes of element 117, and discovery of the new isotope ^{277}Mt // Physical Review, 054621 (2013). С. 87.
5. Oganessian Yu.Ts., Abdullin F.Sh., Alexander C. et al. Study of the properties of the superheavy nuclei $Z = 117$ produced in the $^{249}\text{Bk} + ^{48}\text{Ca}$ reaction. — International Nuclear Physics Conference (INPC 2013) — EPJ Web of Conferences, 02073 (2014). V. 66. — 4 p. — Режим доступа: <http://dx.doi.org/10.1051/epjconf/20146602073>. Дата обращения: 10.06.2015.
6. Oganessian Yu.Ts., Utyonkov V.K., Abdullin F.Sh. et al. Synthesis and study of decay properties of the doubly magic nucleus ^{270}Hs in the $^{226}\text{Ra} + ^{48}\text{Ca}$ reaction // Physical Review, 034605 (2013). С. 87.

М.А. Рябинин, С.А. Иванов

РЕАКТОРНОЕ ПОЛУЧЕНИЕ НИКЕЛЯ-63

Радиоактивный изотоп никеля-63 (с периодом полураспада около 100 лет) как бета-излучатель без сопутствующего гамма-излучения является одним из самых перспективных радионуклидов для источников электрической энергии со сроком службы более 30 лет — так называемых атомных батареек.

Основным способом получения никеля-63 является облучение в ядерном реакторе никеля, обогащённого по изотопу никеля-62. Из-за низкого значения сечения производящей реакции $^{62}\text{Ni} (n, \gamma) ^{63}\text{Ni}$ для достижения значимого выхода целевого радионуклида необходимо длительное облучение высокообогащённого стартового материала в реакторах с высоким потоком тепловых нейтронов. Удельная активность никеля-63, нарабатываемого в исследовательском реакторе СМ акционерного общества «ГНЦ НИИАР», достигает 499,5 ГБк/г (13,5 Ки/г) после облучения стартового никеля-62 с обогащением 98 % в течение около 1,25 года.

Известно [1, 2], что радионуклид никеля-63 может быть получен также по пороговой ядерной реакции $^{63}\text{Cu} (n, p) ^{63}\text{Ni}$. Данный способ не требует использования дорогостоящего стартового материала и предоставляет возможность получения препарата с высокой удельной активностью. Информация об использовании данной ядерной реакции для промышленного производства никеля-63 в настоящее время отсутствует.

Цепочка трансмутации ядер при облучении медной или никелевой мишени в реакторе представлена на рис. 5.7.

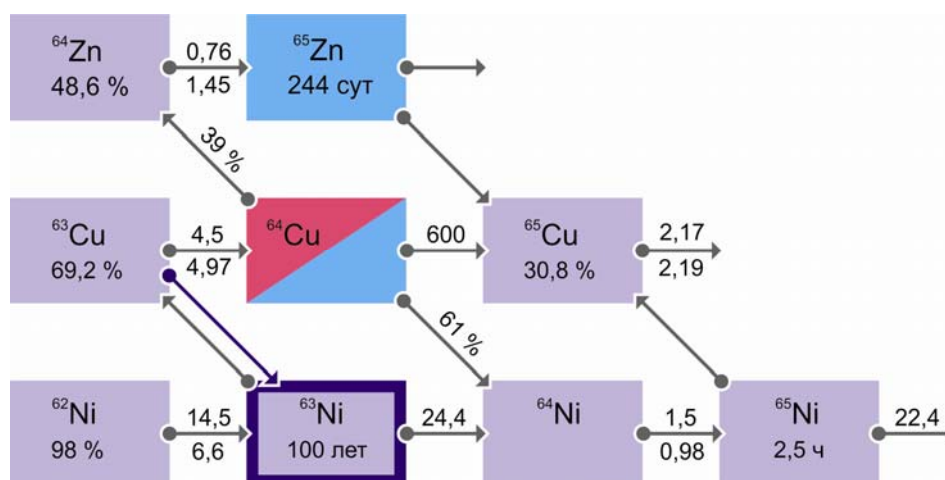


Рис. 5.7. Цепочка трансмутации ядер при облучении меди или никеля с указанием периода полураспада и массовой доли элемента в стартовой смеси,

где: — стабильный нуклид;

, — радионуклиды;

\swarrow — β^- -распад; \searrow — электронный захват,

\nwarrow — (n, p)-реакция; \rightarrow — (n, γ)-реакция;

$\xrightarrow{2,17}$ — тепловое сечение ($\times 10^{-24}$ см²);

$\xrightarrow{2,19}$ — резонансный интеграл ($\times 10^{-24}$ см²)

Существует два способа реакторного получения никеля-63 с высокой удельной активностью:

1. Получение никеля-63 облучением меди.

Для накопления значимого количества радионуклида по пороговой ядерной реакции $^{63}\text{Cu} (n, p) ^{63}\text{Ni}$ используемая реакторная установка должна иметь высокую плотность потока быстрых нейтронов и большой объём облучательных каналов. Наличие в АО «ГНЦ НИИАР» опытного реактора на быстрых нейтронах БОР-60 предоставляет уникальные возможности для экспериментального исследования и реализации способов наработки радионуклидов по ядерным реакциям подобного типа.

В АО «ГНЦ НИИАР» проведены работы по реакторному облучению природной меди в реакторе БОР-60 и выделению из облучённых образцов никеля-63. Для каждого времени облучения исследовалось по три образца меди. Радионуклидный и изотопный состав полученных препаратов, а также рассчитанные по результатам их анализа величины выхода и удельной активности никеля-63 представлены в табл. 5.2.

Из данных таблицы следует, что:

- ◆ выход никеля-63 увеличивается пропорционально времени облучения: для 175 эфф. сут облучения выход составляет около 0,259 ГБк/г (7 мКи/г) меди;
- ◆ удельная активность быстро достигает насыщения и составляет около 555 ГБк/г (15 Ки/г);
- ◆ отношение массовой доли никеля-64 к массовой доли никеля-63 остается примерно постоянным и составляет около 2,8.

Таблица 5.2

Содержание изотопов никеля в облучённой меди

Параметр	Время облучения образцов меди, эфф. сут		
	39	92	176
Реакторный выход изотопа, мкг/г меди:			
^{58}Ni	0	0	0
	0	0	0
	0	0	0
^{60}Ni	0	0	0
	0	0	0
	0	0	0
^{61}Ni	0	0	0
	0	0	0
	0	0	0
^{62}Ni	0,859	1,22	2,58
	0,725	1,14	2,60
	1,01	0,967	1,64
^{63}Ni	34,7	55,5	124,4
	26,6	66,6	136,2
	28,7	58,3	102,5
^{64}Ni	99,0	160,6	358,5
	71,2	172,4	360,8
	79,2	165,0	280,9
Отношение массовых долей, отн. ед.:			
$^{62}\text{Ni} / ^{63}\text{Ni}$	0,025	0,022	0,021
	0,027	0,017	0,019
	0,035	0,017	0,016
$^{64}\text{Ni} / ^{63}\text{Ni}$	2,852	2,895	2,883
	2,677	2,588	2,650
	2,757	2,830	2,740
Удельная активность ^{63}Ni в препарате, ГБк/г (Ки/г)	540,2 (14,6)	536,5 (14,5)	536,5 (14,5)
	566,1 (15,3)	580,9 (15,7)	573,5 (15,5)
	555,0 (15,0)	547,6 (14,8)	558,7 (15,1)

2. Получение никеля-63 облучением высокообогащённого никеля-62.

Из-за низкого значения сечения производящей реакции $^{62}\text{Ni} (n, \gamma) ^{63}\text{Ni}$ (см. рис. 5.7) для достижения значимого выхода целевого радионуклида необходимо длительное облучение высокообогащённого стартового материала в реакторах с высоким потоком тепловых нейтронов.

Высокопоточный исследовательский реактор СМ с его уникальными возможностями занимает ведущее место в России в области производства далеких трансурановых элементов и накопления радионуклидов с высокой удельной активностью. В конструкции реактора СМ впервые реализована идея получения высокой плотности потока тепловых нейтронов в замедляющей ловушке, расположенной в центре активной зоны с жёстким спектром нейтронов. Для облучения ампул с никелем, обогащённым по изотопу никеля-62, используются наиболее высокопоточные облучательные объёмы реактора — ячейки центральной ловушки нейтронов.

Нейтронно-физические расчёты проводили по программе MCU [3], реализующей алгоритм определения пространственно-энергетического распределения нейтронов в реакторе в трёхмерной геометрии методом Монте-Карло. Разработанная расчётная модель реактора позволяет корректно описывать закономерности формирования ней-

тронного поля в ячейках центральной нейтронной ловушки в условиях реальной загрузки. Для определения характеристик нуклидов, получаемых в реакторе при облучении, использовали комплекс программ ORIP_XXI [4–5], разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» для решения практических задач в области реакторного производства радиоактивных изотопов.

Для тестирования расчётных методик был смоделирован процесс наработки никеля-63 в специальной ампуле, облучавшейся в реакторе СМ в ячейке нейтронной ловушки (стартовое обогащение по изотопу никеля-62 составляло 98,4 %). После радиохимической переработки облучённого материала и выделения препарата никеля-63 был проведён масс-спектрометрический анализ никеля. По результатам расчётного прогнозирования удельная активность никеля-63 составляла $(514,3 \pm 25,9)$ ГБк/г ($(13,9 \pm 0,7)$ Ки/г), по измерениям (табл. 5.3) — 522,1 ГБк/г (14,11 Ки/г). Сравнение измеренных и расчётных значений свидетельствует о корректности применяемой расчётной методики прогнозирования накопления никеля-63 при облучении никеля-62.

Таблица 5.3

Массовая доля изотопов никеля в облучённом материале*

Изотоп	Массовая доля, %	
	Измерение	Расчёт
^{58}Ni	0,79 ($\pm 0,01$)	0,69 ($\pm 0,04$)
^{60}Ni	0,7 ($\pm 0,01$)	0,62 ($\pm 0,03$)
^{61}Ni	0.16 ($\pm 0,01$)	0,15 ($\pm 0,01$)
^{62}Ni	60,97 ($\pm 0,08$)	62 (± 3)
^{63}Ni	24,37 ($\pm 0,04$)	25 (± 1)
^{64}Ni	13,01 ($\pm 0,05$)	12,5 ($\pm 0,7$)

* В скобках приведена погрешность.

На рис. 5.8 представлены расчётные данные о зависимости удельной активности никеля-63 и отношения массовых долей $^{63}\text{Ni} / (^{63}\text{Ni} + ^{64}\text{Ni})$ от времени облучения, из которых следует, что удельная активность никеля-63 выходит на насыщение примерно через два календарных года облучения и составляет 555 ГБк/г (15 Ки/г), а его массовая доля равна 26 %. Массовая доля никеля-63 в тяжёлой фракции изотопов ($^{63}\text{Ni} + ^{64}\text{Ni}$) монотонно уменьшается и при максимальном значении удельной активности составляет примерно 60 %.

Для достижения бóльшего обогащения по никелю-63 с применением, например, центрифужных методов разделения изотопов целесообразно облучать никель до меньших значений удельной активности, когда массовая доля никеля-63 будет выше. К примеру, массовая доля никеля-63 в смеси никеля-63 и никеля-64, равная 80 %, соответствует достижению удельной активности примерно 407 ГБк/г (11 Ки/г). Поэтому при разработке технологии изготовления экспериментального образца металлического никеля для источника ионизирующего излучения на основе никеля-63 используют схему реакторного получения, предполагающую облучение высокообогащённого никеля-62 в высокопоточном ядерном реакторе СМ.

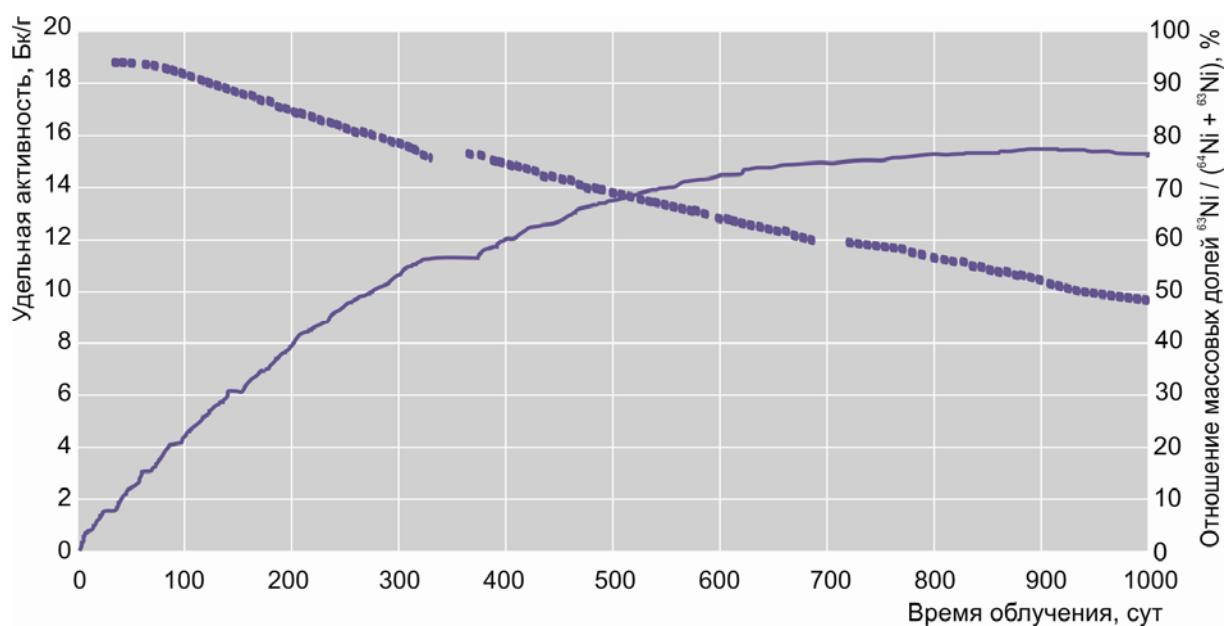


Рис. 5.8. Зависимость удельной активности никеля-63 (●) и отношения массовой доли никеля-63 к сумме массовых долей никеля-63 и никеля-64 (—) от времени облучения

Реакторная технология накопления никеля-63 в реакторе СМ включает в себя подготовку стартовой композиции и реакторной мишени.

В отличие от промышленных и энергетических реакторов активная зона реактора СМ компактна, поэтому облучательные объёмы ограничены. Кроме того, нейтронная ловушка реактора СМ используется для получения целого ряда радиоизотопов, что определяет дефицит облучательных ячеек. Для эффективного использования облучательных объёмов реактора необходимо сделать стартовый материал перед облучением максимально компактным. Применительно к стартовому металлическому никелю это предполагает изготовление таблеток с плотностью, максимально приближенной к теоретическому значению. В настоящее время технология изготовления таблеток, основные параметры процессов прессования и спекания отработаны. Проблемы, возникающие при смене поставщиков или производителей порошка и изменении исходных свойств сырья (прежде всего кристаллохимического состояния порошка), решаются экспериментально, путём варьирования параметров технологического процесса.

Исходным материалом для изготовления таблеток является порошок металлического никеля, обогащённого по изотопу никеля-62 до уровня 98,4 % (продукция ОАО «Производственное объединение "Электрохимический завод"»).

Отработку режимов прессования проводили с целью получения максимальной плотности при относительно небольших усилиях прессования и получения стабильной правильной геометрии таблеток после спекания. Зависимость плотности спечённых таблеток от усилия прессования представлена на рис. 5.9. Для получения максимальной плотности около $8,5 \text{ г/см}^3$, что составляет примерно 96 % от теоретической плотности, было необходимо прессование в диапазоне значений давления от 166,6 до 186,2 МПа. Дальнейшее увеличение усилия прессования приводило к нарушению геометрических размеров и растрескиванию таблеток после спекания. Малое усилие вело к получению непрочных таблеток и малой геометрической плотности. Диаметр спечённых таблеток для опробованных партий порошков оставался стабильным и составил 7,2 мм.

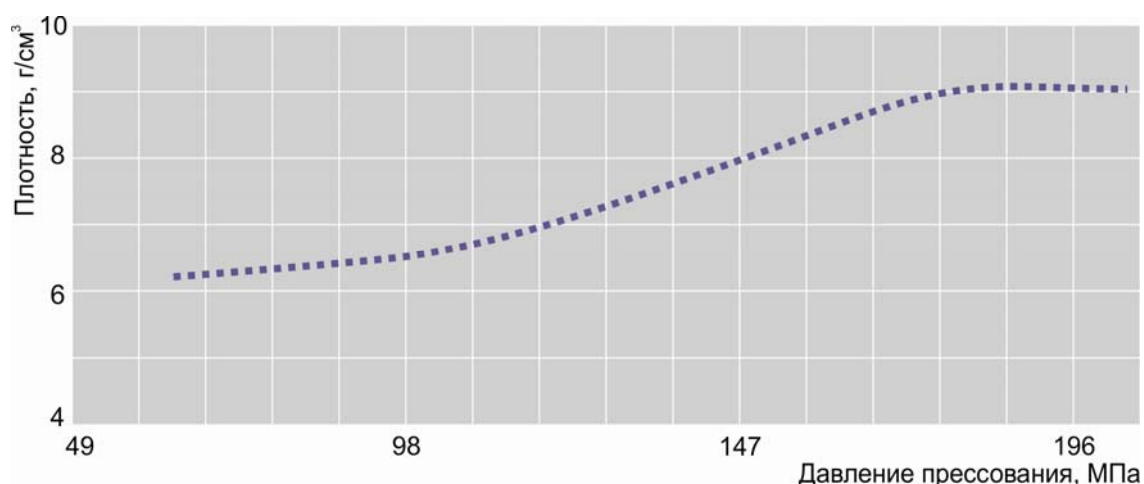


Рис. 5.9. Зависимость плотности спечённых таблеток от давления прессования при температуре спекания около 1200 °С

Таблетки изготавливали с помощью специальных пресс-форм способом одностороннего прессования с использованием гидравлического пресса. Характеристики таблеток, изготовленных в разное время для использования в качестве сердечника мишени, приведены в табл. 5.4.

Таблица 5.4

Характеристики таблеток*

Высота, мм	Объём, см ³	Масса, г	Плотность, г/см ³
7,10	0,289	2,47	8,6
7,05	0,287	2,45	8,5
7,10	0,289	2,47	8,6
7,20	0,293	2,48	8,5
7,20	0,293	2,47	8,4
7,20	0,293	2,46	8,4
7,20	0,293	2,48	8,5
7,35	0,299	2,50	8,4

* Диаметр таблеток равен 7,2 мм.

Для облучения никеля-62 в реакторе СМ используют специальную ампулу, представляющую собой трубку из титана или нержавеющей стали, с внешним диаметром 8,9 мм, толщиной стенки — 0,5 мм, длиной 83 мм, с концевыми деталями. Перед загрузкой в ампулу таблетки из металлического никеля упаковывают в алюминиевую фольгу марки АД1, толщиной 0,06 мм. Это делается для фиксации таблеток и уменьшения диаметрального газового зазора между столбом таблеток и оболочкой ампулы. После загрузки стартового материала ампулу заполняют гелием и герметизируют методом аргонодуговой сварки. В ячейку нейтронной ловушки реактора СМ ампулу загружают в составе специального перфорированного пенала. Максимальная масса загруженного в одну ячейку центральной нейтронной ловушки металлического никеля составляет 20 г. Число используемых для облучения никеля позиций зависит от конъюнктуры и может составлять 5–6 ячеек. После выгрузки из реактора ампулу с облучённым никелем транспортируют в радиационно-защитную камеру на радиохимическую переработку.

Основная задача радиохимической переработки облучённой никелевой мишени — очистка от радионуклидов, образующихся при облучении нейтронами из примесей, содержащихся в стартовом материале. Несмотря на относительно высокую чистоту изотопно-обогащённого никеля-62, длительное облучение в потоках нейтронов с высокой плотностью приводит к наработке значимого количества радионуклидных примесей, в первую очередь кобальта-60, приводящих к необходимости глубокой очистки от них в условиях радиационно-защитных камер.

Разработанная в АО «ГНЦ НИИАР» схема переработки облучённого никеля (рис. 5.10) основана на сочетании осадительного и хроматографического методов очистки.

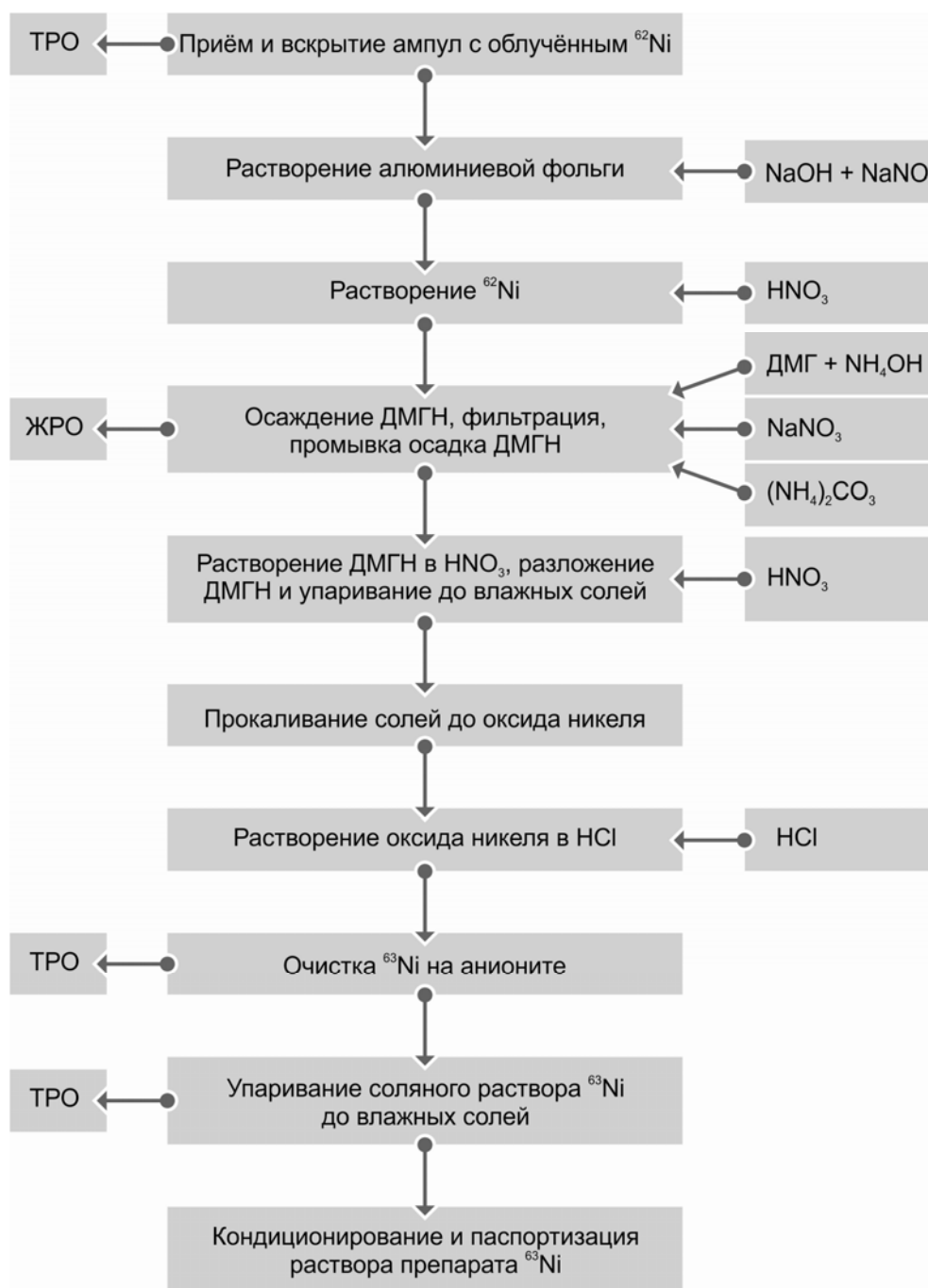


Рис. 5.10. Технологическая схема получения препарата никеля-63

Отделение никеля от неактивных металлических примесей, гамма-излучающих примесей и солей проводили селективным осаждением диметилглиоксимата никеля при значении pH, равном 7–10, в присутствии лимонной кислоты. Для отделения от кобальта его окисляли кислородом воздуха до Co^{3+} , который образует очень прочные комплексы с аммиаком и не соосаждается с диметилглиоксиматом никеля. Хроматографическую очистку никеля-63 проводили на сильноосновном анионите из хлорной кислоты с концентрацией 8 моль/л.

Характеристики продукта, получаемого с использованием предложенного способа переработки, приведены в табл. 5.5.

Таблица 5.5

Характеристики препарата никеля-63

Параметр	Значение
Внешний вид	Прозрачная жидкость изумрудно-зелёного цвета
Химическая форма	NiCl_2
Объём препарата, мл	7,81
Объёмная активность, ГБк/мл (Ки/мл)	56 (1,30)
Удельная активность никеля-63, ГБк/г (Ки/г)	520 (14,09)
Отношение активности примесей к активности никеля-63 в препарате, %:	
гамма-излучающих	Более $1,5 \cdot 10^{-4}$
альфа-излучающих	Более $2,1 \cdot 10^{-6}$
Концентрация растворителя (HCl), моль/л	1

Анализ результатов проведённых исследований показывает, что реакторные способы позволяют получать никель-63 (по реакциям $^{63}\text{Cu} (n, p) ^{63}\text{Ni}$ и $^{62}\text{Ni} (n, \gamma) ^{63}\text{Ni}$) с максимально достижимым значением удельной активности — около 555 ГБк/г (15 Ки/г).

Выход никеля-63 по реакции $^{63}\text{Cu} (n, p) ^{63}\text{Ni}$ за практически реализуемое время облучения составляет примерно 0,37 ГБк/г меди (10 мКи/г меди). Для получения суммарной активности никеля-63 в объёме десятков кюри необходимо облучать десятки килограммов меди, что подразумевает громоздкий и сложный радиохимический процесс на этапе переработки (отделение микроколичества вещества от макроколичества). Отношение массовой доли никеля-64 к массовой доле никеля-63 в препарате никеля-63, полученного по реакции $^{63}\text{Cu} (n, p) ^{63}\text{Ni}$, составляет около 2,8 и мало меняется с увеличением времени облучения (вплоть до нескольких лет).

Удельная активность никеля-63, полученного по реакции $^{62}\text{Ni} (n, \gamma) ^{63}\text{Ni}$, выходит на насыщение примерно через два календарных года облучения и составляет 555 ГБк/г (15 Ки/г), его массовая доля равна 26 %. Массовая доля никеля-63 в тяжёлой фракции изотопов никеля-63 и никеля-64 монотонно уменьшается и в максимуме удельной активности составляет примерно 60 %. Для достижения большего обогащения по никелю-63 целесообразно облучать никель до меньших значений удельной активности, когда массовая доля будет выше. Например, доля никеля-63 в смеси никеля-63 и никеля-64, равная 80 % (оптимальное значение для центрифужного обогащения), соответствует достижению удельной активности примерно 407 ГБк/г (11 Ки/г).

В АО «ГНЦ НИИАР» разработана и реализована на практике технология радиохимической переработки облучённого никеля с использованием осадительного и хроматографического методов.

Список литературы

1. Левин В.И. Получение радиоактивных изотопов. — М.: Атомиздат, 1972. С. 154.
2. Патент № 2282259 С1 Российская Федерация, МПК G21C 1/02. Способ получения препарата радионуклида никеля-63 с удельной активностью более 10 Ки/г / Андреев О.И., Тарасов В.А., Корнилов А.С. и др. // Официальный бюллетень «Изобретения. Полезные модели», 2006. № 23. — Также доступно на официальном сайте ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры. — Режим доступа: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet. Дата обращения: 28.05.2015.
3. Гомин Е.А. Статус МСУ-4 // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.
4. 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.
5. Newsletters of Radiation Safety Information Computational Center «Changes to the rsicc code and data collection» [Электронный ресурс]. — Oak-Ridge National Laboratory, USA. № 583, December, 2013. P. 1–2. — Режим доступа: <https://rsicc.ornl.gov/Newsletters/news.13/news13december.pdf>. Дата обращения: 02.06.2015.

*В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, В.В. Пименов, Л.Л. Казаков,
Р.А. Кузнецов, Н.Н. Андрейчук, М.Н. Смирнов*

ИЗМЕРЕНИЕ ХРОМАТОГРАММ ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ЧИСТОТЫ ПРЕПАРАТА НА ОСНОВЕ РАДИОНУКЛИДА МОЛИБДЕНА-99

При контроле качества производимого в АО «ГНЦ НИИАР» препарата на основе молибдена-99 определяют его радиохимическую чистоту, которая согласно требованиям к препарату должна составлять не менее 95 % [1]. Анализ проводят методом тонкослойной хроматографии с использованием пластин марки Sorbfil со слоем силикагеля на полимерной основе и водного раствора карбоната натрия в качестве подвижной фазы. В данной статье приведены результаты сравнительного анализа гамма-спектрометрического и бета-радиометрического методов измерения распределения молибдена-99 по длине хроматограммы с целью расчёта доли основной химической формы молибдена-99 — молибдата (MoO_4)²⁻ — в препарате.

Гамма-спектрометрический метод. В препарате на основе радионуклида молибдена-99 всегда присутствует технеций-99m, образующийся в результате бета-распада молибдена-99. Подвижное равновесие достигается практически через 30 ч после

их разделения (рис. 5.11). При выборе метода измерения хроматограмм предпочтение отдаётся гамма-спектрометрии, которая позволяет отдельно измерить распределение молибдена-99 по количеству зарегистрированных импульсов в пике, соответствующем гамма-излучению с энергией 739,5 кэВ и характеризующимся наибольшим выходом (табл. 5.6).

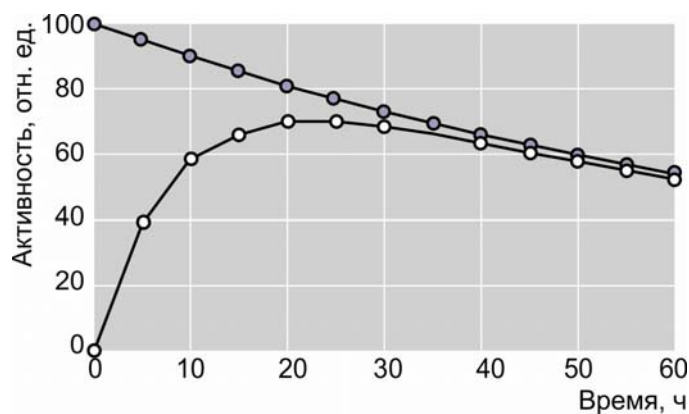


Рис. 5.11. Изменение активности молибдена-99 (●) и технеция-99m (○) при установлении радиоактивного равновесия

Таблица 5.6

Ядерно-физические характеристики молибдена-99 и технеция-99m [2]

Радионуклид	Период полураспада, ч	Энергия, кэВ / Выход, %		
		гамма-излучения	бета-излучения	электронов конверсии
^{99}Mo	66,0	739,5 / 12,26	1214 / 82,2	2,17 / 4,35
		181,1 / 6,14	436,4 / 16,4	19,54 / 2,89
		777,9 / 4,30	847,9 / 1,16	15,5 / 0,89
				160 / 0,79
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6,01	140,5 / 89,1	—	1,62–2,17 / 109
				15,5 / 2,06
				119,5–142,6 / 11,0

Типичное распределение молибдена-99, получаемое при измерении отрезков хроматограммы длиной 0,5 см на гамма-спектрометре с германиевым детектором, приведено на рис. 5.12. Метрологические исследования показали, что абсолютная погрешность измерения радиохимической чистоты по гамма-излучению молибдена-99 для доверительной вероятности, равной 0,95, составляет $\pm 0,4\%$ при числе определений, равном двум. Значение радиохимической чистоты для разных партий препарата находится в диапазоне от 97 до 99 %, что соответствует требованиям, предъявляемым к препарату. Верхняя кривая на рис. 5.12 показывает результат измерения распределения технеция-99m в пике гамма-излучения, соответствующем энергии, равной 140,5 кэВ. Положение основных пиков в хроматограммах подтверждает, что первый из них соответствует форме молибдата, а второй — пертехнетата. Параметр R_f , равный отношению расстояния, пройденного анализируемым веществом, к расстоянию, пройденному растворителем, для молибдена-99 составляет 0,88, для технеция-99m — 0,90.

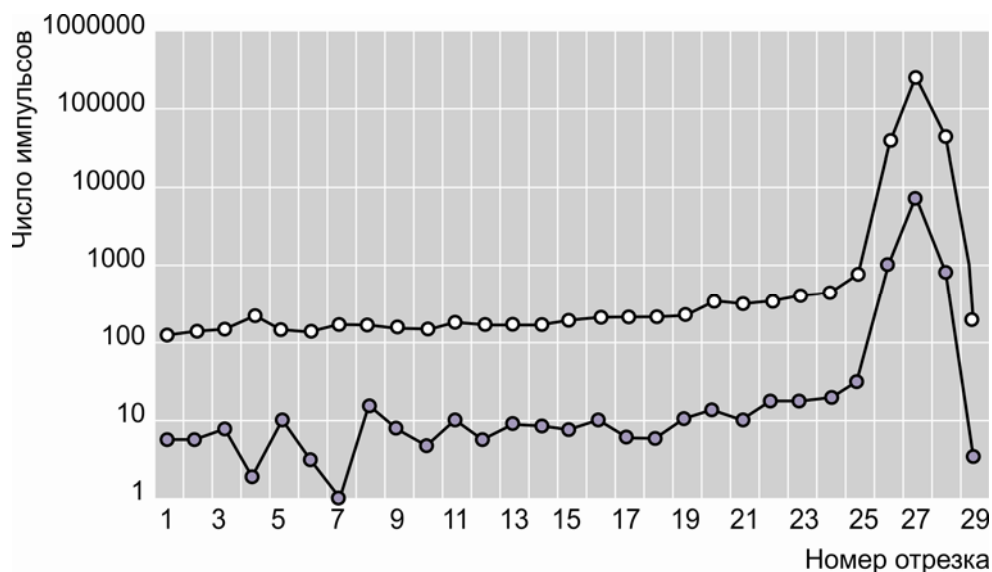


Рис. 5.12. Распределение молибдена-99 (●) и технеция-99m (○) по длине хроматограммы

Количество импульсов, зарегистрированных для каждого отрезка хроматограммы, для технеция-99m на порядок больше, чем для молибдена-99. Это согласуется с графиками, отражающими относительную интенсивность регистрируемых гамма-спектрометром импульсов у молибдена-99 и технеция-99m (рис. 5.13). При расчёте интенсивности учитывались отношения выходов гамма-квантов молибдена-99 (с энергией 739,5 кэВ) и технеция-99m (с энергией 140,5 кэВ), а также отношения эффективности их регистрации гамма-спектрометром.

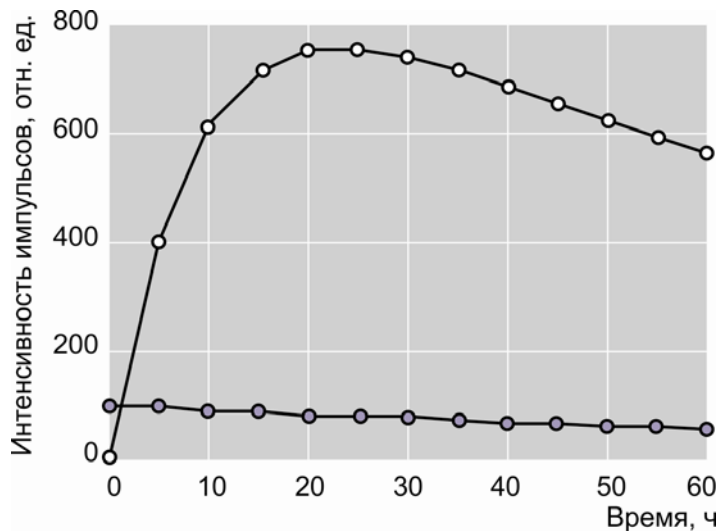


Рис. 5.13. Изменение интенсивности регистрируемых гамма-спектрометром импульсов для молибдена-99 (●) и технеция-99m (○) при установлении радиоактивного равновесия

Если будет доказано, что результаты измерения радиохимической чистоты по излучению молибдена-99 идентичны результатам измерения радиохимической чистоты по регистрируемому гамма-излучению технеция-99m, то применение последнего способа измерения радиохимической чистоты позволит уменьшить статистическую погрешность или сократить время измерения (при сохранении статистической погрешности). Для обоснования перехода от регистрации отдельно излучения молибдена-99 к регистрации излучения технеция-99m или суммарного излучения молибдена-99 и технеция-99m для семи хроматограмм значение радиохимической чистоты рассчитали не только по излучению молибдена-99, но и по излучению технеция-99m. Как видно из табл. 5.7,

отношение значения радиохимической чистоты, рассчитанного по излучению технеция-99m (D_{Tc}), к значению радиохимической чистоты, рассчитанного по излучению молибдена-99 (D_{Mo}), по всем семи хроматограммам превышает единицу, среднее значение составляет 1,0054 при среднеквадратическом отклонении среднего, равном 0,0009.

Таким образом, при измерении радиохимической чистоты препарата молибдена-99 по гамма-излучению технеция-99m результат необходимо разделить на 1,0054. Это относится и к методу измерения радиохимической чистоты по распределению суммы импульсов в аналитических пиках в гамма-спектре технеция-99m и молибдена-99, так как вклад технеция-99m в эту сумму будет подавляющим.

Бета-радиометрический метод. При распаде молибдена-99 образуется две группы бета-частиц: с максимальной энергией 1214 кэВ (их выход составляет 82,2 %) и 436 кэВ (их выход составляет 16,4 %). Выход электронов конверсии у молибдена-99 незначителен. При распаде технеция-99m образуются электроны конверсии нескольких групп, суммарный выход которых для энергии более 100 кэВ составляет около 11 %. Предположим, что бета-радиометр на основе торцевого счётчика регистрирует с одинаковой эффективностью все частицы с энергией более 100 кэВ, а частицы с энергией менее 20 кэВ практически не регистрирует. Тогда кривые изменения количества зарегистрированных бета-радиометром импульсов, связанных с молибденом-99 и технецием-99m (рис. 5.14), можно рассчитать с учётом относительного выхода бета-частиц и электронов конверсии. Представленные на рис. 5.14 результаты расчётов показывают, что даже в равновесии количество зарегистрированных бета-частиц молибдена-99 на порядок больше количества зарегистрированных электронов конверсии технеция-99m, то есть измерение на бета-установке даёт распределение по длине хроматограммы преимущественно молибдена-99.

На рис. 5.15 представлены результаты измерения хроматограммы на бета-счётной установке с торцевым газоразрядным счётчиком СИ-13Б, которые наглядно демонстрируют преимущество этого измерения по чувствительности перед гамма-спектрометрией. За время измерения всех отрезков хроматограммы в течение 1000 с зарегистрировано больше импульсов, чем с помощью гамма-спектрометра за 7200 с.

Рассчитанное по результатам измерений бета-частиц значение радиохимической чистоты составляет 98,3 %, что в пределах погрешности совпадает с результатом гамма-спектрометрического измерения распределения молибдена-99.

Таблица 5.7

Отношение значений радиохимической чистоты

Номер хроматограммы	D_{Tc} / D_{Mo}
1	1,0029
2	1,0079
3	1,0034
4	1,0097
5	1,0045
6	1,0054
7	1,0043

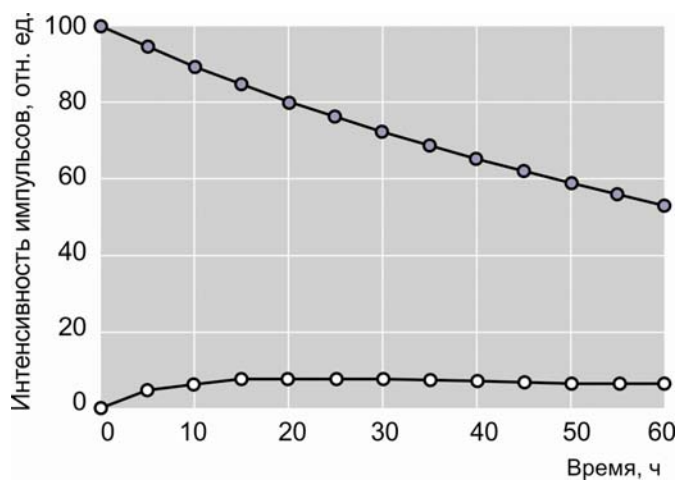


Рис. 5.14. Изменение интенсивности регистрируемых бета-радиометром импульсов для молибдена-99 (●) и технеция-99m (○) при установлении радиоактивного равновесия

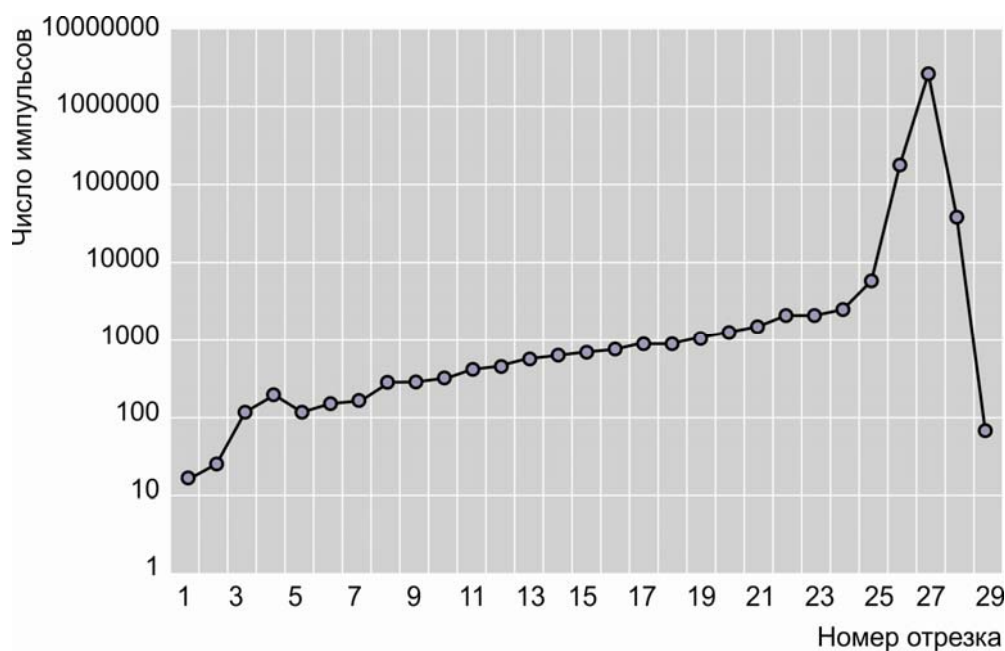


Рис. 5.15. Распределение молибдена-99 по длине хроматограммы, измеренное на бета-счётной установке

Ещё одним преимуществом бета-радиометрии по сравнению с гамма-спектрометрией является простота реализации и лучшие условия коллимации при автоматическом сканировании хроматограммы. Поэтому для усовершенствования измерения хроматограмм с молибденом-99 можно рекомендовать использование сканирующей установки с регистрацией бета-излучения, которая аналогична описанной в работах [3, 4].

Список литературы

1. Издание Европейской Фармакопеи на русском языке, версия 7.0. Натрия молибдата (^{99}Mo) делящегося раствор: 01/2008:1923. — М: Ремедиум, 2011. Том 1. С. 1398–1400.
2. Библиотека ядерных данных «Evaluated Nuclear Structure Data File» (ENSDF) [Электронный ресурс]. — Веб-сайт Национального ядерного центра данных Брукгейвской национальной лаборатории. — Режим доступа: <http://www.nndc.bnl.gov/ensdf>. Дата обращения: 08.06.2015.
3. Арсаев М.И., Дорин А.Б., Кондрашов М.В., Целищев И.В. Сканирующий бета-спектрометр для радиохроматограмм йода-131. — Сборник материалов восьмого ежегодного семинара «Спектрометрический анализ. Аппаратура и обработка данных на ПЭВМ», г. Обнинск, 19–23 ноября 2001 г. / под ред. А.Я. Карпенко. — Обнинск: Государственный центральный институт повышения квалификации руководящих работников и специалистов Министерства РФ по атомной энергии, 2002. С. 133–139.
4. Целищев И.В., Савочкин Ю.П., Мельник М.И., Трепалина Т.Ф. Определение радиохимической и радионуклидной чистоты препарата йода-131 // Радиохимия, 2007. Т. 49, № 2. С. 159–162.

*И.В. Целищев, Л.С. Коновалова,
Д.В. Юнусова, С.В. Грунин*

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ СМ ХРОМА-51 ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ИСТОЧНИКА НЕЙТРИНО

В настоящее время главной целью исследований состава современной Вселенной является получение полной информации о нейтринном секторе. Одной из приоритетных задач в этом направлении является проверка гипотезы о существовании стерильных нейтрино — гипотетических частиц, которые, по современным представлениям, могут составлять часть тёмной материи [1]. Для прямой проверки этой гипотезы необходимы эксперименты, позволяющие с высокой степенью точности измерить поток нейтрино как функцию расстояния от источника. Внимание к этой задаче столь велико, что в последние годы предложены и активно обсуждаются десятки проектов [2–5], направленных на её решение, с использованием ядерных реакторов, ускорителей, а также высокоинтенсивных искусственных источников нейтрино и антинейтрино.

Особый интерес представляет предложенный эксперимент по поиску стерильных нейтрино путём исследования потока нейтрино от компактного искусственного источника высокой интенсивности на основе нуклида хрома-51 в мишени из металлического галлия, разделённой на две независимые концентричные зоны [5]. Речь идёт о мишени галлий-германиевого нейтринного телескопа Баксанской нейтринной обсерватории Института ядерных исследований Российской академии наук. Скорость взаимодействия нейтрино определяется по скорости захвата нейтрино ядрами галлия-71 с образования атомов германия-71, которые извлекаются и сосчитываются независимо из каждой зоны.

До настоящего времени было изготовлено три высокоинтенсивных искусственных источника нейтрино на основе изотопа хрома-51 для калибровки галлиевых детекторов солнечных нейтрино с активностью 19,13 ПБк (0,517 МКи) в эксперименте SAGE [6, 7], 63,42 ПБк (1,714 МКи) и 69,12 ПБк (1,868 МКи) в эксперименте GALLEX [8, 9].

Для того чтобы достигнуть в новом предлагаемом эксперименте порога чувствительности к исчезновению электронных нейтрино в несколько процентов при исследовании переходов активных нейтрино в стерильные, активность источника на основе изотопа хрома-51 должна быть не ниже 111 ПБк (3 МКи). В АО «ГНЦ НИИАР» была исследована возможность создания такого источника на базе исследовательского реактора СМ. По техническим требованиям инициатора проекта — Института ядерных исследований Российской академии наук — источник нейтрино на основе хрома-51 должен быть весьма компактен. Предполагается, что источник будет представлять собой нержавеющую сварную капсулу с внутренним диаметром, равным 90 мм, а внешним — 100 мм; со стенками толщиной 5 мм. Внутри капсулы будет размещён сепаратор, представляющий набор из тонкостенных калиброванных нержавеющих трубок. В трубки сепаратора будут помещены облучённые заготовки металлического хрома, изготовленные в виде цилиндрических стержней диаметром 8,5 мм и высотой 9,5 см. Количество заготовок — 81 шт. Суммарная масса стартового материала составит 3015 г хрома, обогащённого до 97 % по изотопу хрома-50. Средняя суммарная активность хрома-51 в облучённой заготовке должна составлять не менее 1,37 ПБк (37 кКи), а удельная активность — не менее 37 ТБк/г (1000 Ки/г). Предварительные оценки показывают, что необходимые значения активности хрома-51 можно достичь только в наиболее высокопоточном устройстве реактора СМ — центральной нейтронной ловушке. Это главный и наиболее востребованный экспериментальный объём реактора, который в данный момент используется со стопроцентной загрузкой.

Далее рассмотрены следующие варианты компоновок центральной нейтронной ловушки реактора СМ:

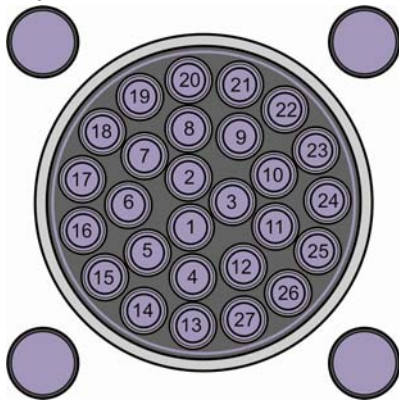


Рис. 5.16. Сепараторный вариант компоновки нейтронной ловушки реактора СМ

♦ *сепараторный*: современная сепараторная конструкция из 27 циркониевых трубок, диаметр которых равен 15 мм, а толщина стенок — 1,25 мм, для размещения реакторных мишеней с водяным замедлителем нейтронов (рис. 5.16);

♦ *без сепаратора*: конструкция, аналогичная предыдущей, но без сепаратора;

♦ *модульный*: ловушка из четырёх перегружаемых модулей (рис. 5.17, а) с замедлителем нейтронов и принципиально изменённой конфигурацией центрального компенсирующего органа;

♦ *без центрального компенсирующего органа*: компоновка нейтронной ловушки реактора СМ без центрального компенсирующего органа (рис. 5.17, б).

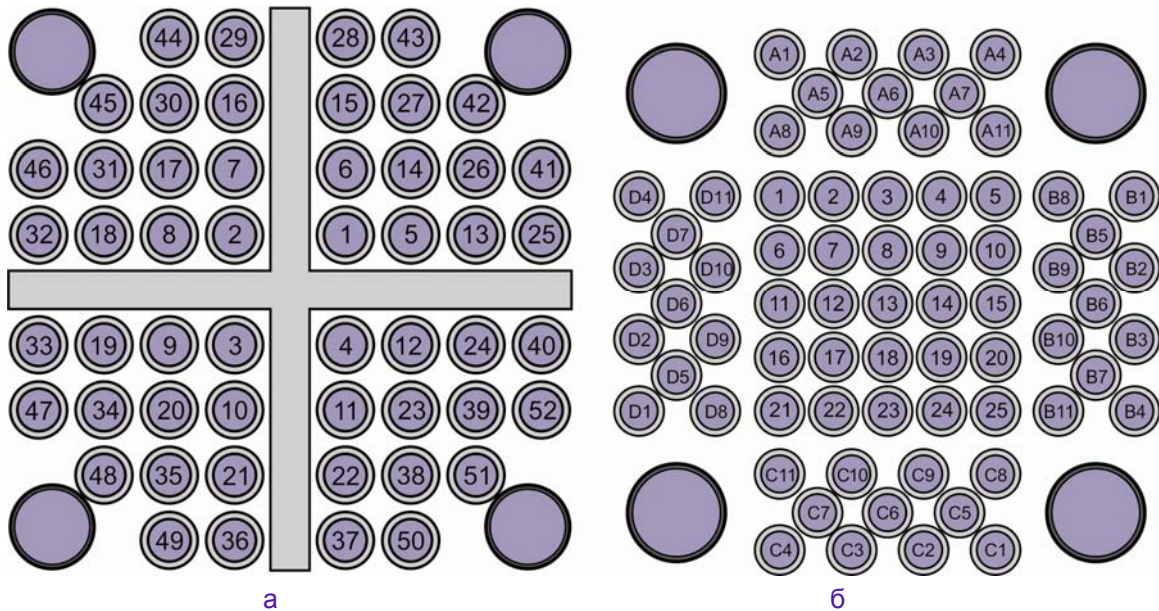


Рис. 5.17. Варианты компоновки нейтронной ловушки реактора СМ: а — модульный; б — без центрального компенсирующего органа

Прецизионные нейтронно-физические расчёты проводились по программе MCNP [10], реализующей алгоритм расчёта пространственно-энергетического распределения нейтронов в трёхмерной геометрии методом Монте-Карло. Состав материальных зон расчётной модели соответствует стандартной модели реактора, положение компенсирующих и регулирующих органов системы управления и защиты — среднему по кампании реактора, тепловыделяющие сборки активной зоны задавались с уровнем выгорания топлива, равным 15 %.

В расчётах регистрация нейтронных функционалов осуществлялась в объёмах заготовок. В зависимости от модели в каждой мишени находились по две или три заготовки, которые располагались симметрично относительно центральной плоскости активной зоны реактора. Скорость реакции радиационного захвата нейтронов вычислялась на ядрах кобальта-59 (для определения температуры нейтронного газа), хрома-50 и хрома-51. Нейтронные функционалы регистрировались в энергетических группах с верхними границами значений энергии, равными 0,5 и 100 эВ; 0,1 и 20 МэВ.

В первых двух вариантах компоновки нейтронной ловушки, описанных выше, — 27 циркониевых мишеней с тремя заготовками из хрома. Диаметр каждой мишени равен 10 мм, а толщина стенки — 0,4 мм.

Модульная модель компоновки представляет собой 52 циркониевые трубки диаметром 14 мм, с толщиной стенок — 0,5 мм, а крестообразный поглотитель центрального компенсирующего органа выведен из зоны. В трубках размещаются циркониевые мишени, диаметр которых равен 10 мм, толщина стенки — 0,4 мм, с заготовками из хрома. В ячейках 1–12 (см. рис. 5.17, а) — по три заготовки, в ячейках 13–24, 26, 27, 30, 31, 34, 35, 38, 39, 42, 45, 48, 51 — по две заготовки, в оставшихся ячейках — алюминиевые имитаторы (мишень с алюминиевым сердечником). Модули ловушки заполнены водой.

Расчётная модель компоновки без центрального компенсирующего органа включает 69 ячеек, в которых расположены имитаторы и мишени с хромом (по две заготовки), диаметр которых равен 10 мм, толщина стенки — 0,4 мм. Имитаторы находятся в двух рядах ловушки, прилегающих к активной зоне: А1–А7, В1–В7 и далее (см. рис. 5.17, б). Модули ловушки заполнены бериллием.

Схемы размещения заготовок из хрома и имитаторов для модульной компоновки нейтронной ловушки и модификации нейтронной ловушки без центрального компенсирующего органа определялись на основе анализа результатов расчёта нейтронно-физических характеристик вариантов, когда во всех ячейках находились имитаторы с алюминиевым сердечником. Для размещения хрома выбирались области с наибольшей плотностью потока тепловых нейтронов. Результаты расчётов представлены в табл. 5.8. Для моделирования процесса трансмутации использовалась программа ChainSolver [11].

Таблица 5.8

Нейтронно-физические параметры облучения хрома

Параметр	Усреднённая по объёму заготовок плотность потока нейтронов для различных вариантов компоновки нейтронной ловушки, $\times 10^{-14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$			
	Сепараторный	Без сепаратора	Модульный	Без центрального компенсирующего органа
Энергия, кэВ: 0–0,005	3,76	4,29	4,87	2,51
0,005–0,1*	1,00	0,93	0,88	1,18
0,1–100	7,77	6,86	6,59	10,70
Свыше 100	10,40	9,23	10,10	13,50
Температура нейтронного газа, К	720	680	650	870

* На единичный интервал летаргии.

Предполагаемый график работы реактора СМ на период облучения хрома близок к штатному: кампании продолжительностью 10 сут чередуются с малыми (1 сут) и большими (5 сут) остановками. Мощность реактора принята равной 95 МВт. Суммарная активность хрома-51 после облучения продолжительностью шесть и девять малых кампаний для различных конфигураций центральной нейтронной ловушки представлена в табл. 5.9.

Таблица 5.9

Суммарная активность хрома-51 в заготовках после облучения, ПБк

Продолжительность облучения	Вариант компоновки			
	Сепараторный	Без сепаратора	Модульный	Без центрального компенсирующего органа
Шесть кампаний	98,42	118,40	128,39	69,19
Девять кампаний	108,41	128,02	142,45	76,96

Зависимость активности хрома-51 в заготовке от времени облучения для различных вариантов компоновки нейтронной ловушки представлена на рис. 5.18. Минимально требуемое значение активности хрома-51 в одной заготовке соответствует 1369 ТБк (37 кКи).

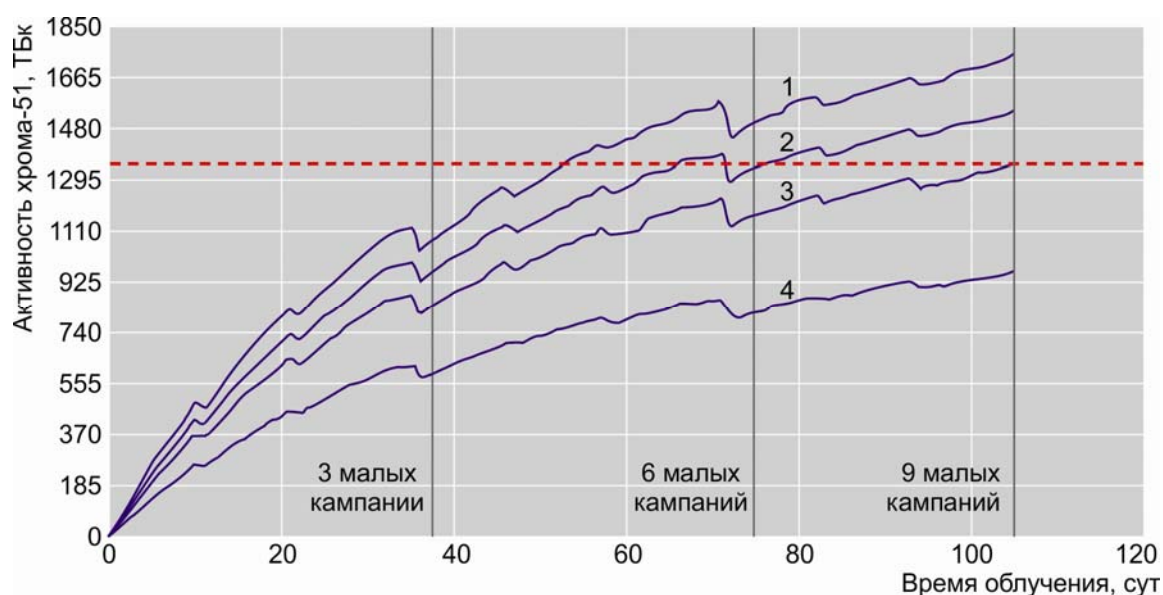


Рис. 5.18. Результаты расчёта активности хрома-51 в облучённых заготовках при различных вариантах компоновки нейтронной ловушки: 1 – модульном; 2 – без сепаратора; 3 – сепараторном; 4 – без центрального компенсирующего органа — с указанием минимально требуемой активности хрома-51 в одной заготовке (---)

Перспективным вариантом центральной нейтронной ловушки для накопления хрома-51 является модульный вариант компоновки нейтронной ловушки (с заполнением водой). В то же время наиболее легко реализуем вариант компоновки нейтронной ловушки без сепаратора, который также позволяет достичь требуемого значения активности.

Выполненные исследования по изучению перспектив получения радионуклида хрома-51 позволяют сделать вывод о принципиальной возможности производства активной части источника нейтрино с требуемыми характеристиками на базе реактора СМ.

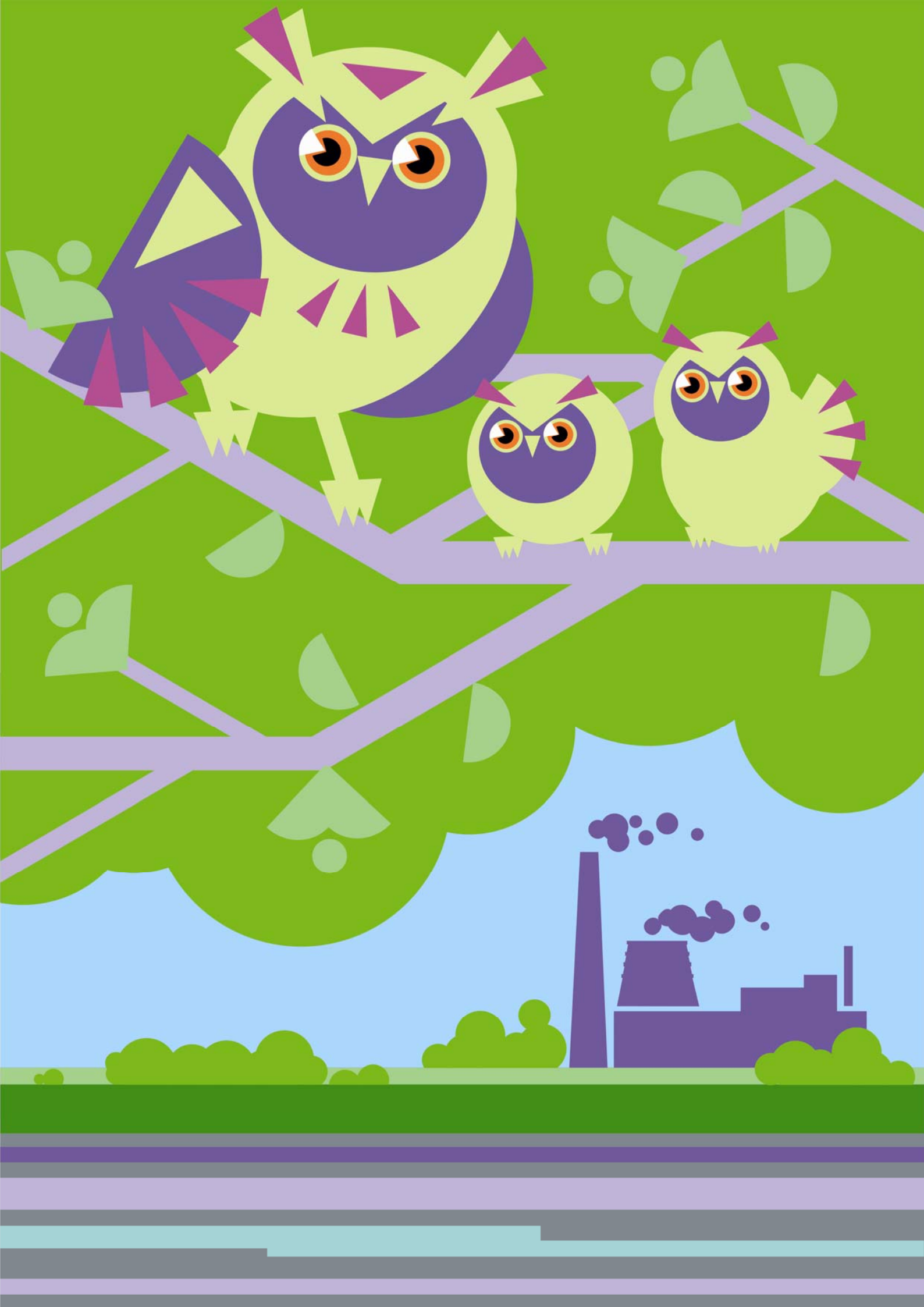
Планируется продолжить исследования по изучению новых предлагаемых вариантов центральной ловушки нейтронов реактора СМ, результаты которых будут использованы при реконструкции центральной зоны в 2018 году, а также разработки конструкции самого источника, обеспечивающей необходимую биологическую защиту

от излучения радионуклида хрома-51, а также радионуклидов, образующихся при активации примесей.

Список литературы

1. Archidiacono M., Fornengo N., Giunti C. et al. Sterile Neutrinos: Cosmology vs Short-BaseLine Experiments [Электронный ресурс]. — The Cornell University library: arXiv:1302.6720v1 [astro-ph.CO], 27 Feb. 2013. — 14 p. — Режим доступа: <http://arxiv.org/pdf/1302.6720v1.pdf>. Дата обращения: 08.06.2015.
2. The Proceedings Supplements of the XXVth International Conference on Neutrino Physics and Astrophysics // Nucl. Phys. B-Proceedings Supplements, February – March 2013. V. 235–236. P. 1–510.
3. Abazajian K.N., Acero M.A., Agarwalla S.K. et al. Light Sterile Neutrinos: A White Paper [Электронный ресурс]. — The Cornell University library: arXiv:1204.5379v1 [hep-ph], 18 Apr. 2012. — 281 p. — Режим доступа: <http://arxiv.org/pdf/1204.5379.pdf>. Дата обращения: 08.06.2015.
4. Bellini G., Bick D., Bonfini G. et al. (Borexino Collaboration). SOX: Short distance neutrino Oscillations with BoreXino [Электронный ресурс]. — The Cornell University library: arXiv:1304.7721v2 [physics.ins-det], 24 May 2013. — 14 p. — Режим доступа: <http://arxiv.org/pdf/1304.7721.pdf>. Дата обращения: 08.06.2015.
5. Gavrin V.N., Gorbachev V.V., Veretenkin E.P. and Cleveland B.T. Gallium experiments with artificial neutrino sources as a tool for investigation of transition to sterile states [Электронный ресурс]. — The Cornell University library: arXiv:1006.2103 [nucl-ex], 13 Feb. 2011. — 4 p. — Режим доступа: <http://arxiv.org/pdf/1006.2103.pdf>. Дата обращения: 08.06.2015.
6. Abdurashitov J.N., Gavrin V.N., Girin S.V. et al. (SAGE Collaboration). Measurement of the response of the Russian-American Gallium Experiment to neutrinos from a ^{51}Cr source // Phys. Rev., 1999. № 2246. С. 59.
7. Abdurashitov J.N., Gavrin V.N., Girin S.V. et al. (SAGE Collaboration). Measurement of the response of a Ga solar neutrino experiment to neutrinos from a ^{37}Ar source // Phys. Rev., 2006. № 045805. С. 73.
8. Hampel W., Heusser G., Kiko J. et al. Final results of the ^{51}Cr neutrino source experiments in GALLEX // Phys. Lett., 1998. В. 420. P. 114–126. — Режим доступа: http://www.researchgate.net/profile/Ernst_Pernicka/publication/235909941_Final_results_of_the_Cr-51_neutrino_source_experiments_in_GALLEX/links/0c96051d484bde0418000000.pdf. Дата обращения: 08.06.2015.
9. Kaether F., Hampel W., Heusser G. et al. Reanalysis of the GALLEX solar neutrino flux and source experiments // Phys. Lett., 2010. В. 685. P. 47–54.
10. MCNPТМ – A General Monte Carlo N-Particle 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.
11. 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.

*Е.Г. Романов, В.А. Тарасов, А.П. Малков,
А.В. Куприянов, С.А. Сазонтов*



6

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Оценка влияния объектов использования атомной энергии на персонал, население и окружающую среду осуществляется на основе систематического анализа критериев непревышения установленных регулирующими органами количественных и качественных показателей параметров радиационной обстановки на рабочих местах персонала, территории санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения; уровня выброса и сброса радиоактивных веществ в атмосферу и водоёмы, а также дозовых нагрузок на персонал радиационного объекта. Комплексность данного подхода объясняется необходимостью обеспечения безопасности при эксплуатации объектов использования атомной энергии. Безопасность в данном случае понимается как безусловный приоритет и является одной из шести принятых в 2014 году единых корпоративных ценностей Госкорпорации «Росатом».

Важным фактором в деле обеспечения радиационной и экологической безопасности действующих на площадке АО «ГНЦ НИИАР» ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения является развитие методической и измерительной базы систем и средств радиационного контроля.

Наиболее значимые результаты в 2014 году достигнуты в части модернизации системы радиационного контроля выбросов радиоактивных веществ в атмосферу через основной их источник — высотную трубу вентиляционного центра. Произведённая замена аппаратуры автоматического сбора и обработки информации в непрерывном режиме на современную цифровую элементную базу, разработанную специалистами АО «ГНЦ НИИАР», повысила надёжность работы аппаратуры и снизила количество сбоев программно-аппаратного комплекса. Комплекс был дополнен датчиками контроля температуры и влажности выбрасываемой среды.

Продолжена деятельность по развитию единой системы контроля радиационной безопасности предприятия. Ключевой здесь стала разработка проекта системы радиационного контроля и его последующая адаптация под объект, предназначенный для хранения ядерных материалов. Особенностью данного проекта явилось применение разработчиками новой аппаратной платформы нижнего и верхнего уровней системы. Использование промышленного компьютера с сенсорным экраном в вандалоустойчивом исполнении позволило упростить процедуру получения информации и одновременно повысить эргономичность рабочего пространства.

К ещё одним важным результатам отчётного периода можно отнести работы в области автоматизации, учёта и контроля индивидуальных доз профессионального облучения персонала института. Ввод в 2014 году в эксплуатацию измерительного комплекса индивидуальных доз АКВДК-301 потребовал разработки нового программного обеспечения по автоматизации процедуры переноса измеренных значений дозы в базу данных индивидуального дозиметрического контроля.

В направлении развития методического обеспечения и сопровождения разработок по обоснованию безопасности действующих и вновь проектируемых объектов следует отметить основанные на опыте специалистов управления радиационной безопасности работы по практическому применению расчётной программы для прогноза радиационной обстановки при возникновении аварий и их последствий на исследовательских ядерных установках, а также научно-исследовательские разработки по моделированию миграции наиболее подвижных радиоактивных веществ, образующихся в активной зоне реактора с жидкометаллическим теплоносителем, в контуре сооружаемого в настоящее время на площадке института реактора МБИР.

В.В. Серебряков

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНОЙ ПРОГРАММЫ «НОСТРАДАМУС» ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

В управлении радиационной безопасности АО «ГНЦ НИИАР» постоянно проводятся работы по обоснованию безопасности новых радиационных технологий, а также пересмотр документов по безопасности действующих радиационно опасных объектов института в связи с ужесточением требований, предъявляемым к безопасности объектов использования атомной энергии. Наиболее важная часть этих работ — обоснование безопасности населения и окружающей среды при возникновении аварийных ситуаций, сопровождающихся кратковременными аварийными выбросами радиоактивных материалов в вентиляционную систему института. Расчёты возможного радиационного воздействия на население и окружающую среду аварийных выбросов объектов института для обоснования их безопасности выполняются в последнее время по аттестованной компьютерной программе «Нострадамус».

Компьютерная программа «Нострадамус» разработана и аттестована в Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. Программа используется для анализа радиационной обстановки в окружающей среде при авариях на объектах использования атомной энергии, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ в атмосферу. Радиационная обстановка при таких авариях определяется как характеристиками источника выброса: высотой трубы, величиной активности выброса, его нуклидным и дисперсным составом, физико-химической формой, эволюцией выброса и прочим, так и характеристиками окружающей среды, влияющими на рассеяние радиоактивных веществ: состоянием атмосферы, скоростью ветра, осадками, шероховатостью поверхности и другими.

В процессе проведения расчётов по программе «Нострадамус» распространение радиоактивных веществ в атмосфере отображается в реальном времени на мониторе компьютера на фоне карты в виде контурных линий уровней. По окончании расчёта его результаты можно просмотреть на мониторе, а также распечатать в виде протоколов для выбранных точек на местности и расчётных функций.

Одна из версий этой программы разработана и передана для использования в Информационно-кризисный центр АО «ГНЦ НИИАР». Она располагает картами окружающей местности с реальными объектами, определяющими перенос радиоактивных веществ во внешней среде (леса, жилая застройка и прочее).

Для определения условий, при которых радиационное воздействие аварийных выбросов на население и окружающую среду максимально, предварительно были выполнены варианты расчёты с различными исходными метеоусловиями. Определено, что критическими метеоусловиями являются: категория атмосферной устойчивости по классификации Паскуилла* — E, скорость ветра — 3 м/с. Эти исходные данные по метеоусловиям были использованы и в дальнейших расчётах по обоснованию безопасности.

На рис. 6.1 приведён пример одного из протоколов расчёта радиационного воздействия на население возможного аварийного выброса через вентиляционную систему института при запроектной аварии на исследовательской ядерной установке МИР. В протоколе приведены основные значения составляющей и суммарной

* Pasquill F. Atmospheric dispersion parameters in gaussian plume modeling. Part II: Possible Requirements for Change in the Turner Workbook Values. — EPA-600/4-76-030b. — U.S. Environmental Protection Agency: Research Triangle Park, North Carolina 27711, 1976. — 52 p.

дозы облучения населения в течение 10 сут после аварии на различных расстояниях от вентиляционной трубы. Активность радионуклидов, выпавших на поверхность почвы, леса и строения, можно вывести в другом протоколе этого же расчёта.

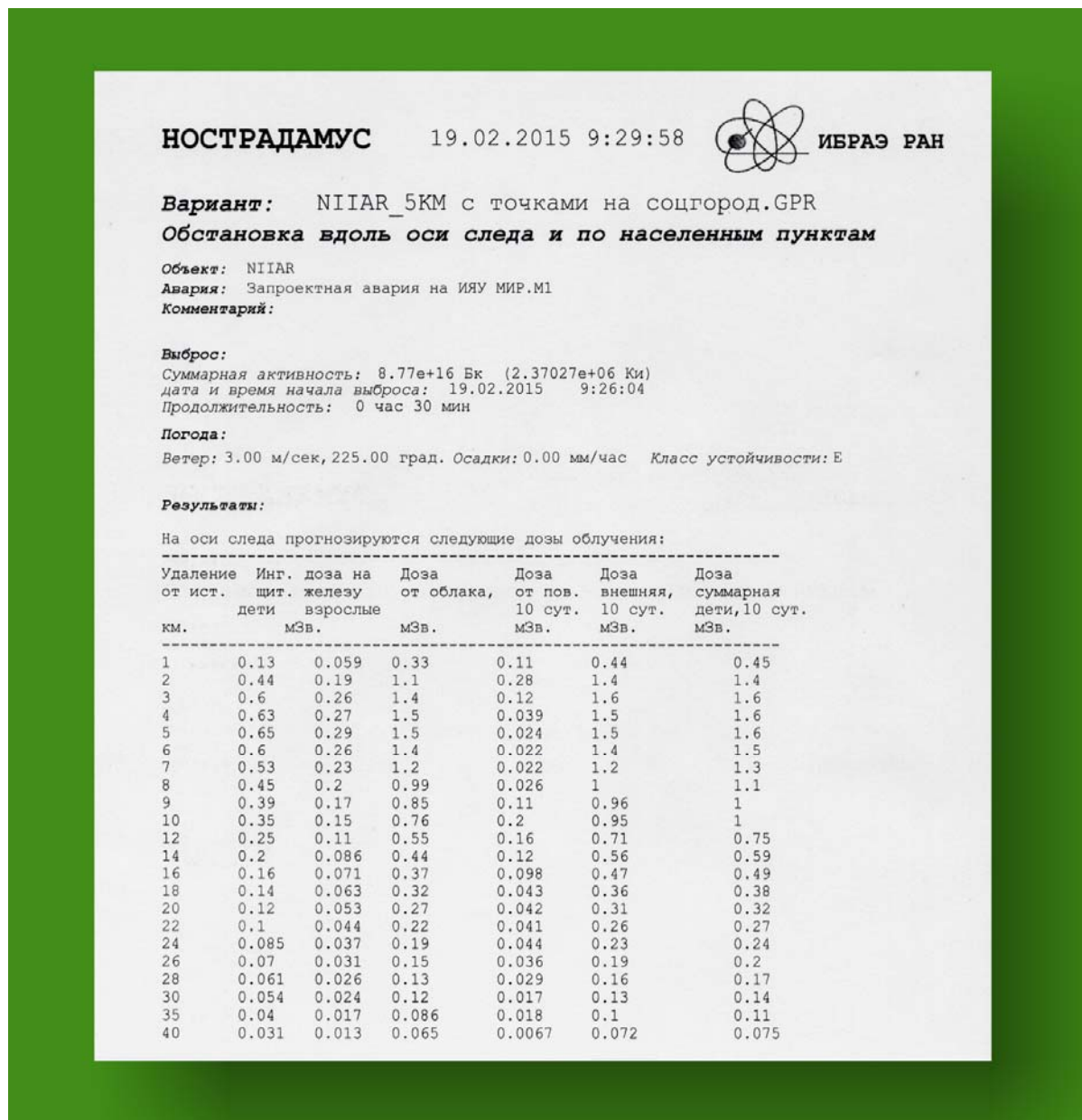


Рис. 6.1. Вид протокола расчёта дозы облучения населения при аварийном выбросе (дата и время предполагаемого выброса заданы условно)

В.Д. Кизин, В.В. Коняшов

РАЗВИТИЕ ЕДИНОЙ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

В рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» ещё в 2008 году была разработана программа развития единой системы контроля радиационной безопасности института. В процессе реализации её концепции и требований был проведён целый ряд работ, таких как:

- ◆ модернизация автоматизированной системы радиационного контроля зданий отделения реакторного материаловедения, разработка технических заданий на создание автоматизированной системы радиационного контроля на новых участках этих зданий;
- ◆ введение в эксплуатацию автоматизированной системы радиационного контроля комплекса по переработке жидких радиоактивных отходов;
- ◆ модернизация автоматизированной системы радиационного контроля реакторных установок РБТ-10/2, СМ и РБТ-6;
- ◆ модернизация автоматизированной системы радиационного контроля комплекса контроля выбросов на здании вентиляционного центра института;
- ◆ введение в эксплуатацию автоматизированной системы радиационного контроля топливного комплекса для производства тепловыделяющих сборок;
- ◆ создание автоматизированной системы контроля радиоактивного загрязнения персонала при выходе со зданий реакторных установок БОР-60, МИР и зданий отделения реакторного материаловедения, а также проходной института, входящих в систему учёта и контроля ядерных материалов института;
- ◆ совершенствование системы индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения персонала: замена индивидуальных дозиметров, имеющих большую степень износа, на современные измерительные комплексы термолюминесцентной дозиметрии АКВДК-301;
- ◆ создание автоматизированного рабочего места по оценке индивидуальных радиационных рисков персонала.

В настоящее время многие технические средства нижнего и верхнего уровня систем радиационного контроля выработали свой ресурс и требуют замены. Требуется практически полная замена всего оборудования многих систем радиационного контроля. Кроме того, проекты по созданию систем радиационного контроля, разработанные пять-шесть лет назад, устарели. Они разрабатывались под старую материальную базу. А за это время полностью сменилась номенклатура оборудования, появились новые разработки, принципиально отличающиеся от тех, что были раньше. Промышленность, выпускающая оборудование нижнего уровня для автоматизированных систем контроля радиационной обстановки, шагнула далеко вперед. Сейчас практически все предприятия изготавливают блоки детектирования с микроконтроллерным управлением, связь которых с внешними устройствами осуществляется по интерфейсам RS-485 или Ethernet. Появление такого оборудования требует новых подходов к разработке автоматизированных систем, в том числе и к разработке технических заданий на создание автоматизированных систем радиационного контроля, проектной документации как на вновь создаваемые системы, так и на запланированные к модернизации.

В 2014 году была разработана и сейчас находится в стадии обсуждения и утверждения новая программа развития единой системы контроля радиационной безопасности, которая учитывает современные тенденции развития автоматизированных систем радиационного контроля и оборудования.

Предполагается использование единой системы контроля радиационной безопасности и в интегрированной интеллектуальной системе контроля и управления безопасностью объектов АО «ГНЦ НИИАР» в качестве основной оперативной системы контроля безопасности радиационно опасных объектов. Единая система контроля радиационной безопасности, включая и информационно-измерительные системы самих объектов, позволит оперативно контролировать техническое и радиационное состояние, прогнозировать развитие аварий, давать справочную и рекомендательную информацию персоналу и руководству организаций при проведении работ по управлению безопасностью в аварийных условиях (поддержка принятия решений).

Для реализации поставленных задач необходимо решение вопросов, связанных с модернизацией технической части единой системы контроля радиационной безопасности и созданием необходимых программных средств. Потребуется и создание значительного числа автоматизированных рабочих мест для широкого круга пользователей — от экспертов до руководителей Госкорпорации «Росатом». В рамках этой работы необходимо провести анализ текущего состояния единой системы контроля радиационной безопасности, объёма и вида хранимой информации.

Анализ данной информации необходим и для решения вопроса о применимости единой системы контроля радиационной безопасности для формирования показателей комплексной безопасности создаваемой интегрированной системы контроля и управления безопасностью исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР» как составной части интегрированной системы контроля и управления безопасностью атомной отрасли.

Перечисленные выше работы уже начаты в рамках технического задания на выполнение предварительного анализа текущего состояния систем в области управления безопасностью на исследовательских ядерных установках. Единая система контроля радиационной безопасности входит в список существующих систем в области управления безопасностью на исследовательских ядерных установках, что отражено в техническом отчёте института «Оценка актуального состояния существующих систем в области управления безопасностью предприятия».

За прошедший год в управлении радиационной безопасности разработаны и утверждены главным инженером института технические задания на создание автоматизированных систем радиационного контроля зданий:

- ◆ радиохимического отделения (рис. 6.2) (в соответствии с данным заданием департаментом по проектированию и конструированию разработан технический проект автоматизированной системы радиационного контроля);
- ◆ комплекса по производству радионуклидов на площадке АО «ГНЦ НИИАР» (проект разрабатывается департаментом по проектированию и конструированию совместно с конструкторской группой ФГБОУ ВПО «Ульяновский государственный университет»);
- ◆ отделения радионуклидных источников и препаратов.

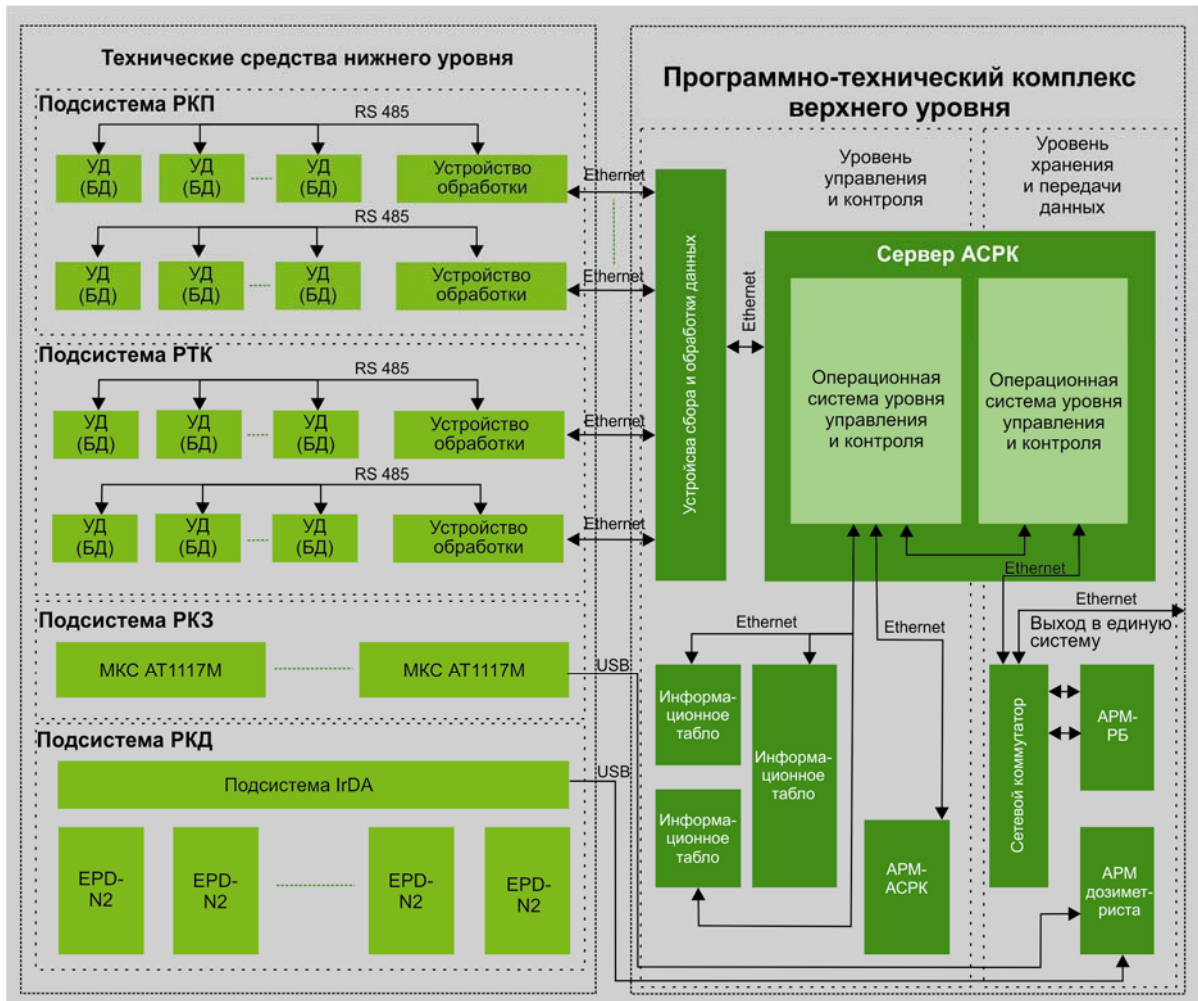


Рис. 6.2. Схема автоматизированной системы радиационного контроля здания радиохимического отделения

Г.В. Теплов

МОДЕРНИЗАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ ЕДИНОЙ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

В течение 2014 года группой разработок технических средств радиационного контроля управления радиационной безопасностью осуществлялись работы по модернизации и расширению единой системы контроля радиационной безопасности института. Единая система контроля радиационной безопасности включает в себя системы индивидуального дозиметрического контроля, контроля загрязнения территории и персонала, автоматизированные системы радиационного контроля радиационно опасных объектов.

Проводилась модернизация оборудования автоматизированной системы радиационного контроля объектов второго уровня (системы сбора и обработки данных) и третьего уровня (системы передачи и хранения радиационных параметров), в рамках которой:

- ◆ обновлено оборудование системы оперативного контроля выбросов на высотной трубе вентиляционного центра института, добавлены каналы измерения влажности и температуры, необходимые для расчётов радиационной обстановки;
- ◆ заменён центральный серверный компьютер, осуществляющий сбор и хранение данных единой системы контроля радиационной безопасности института;
- ◆ к единой системе контроля радиационной безопасности подключён центральный пост радиационных параметров территории института;
- ◆ запущена в опытную эксплуатацию новая автоматизированная система радиационного контроля на центральном складе ядерных материалов управления хранения транспортировки и учёта контроля спецпродукции;
- ◆ разработан и установлен блок управления системой аварийной сигнализации при возникновении самоподдерживающейся ядерной цепной реакции деления для участка производства топлива химико-технологического отделения;
- ◆ для автоматизированной системы радиационного контроля «Молибден-2» введён канал измерения мощности эквивалентной дозы излучения прибором Almo3, являющимся частью стандартного оборудования установки;
- ◆ на всех автоматизированных системах радиационного контроля объектов проведено обновление локальных серверов и программного обеспечения верхнего уровня;
- ◆ введены в опытную эксплуатацию пешеходные порталные мониторы, обеспечивающие обнаружение радиоактивного загрязнения персонала, несанкционированного проноса радиоактивных и делящихся материалов;
- ◆ введена в эксплуатацию вторая очередь комплекса автоматического индивидуального дозиметрического контроля с гамма- и нейтронными дозиметрами для индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения персонала АО «ГНЦ НИИАР».

Станислав А. Муралёв, Сергей А. Муралёв, А.А. Гончар

МОДЕРНИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ ОПЕРАТИВНОГО КОНТРОЛЯ ВЫБРОСОВ ИНСТИТУТА

При выполнении комплекса мероприятий, связанных с соблюдением норм радиационной безопасности института по выбросам радионуклидов в атмосферу, необходима объективная информация о составе, объёме и активности этих выбросов. В АО «ГНЦ НИИАР» в соответствии с регламентом контроля выбросов радиоактивных веществ предусмотрено измерение таких параметров среды, проходящей через вентиляционную систему института, как:

- ◆ состав и активность выброса инертных радиоактивных газов, радиоактивного иода и гамма-излучающих аэрозолей, измеряемые проточными гамма-спектрометрами;
- ◆ активность альфа-излучающих аэрозолей и бета-излучателя стронция-90, измеряемая путём радиохимической подготовки проб, радиометрическим и расчётными методами;
- ◆ активность трития, измеряемая методом улавливания паров с помощью специальной ловушки, последующей десорбции и жидкостносцинтилляционной радиометрии;
- ◆ активность инертных радиоактивных газов, альфа-, бета-излучающих аэрозолей и паров иода-131, измеряемая с помощью стационарной системы оперативного контроля выбросов.

В данной работе представлены результаты проведённой в 2014 году модернизации автоматической системы радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов.

Автоматическая система радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов института была введена в эксплуатацию в ноябре 1990 года. Она включала в себя программное обеспечение с использованием мини-ЭВМ ДВК-3М. В 1994 году физически и морально устаревшие ДВК-3М были заменены на современную для тех лет вычислительную технику, для чего были разработаны и изготовлены адаптеры связи и переписано программное обеспечение на языке более высокого уровня. В декабре 1995 года новая система с одним концентратором сигналов УИМ-90 была сдана в опытную эксплуатацию, а в мае 1996 года была поставлена новая версия программного обеспечения, которое реализовало работу одного компьютера уже с двумя концентраторами сигналов УИМ-90-06.

В состав стационарной системы оперативного контроля выбросов института, введённой в эксплуатацию в 1999 году, входили:

- ◆ блоки детектирования: БДГБ-02П и БДАА-01П — для измерения объёмной активности бета-излучающих инертных газов (9 шт.) и объёмной активности альфа-активных аэрозолей (1 шт.) соответственно;
- ◆ установки: УДАС-03П (2 шт.), УДАС-02П (2 шт.), УДАГ-03П (1 шт.) — для измерения в размещённом и совмещённом режимах объёмной активности альфа- и бета-активных аэрозолей;
- ◆ датчик мощности гамма-излучения БДМГ-41-01 (1 шт.);
- ◆ датчики бета-активности аэрозолей ФД-08 (8 шт.);
- ◆ стойки вычислительные с концентраторами сигналов УИМ-90-06 (2 шт.);
- ◆ компьютер (1 шт.).

Ёмкость автоматической системы радиационного контроля в такой конфигурации составила 32 измерительных канала (две стойки УИМ по 16 каналов в каждой).

Основой автоматической системы радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов стали блоки детектирования типа БДГБ-02П, потому что основной вклад в суммарную активность всех радионуклидов вносят именно выбросы инертных радиоактивных газов — около 98 %. Вклад в суммарную активность всех бета-, гамма- и альфа-излучающих аэрозолей при нормальной эксплуатации незначителен: их активность составляет не более 2 % от общей суммы выбросов.

Состав автоматической системы радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов по состоянию на 2014 год представлен на рис. 6.3.

Состо...	№ кан...	Название БД	Размещение	Режим изм.	Значение	Ед.изм	К-во и...	Время из...	Активность
<input checked="" type="checkbox"/>	1	БДГБ-02П	труба	Газ.	2.24e+05	Бк/куб.м	185	10:57:05	5.49e+11 Бк
<input type="checkbox"/>	8	УДАС-02П	труба	Бета раз.	0.00e+00	Бк	0	0:00:00	0.00e+00 Бк
<input type="checkbox"/>	2	БДГБ-02П	кат.1 ВЦ	Газ.	1.17e+05	Бк/куб.м	185	10:57:05	1.69e+11 Бк
<input type="checkbox"/>	3	БДГБ-02П	кат.2 ВЦ	Газ.	6.56e+05	Бк/куб.м	185	10:57:05	7.61e+11 Бк
<input type="checkbox"/>	4	БДГБ-02П	кат.3 ВЦ	Газ.	5.50e+04	Бк/куб.м	185	10:57:05	4.60e+08 Бк
<input type="checkbox"/>	5	БДГБ-02П	кат.4 ВЦ	Газ.	4.99e+04	Бк/куб.м	185	10:57:05	6.40e+08 Бк
<input type="checkbox"/>	6	БДГБ-02П	кат.5 ВЦ	Газ.	2.97e+05	Бк/куб.м	185	10:57:05	2.10e+10 Бк
<input type="checkbox"/>	7	УДАГ-03П	кат.2 ВЦ	Йод сов.	0.00e+00	Бк.	0	12:46:46	0.00e+00 Бк
<input type="checkbox"/>	1	ФД-08	кат.1 ВЦ	Бета сов.	5.64e+08	Бк.	20	9:51:41	5.64e+08 Бк
<input type="checkbox"/>	2	ФД-08	кат.2 ВЦ	Бета сов.	3.11e+08	Бк.	99	10:56:39	3.11e+08 Бк
<input type="checkbox"/>	3	ФД-08	кат.3 ВЦ	Бета сов.	1.50e+05	Бк.	60	10:56:39	1.50e+05 Бк
<input type="checkbox"/>	4	ФД-08	кат.4 ВЦ	Бета сов.	6.43e+07	Бк.	863	10:58:09	6.43e+07 Бк
<input type="checkbox"/>	5	ФД-08	кат.5 ВЦ	Бета сов.	1.66e+08	Бк.	70	10:56:39	1.66e+08 Бк
<input type="checkbox"/>	6	ФД-08	дк.04 кат.2	Бета сов.	2.01e+09	Бк.	44	10:54:24	2.01e+09 Бк
<input type="checkbox"/>	7	ФД-08	дк.01 кат.2	Бета сов.	2.77e+07	Бк.	43	10:54:24	2.77e+07 Бк
<input type="checkbox"/>	8	ФД-08	сдувка зд.120	Бета сов.	1.90e+03	Бк.	88	10:56:39	1.90e+03 Бк

Рис. 6.3. Состав автоматической системы радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов до модернизации

Для замены выходящих из строя УИМ-90 были изготовлены блоки БПХ-08М (рис. 6.4, а) — новые восьмиканальные контроллеры сбора информации второго уровня, предназначенные для круглосуточной работы с датчиками систем радиационного контроля. Для возможности подключения к БПХ-08М датчиков ФД-08 и БДМГ-41, требующих высоковольтного питания (+ 400 В), были разработаны и изготовлены восьмиканальные блоки питания-сопряжения БПС-2-08 (рис. 6.4, б). Отдельно было написано новое программное обеспечение RSC-2.0, главная особенность которого — работа с базами данных в формате SQL (предыдущая версия использовала формат Access'97 и требовала большего внимания при обслуживании).



а



б

Рис. 6.4. Внешний вид блоков БПХ-08М (а) и БПС-2-08 (б)

Все работы по замене УИМ-90 на блоки БПХ-08М были проведены в августе 2014 года во время недельного планового предупредительного ремонта вентиляционного центра. Кроме перевода измерительных каналов на БПХ, восстановления неисполь-

зуемых каналов, ремонта неисправных датчиков, были также подключены установки измерения влажности и температуры среды в вентиляционной трубе. В результате проведённых работ добавились следующие каналы измерений (с указанием места их размещения и характеристики режима измерений):

- ◆ иода-131, гамма-совмещённый (УДАС-02П);
- ◆ иода-131, гамма-размещённый (УДАС-02П);
- ◆ иода, гамма-совмещённый (УДАГ-03П);
- ◆ альфа-аэрозолей (БДАА-01П);
- ◆ бета-аэрозолей, размещённый (УДАС-03П);
- ◆ бета-аэрозолей, совмещённый (УДАС-03П);
- ◆ альфа-аэрозолей, размещённый (УДАС-03П);
- ◆ температура среды;
- ◆ влажности среды (рис. 6.5).

Сост.	Задача	Номер	Блок	Канал	Название	Название БД	Размещение	Значение	Ед. изм.
	RSC114	1	4	1	ОА ИРГ/ВТ	БДГБ-02П	труба	1.892E+05	Бк./куб.м
	RSC114	2	3	4	а-золи/р	УДАС-03П	труба	0.000E+00	Бк.
	RSC114	4	3	5	йод-g/c	УДАС-02П	труба	0.000E+00	Бк.
	RSC114	5	1	1	ОА ИРГ /рз	БДГБ-02П	труба	2.072E+05	Бк./куб.м
	RSC114	6	3	6	йод-g/р	УДАС-02П	труба	0.000E+00	Бк.
	RSC114	8	1	8	йод-b/р	УДАС-02П	труба	0.000E+00	Бк.
	RSC114	9	1	2	ОА ИРГ/К1	БДГБ-02П	кат.1 ВЦ	1.241E+05	Бк./куб.м
	RSC114	10	1	3	ОА ИРГ/К2	БДГБ-02П	кат.2 ВЦ	6.636E+05	Бк./куб.м
	RSC114	11	1	4	ОА ИРГ/К3	БДГБ-02П	кат.3 ВЦ	6.611E+04	Бк./куб.м
	RSC114	12	1	5	ОА ИРГ/К4	БДГБ-02П	кат.4 ВЦ	4.147E+04	Бк./куб.м
	RSC114	13	1	6	ОА ИРГ/К5	БДГБ-02П	кат.5 ВЦ	3.569E+05	Бк./куб.м
	RSC114	14	1	7	йод-g/К2	УДАГ-03П	кат.2 ВЦ	0.000E+00	Бк.
	RSC114	15	4	3	Фон ИРГ/ВТ	БДГБ-02П	труба/фон	6.086E+04	Бк./куб.м
	RSC114	16	4	2	ОА ИРГ/ав	БДГБ-02П	труба/ав	0.000E+00	Бк./куб.м
	RSC114	18	3	2	б-золи/р рз	УДАС-03П	труба	1.611E+09	Бк.
	RSC114	20	3	8	а-золи/НСИ	БДАА-01П	труба	9.850E+08	Бк.
	RSC114	21	4	5	б-золи/НСИ	БДМГ	труба	3.850E+07	Бк.
	RSC114	25	2	1	б-золи/К1	ФД-08	кат.1 ВЦ	5.636E+08	Бк.
	RSC114	26	2	2	б-золи/К2	ФД-08	кат.2 ВЦ	3.237E+08	Бк.
	RSC114	27	2	3	б-золи/К3	ФД-08	кат.3 ВЦ	1.628E+05	Бк.
	RSC114	28	2	4	б-золи/К4	ФД-08	кат.4 ВЦ	6.329E+07	Бк.
	RSC114	29	2	5	б-золи/К5	ФД-08	кат.5 ВЦ	1.624E+08	Бк.
	RSC114	30	2	6	б-золи/ДК4	ФД-08	дк.04 кат.2	2.005E+09	Бк.
	RSC114	31	2	7	б-золи/ДК1	ФД-08	дк.01 кат.2	2.772E+07	Бк.
	RSC114	32	2	8	б-золи/сд	ФД-08	сдввка зд.120	1.901E+03	Бк.
	RSC114	34	4	6	б-золи/ДК4	ФД-08	резерв	0.000E+00	Бк.
	RSC114	35	4	7	б-золи/ДК1	ФД-08	резерв	0.000E+00	Бк.
	RSC114	36	4	8	б-золи/сд	ФД-08	резерв	0.000E+00	Бк.
	RSC114	37	3	1	б-золи/с рз	УДАС-03П	труба	1.677E+10	Бк.
	RSC114	38	4	4	ИРГ	БДГБ-02П	резерв	0.000E+00	Бк.
	RSC114	39	3	3	а-золи/с рз	УДАС-03П	труба	0.000E+00	Бк.
	RSC114	40	3	7	йод-b/р	УДАС-02П	труба	2.548E+09	Бк.

Рис. 6.5. Состав автоматической системы радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов после модернизации

Все каналы, включая вновь добавленные, были протестированы на работоспособность согласно «Методике метрологической аттестации измерительных каналов автоматизированной системы оперативного контроля газоаerosольных выбросов АО "ГНЦ НИИАР"» и техническому решению о внедрении бездемонтажного метода поверки измерительных каналов стационарной системы оперативного контроля выбросов.

В рамках модернизации автоматической системы радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов фонари сигнализации БСР-19П были заменены на светодиодные (рис. 6.6), с увеличенным ресурсом — до 8 лет без замены светоизлучающего компонента.



Рис. 6.6. Внешний вид светодиодных фонарей сигнализации

Главные преимущества новой системы автоматической системы радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов: надёжность, удобство в работе, увеличенный срок эксплуатации, стандартный интерфейс связи, возможность модульного наращивания при необходимости, уменьшенный шум и потребление электроэнергии, современные недефицитные комплектующие для ремонта — уже частично доказала её эксплуатация в течение прошедших месяцев.

В дальнейшем к автоматической системе радиационного контроля стационарной системы оперативного контроля выбросов планируется добавить еще один канал измерения скорости воздушного потока. В настоящее время оборудование для этого канала проходит тестирование в лабораторных условиях.

Сергей А. Муралёв

МОДЕРНИЗАЦИЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

В АО «ГНЦ НИИАР» проводились работы по модернизации информационной системы индивидуального дозиметрического контроля персонала. В связи с изменением шифров подразделений института были изменены все приложения, входящие в состав данной системы, для корректной работы программного обеспечения. Был изменен размер некоторых полей в таблицах базы данных на сервере и в локальных базах данных (для оформления допуска на проведение радиационно опасных работ), внесены изменения в хранимые процедуры и представления на сервере, созданы новые загрузочные файлы для следующих приложений: «ИДК-Персонал», «ИДК-Администратор», «ИДК-Справочник», «ИДК-Анализ», «ИДК-Допуск», «ИДК-Анализ допуска».

Для оформления допуска на проведение радиационно опасных работ на рабочие места был установлен автоматизированный комплекс «ИДК-Допуск», который состоит

из двух приложений, локальной базы данных в формате Access и вспомогательных текстовых файлов. Первое приложение «ИДК-Допуск» предназначено для оформления допуска на проведение радиационно опасных работ и осуществление централизованного сбора исходной структурированной информации о работах. Второе приложение «ИДК-Анализ допуска» предназначено для просмотра оформленных и закрытых сведений по допускам, расположенных в серверной базе данных, анализа и планирования дозовых нагрузок персонала. На всех объектах института было организовано обучение персонала работе с программным комплексом и переданы инструкции по эксплуатации комплекса «ИДК-Допуск».

Проведена работа по разработке программы для переноса информации о дозах облучения персонала за год из базы данных системы на сервере в локальную базу данных формата FOXPRO. Необходимость этой работы объясняется тем, что годовой отчёт формируется новой сторонней программой FF-12, которая использует для хранения информации свою базу данных — локальную базу данных формата FOXPRO. Программа для переноса информации является частью приложения «ИДК-Анализ» и запускается из меню «Отчёты» на форме «Отчётные документы ИДК».

Внесены изменения в программное обеспечение для переноса данных с измерительного комплекса системы индивидуального дозиметрического контроля персонала в базу данных этой системы. Для более корректной работы программы перед процессом переноса информации оператору необходимо выбрать тип контроля (текущий или оперативный) и контролируемый параметр (всё тело, живот или кисти). В процессе переноса информации с измерительного комплекса АКИДК-301 проводится проверка на наличие одинаковых записей в базе данных системы индивидуального дозиметрического контроля персонала на сервере во избежание создания исключительной ситуации. Если переносимая информация в базе данных уже есть, то производится запись в журнал ошибок с указанием даты измерения, табельного номера и параметра измерения. Журнал создан в формате текстового файла («Журнал переноса данных.txt») и должен быть расположен в папке вместе с исполняемым файлом. В новую версию программы также были добавлены следующие функции:

- ◆ печати данных внешнего облучения персонала института, так как появилась необходимость дублирования информации;
- ◆ переноса результатов измерений индивидуальных доз для персонала из сторонних организаций. Для определения места работы персонала извлекается информация из локальной базы данных (таблицы tblPersonal и tblCpCombine). При переносе измеренной дозы в серверную базу данных название организации, в которой работает сотрудник, добавляется к идентификатору сотрудника.

Проведены работы по адаптации программного комплекса системы индивидуального дозиметрического контроля персонала к работе в системе Windows 7. Во время компиляции были устранены возникающие ошибки и были собраны новые исполняемые модули. Были адаптированы два приложения: «ИДК-Анализ» для анализа информации по индивидуальному дозиметрическому контролю и «ИДК-Допуск» для оформления допуска на проведение радиационно опасных работ.

Начата разработка нового приложения «ИДК-Анализ допуска» для просмотра и анализа сведений о допусках на проведение радиационно опасных работ, хранящихся на сервере в базе данных системы индивидуального дозиметрического контроля персонала. Разработка нового приложения ведётся на объектно-ориентированном языке программирования C#, который является более современным и совместимым с Windows 7. Внешний вид форм и окон остаётся в прежнем виде,

привычном для пользователя, кроме графиков, которые будут открываться в отдельном окне. Реализована главная форма приложения, а также:

- ◆ функция поиска по номеру допуска и дате;
- ◆ фильтрация данных по различным параметрам: номеру помещения, типу работ, параметру контроля, величине дозы и прочему;
- ◆ выведение на экран дополнительных сведений о допуске: его характеристике, радиационной обстановке на рабочем месте до и после проведения работ, степени загрязнения средств индивидуальной защиты, величине дозы, информации о лицах, предоставивших допуск и другое).

В дальнейшем планируется закончить разработку нового приложения «ИДК-Анализ допуска» и установить его на рабочие места пользователей.

И.В. Серебрякова

РАЗРАБОТКА РЕКОМЕНДАЦИЙ ПО СОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ МОНИТОРИНГА СОСТОЯНИЯ НЕДР БЛИЖНЕЙ ЗОНЫ ХРАНИЛИЩ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Согласно «Концепции объектного мониторинга состояния недр на предприятиях и в организациях Госкорпорации "Росатом"» большое количество ядерных и радиационных опасных объектов, которые непосредственно оказывают воздействие на геологическую среду или могут оказать такое воздействие, требует применения современных методов и средств контроля, комплексного анализа и прогнозирования для обеспечения необходимого уровня экологической безопасности вокруг ядерных и радиационных опасных объектов, особенно для недр, где происходит накопление техногенных радионуклидов в течение длительного времени.

В содержание объектного мониторинга состояния недр входит как проведение систематических наблюдений за их состоянием, так и оценка целостности защитных барьеров хранилищ радиоактивных отходов, систематизация информации о состоянии геологической среды и факторах, оказывающих на неё негативное воздействие.

Объектом исследований данной работы является ближняя зона хранилищ твёрдых радиоактивных отходов АО «ГНЦ НИИАР», а целью — разработка рекомендаций по совершенствованию мониторинга состояния недр ближней зоны хранилищ твёрдых радиоактивных отходов для получения объективной и достоверной информации о радиационном и экологическом состоянии грунтовых вод в зоне влияния хранилищ твёрдых радиоактивных отходов.

В АО «ГНЦ НИИАР» несколько хранилищ твёрдых радиоактивных отходов. Хранилище среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов — пункт долговременного хранения отходов, образующихся в результате научно-производственной деятельности предприятия. Хранилище эксплуатируется с 1963 года и представляет собой железобетонный бункер, разделённый на отсеки, имеющие защитное перекрытие и разгрузочные люки, закрываемые железобетонными плитами и пробками. В настоящее время хранилище заполнено и размещение радиоактивных отходов в нём завершено. Для мониторинга

вероятного радиоактивного загрязнения грунтовых вод в ближней зоне хранилища были оборудованы семь контрольных дозиметрических скважин, две из которых были ликвидированы при проведении более поздних строительных работ.

Хранилище высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов — пункт долговременного хранения отходов, принят в эксплуатацию в 1986 году. Хранилище расположено в отдельном здании, состоящем из надземной и подземной частей. Надземная часть построена с целью повышения надёжности укрытия хранилища от атмосферных осадков. Подземные отсеки хранения расположены в зале и имеют защитное перекрытие, разгрузочные люки. Вокруг здания устроена обваловка насыпным грунтом до отметки + 3,000 с целью защиты от гамма-излучения. Для мониторинга вероятного радиоактивного загрязнения грунтовых вод в ближней зоне хранилища были оборудованы четыре контрольные дозиметрические скважины.

Хранилище низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов — пункт долговременного хранения отходов, эксплуатируется с 1962 года. Хранилище (сооружение) открытого типа, расположено на отдельной, огороженной территории. Местами хранения твёрдых радиоактивных отходов являются подземные траншеи, в которые помещают отходы: обтирочный материал, плёнку, бумагу, грунт, строительный мусор и прочее. Доставка и разгрузка твёрдых радиоактивных отходов в траншеи производится с помощью спецтранспорта. Естественным барьером на пути распространения радиоактивного загрязнения является природный грунт. Для мониторинга вероятного радиоактивного загрязнения грунтовых вод в ближней зоне хранилища были оборудованы пять контрольных дозиметрических скважин.

По назначению контрольные дозиметрические скважины предназначены для осуществления:

- ◆ оперативного мониторинга миграции техногенных радионуклидов методом гамма-каротажа;
- ◆ контроля за изменением уровня грунтовых вод;
- ◆ отбора проб грунтовой воды для лабораторного анализа радионуклидного состава и удельной активности техногенных радионуклидов, а также химических веществ в соответствии с программой объектового мониторинга состояния недр.

Исследования включали в себя:

- ◆ сбор, анализ и систематизацию материалов ранее проведённых радиационных обследований хранилищ твёрдых радиоактивных отходов и прилегающей территории за период с 2009 по 2013 год;
- ◆ анализ гидрогеологических условий площадки размещения хранилищ для определения направления основных инфильтрационных потоков грунтовых вод и возможной миграции техногенных радионуклидов в ближней зоне хранилищ твёрдых радиоактивных отходов;
- ◆ разработка рекомендаций по совершенствованию мониторинга состояния недр ближней зоны хранилищ твёрдых радиоактивных отходов.

Результаты выполненных работ:

1. В процессе проведения пешеходной гамма-съёмки прилегающей территории хранилища среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов на поверхности хранилища выявлено повышение радиационного фона, обусловленное излучением от твёрдых радиоактивных отходов, размещённых в отсеках. Наибольшее значение мощности эффективной дозы на поверхности хранилища зафиксировано над крышкой одного из отсеков, не имеющей железобетонной пробки. В ближней зоне хранилища обнаружены несколько участков с повышенным радиационным фоном.

2. По результатам радиационного обследования хранилища низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов определены участки с повышенным значением мощности эффективной дозы. Определена граница размещения траншей с твёрдыми радиоактивными отходами и их площадь.

3. При радиационном обследовании хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов установлено, что на всей территории ближней зоны техногенного загрязнения грунта не обнаружено и мощность дозы не превышают 1 мкЗв/ч (контрольный уровень института). По результатам гамма-каротажа контрольных дозиметрических скважин за весь период эксплуатации не обнаружено загрязнения грунтовых вод техногенными радионуклидами.

4. По результатам гидрогеологических изысканий в ближней зоне хранилища среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов установлено, что наиболее интенсивный инфильтрационный поток направлен от хранилища в южном и юго-западном направлениях. Из результатов комплексных исследований следует, что действующая система наблюдательных скважин не обеспечивает эффективный мониторинг миграции техногенных радионуклидов в ближней зоне хранилища среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов вследствие следующих недостатков:

- ◆ отсутствия наблюдательных скважин в северном направлении;
- ◆ ликвидации двух наблюдательных скважин, расположенных по направлению наиболее интенсивного инфильтрационного потока;
- ◆ нерабочего состояния некоторых скважин;
- ◆ значительной удалённости действующих контрольных дозиметрических скважин, расположенных в южном направлении, от хранилища.

5. По результатам гидрогеологических изысканий в ближней зоне хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов установлено, что наиболее интенсивный инфильтрационный поток направлен от хранилища в южном и юго-западном направлениях. Из результатов комплексных исследований следует, что действующая система наблюдательных скважин не обеспечивает эффективный мониторинг миграции техногенных радионуклидов в ближней зоне высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов вследствие следующих недостатков:

- ◆ расположения рабочей скважины в противоположном стоку грунтовых вод направлении от площадки хранилища и на значительном расстоянии (38 м) от хранилища;
- ◆ последствий строительных работ (одна из скважин завалена);
- ◆ нерабочего состояния части скважин;
- ◆ отсутствия наблюдательных скважин по направлению стока наиболее интенсивного инфильтрационного потока.

6. По результатам анализа гидрогеологических условий площадки хранилища низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов установлено, что участки размещения отходов обладают более высокими инфильтрационными характеристиками по сравнению с участками, не затронутыми техногенными воздействиями. Направление инфильтрационного потока в центральной части хранилища ориентировано в сторону северного направления. На периферийных участках поток имеет преимущественно южное и юго-восточное направление. Из результатов комплексных исследований следует, что действующая система наблюдательных скважин не обеспечивает эффективный мониторинг миграции техногенных радионуклидов в ближней зоне хранилища низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов вследствие следующих недостатков:

- ◆ последствий строительных работ (две контрольные дозиметрические скважины завалены);

- ◆ нерабочего состояния части скважин;
- ◆ отсутствия наблюдательных скважин в северо-восточном и юго-западном направлениях от площадки;
- ◆ отсутствия наблюдательных скважин внутри площадки хранилища, то есть в непосредственной близости от траншей с отходами.

Рекомендации по совершенствованию мониторинга состояния недр ближней зоны хранилищ твёрдых радиоактивных отходов:

1. Для улучшения мониторинга ближней зоны хранилища среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов в северном и северо-западном направлениях предлагается обустройство двух дополнительных контрольных скважин вдоль северо-западной профильной стены хранилища. Для более эффективного мониторинга грунтовых вод площадки хранилища в направлениях (южном и юго-западном) наиболее интенсивных инфильтрационных потоков предлагается обустроить четыре дополнительных контрольные скважины. Рекомендуемая схема расположения контрольных дозиметрических скважин на площадке хранилища среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов представлена на рис. 6.7.

Для улучшения мониторинга ближней зоны хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов в северном и северо-западном направлениях предлагается обустройство двух дополнительных контрольных дозиметрических скважин вдоль северо-западной профильной стены хранилища. Для более эффективного мониторинга грунтовых вод площадки хранилища в направлениях (южном и юго-западном) наиболее интенсивных фильтрационных потоков предлагается обустроить три дополнительных контрольные дозиметрические скважины в ближней зоне хранилищ твёрдых радиоактивных отходов (см. рис. 6.7).

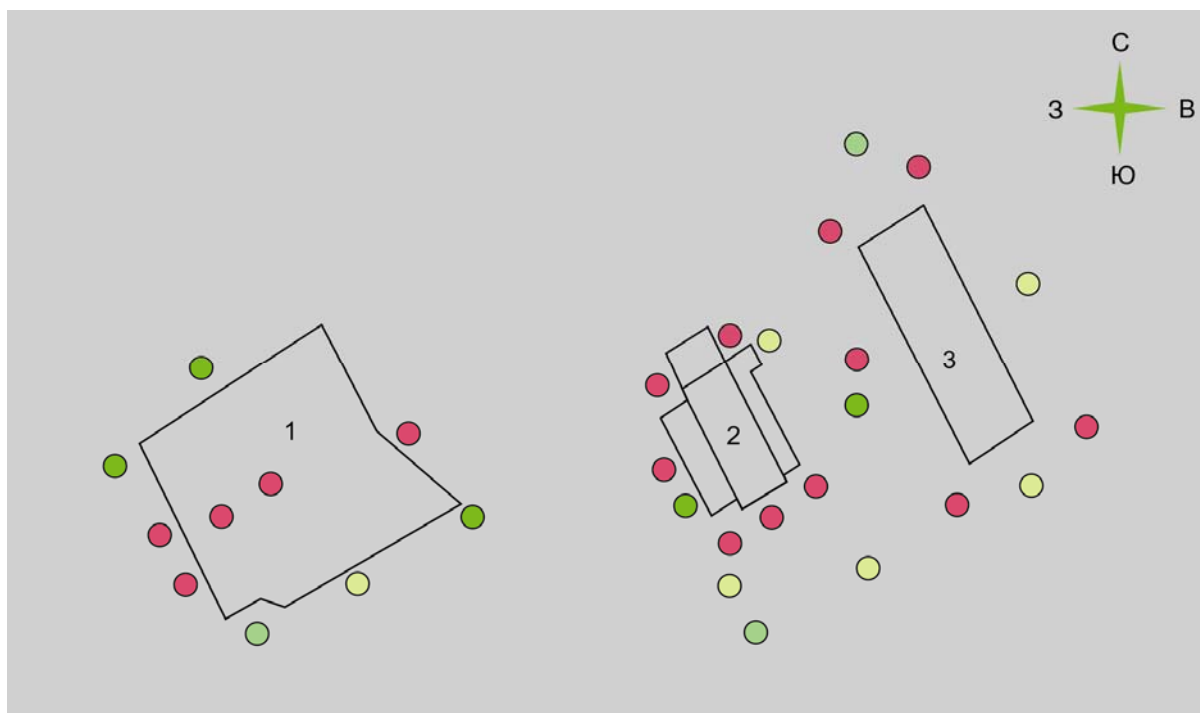


Рис. 6.7. Схема размещения контрольных дозиметрических скважин (○ — рабочих, ● — нерабочих, ● — засыпанных, ● — рекомендуемых дополнительно) в ближней зоне хранилища низко- (1), средне- (2) и высокоактивных (3) твёрдых радиоактивных отходов

2. Для создания эффективной системы мониторинга хранилища низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов рекомендуется бурение пяти дополнительных контрольных дозиметрических скважин. Выбор местоположения скважин базируется на результатах проведённой пешеходной гамма-съёмки (рис. 6.6). Четыре дополнительные контрольные дозиметрические скважины позволят контролировать возможное распространение радионуклидов в юго-западном направлении. В восточной части площадки предлагается пробурить одну дополнительную контрольную дозиметрическую скважину, которая будет находиться в непосредственной близости от заполняемой в настоящее время траншеи (изгиб периметра площадки). Данное расположение скважины позволит в перспективе контролировать возможный выход радионуклидов в окружающую среду из траншеи после её заполнения.

Рекомендуется также оборудовать новые дополнительные десять скважин наблюдения изменения гидродинамического потока. Сооружение новых профилей скважин позволит получать более достоверную информацию об изменении структуры гидродинамического потока и объективно оценивать потенциальную опасность выхода радионуклидов в окружающую среду. Расстояния между скважинами могут уточняться в зависимости от наличия подземных коммуникаций или иных стационарных объектов, ограничивающих доступ к точке бурения.

Мониторинг состояния недр ближней зоны хранилища твёрдых радиоактивных отходов является важным элементом в деле обеспечения безопасности долговременного хранения отходов. Система контроля дозиметрических скважин комплекса по обращению с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом была создана более сорока лет назад. За это время часть контрольно-дозиметрических скважин была ликвидирована в результате строительных работ, часть скважин находится в нерабочем состоянии. Произошло частичное перекрытие зон аэрации в результате строительства инженерных сооружений института, изменение (увеличение) фильтрационных свойств вмещающих пород в пределах приконтурных зон инженерных сооружений.

Темпы накопления твёрдых радиоактивных отходов в настоящее время превышают темпы их кондиционирования, что ведёт к накоплению как их объёма, так и активности отходов. Хранилище среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов уже заполнено полностью. Низкоактивные твёрдые радиоактивные отходы находятся в хранилище открытого типа, не оборудованном системой защитных инженерных барьеров. Возможное последствие такого хранения твёрдых радиоактивных отходов — загрязнение подземных вод.

Проведённые исследования позволили сформулировать основные рекомендации по расположению дополнительных контрольных дозиметрических скважин и совершенствованию мониторинга состояния недр ближней зоны хранилища твёрдых радиоактивных отходов. Полученные данные могут быть использованы для оптимизации имеющейся программы мониторинга подземных вод и грунтов на промплощадке № 1 АО «ГНЦ НИИАР» и положены в основу проекта объектного мониторинга состояния недр ближней зоны хранилища твёрдых радиоактивных отходов.

Е.В. Крайнов, В.В. Давыдов, Ю.А. Мамонова

АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО НАКОПЛЕНИЮ И МИГРАЦИИ ТРИТИЯ В КОНТУРАХ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БОР-60 ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МБИР

В рамках государственного контракта «Корректировка технического проекта реакторной установки МБИР и технических проектов оборудования исследовательской ядерной установки МБИР» выполнен аналитический обзор проведенных в НИИАРе в разные годы результатов исследований по вопросам радиационной безопасности реакторной установки БОР-60, связанных с тритием, а также аналогичных исследований на других реакторных установках с реактором на быстрых нейтронах и жидким натриевым теплоносителем (БН-350, БН-600). Собраны, обобщены, проанализированы данные научно-технических отчетов, технических справок, заданий, проектов, выполненных сотрудниками нашего института и других предприятий отрасли, как опубликованных, так и не опубликованных в открытой печати, а также докладов и статей отечественных и зарубежных авторов. На основании собранного материала был выпущен обзор на 80 страницах, содержащий 23 рисунка, 17 таблиц, 37 ссылок на литературные источники и состоящий из следующих глав:

1. **Реакторная установка БОР-60:** рассмотрены параметры, схема и состав оборудования БОР-60 как прототипа установки МБИР.

2. **Источники образования трития:** описаны реакции и формулы расчёта накопления трития при тройном делении изотопов урана и плутония и облучении элементов и примесей в топливе, регулирующих стержнях с бором, конструкционных материалах, натриевом теплоносителе и защитном газе; показано, что основным источником трития в теплоносителе является тройное деление в топливе и диффузия образовавшегося трития сквозь оболочки твэлов; заметный вклад могут вносить реакции облучения бора.

3. **Распределение трития в реакторных контурах:** даны расчёты коэффициентов проницаемости протия, дейтерия и трития сквозь стенки оборудования реакторных контуров; приведены уравнения массопереноса в натриевых контурах и результаты вариационных расчётов переноса и распределения изотопов водорода в стационарных режимах работы реактора и при отключении холодных ловушек; рассмотрены экспериментальные данные в сравнении с результатами расчётов.

Результаты показали, что в первом и втором контурах наибольшая проницаемость для трития отмечается у горячих участков трубопровода, проницаемость холодных — на порядок ниже, а проницаемость корпуса реактора и насосов пренебрежимо мала. Установлено, что при работе холодных ловушек первого контура более 99 % поступающего из топлива в натриевый теплоноситель трития удерживается в этих ловушках. Сравнение расчётных значений концентрации трития и водорода в технологических средах реактора БОР-60 с экспериментальными данными показало их хорошее согласие, при этом в ходе вариационных расчётов для лучшего совпадения были уточнены значения некоторых параметров. Совпадение результатов свидетельствует о правильности выбора методики расчёта источников образования, активности, закономерностей распределения и потоков миграции трития в технологических контурах подобных установок с быстрым реактором и натриевым теплоносителем. Это важно для решения основных вопросов в сфере радиационной безопасности работающих и проектируемых установок, в частности для оценки поступления трития в реакторные

помещения и далее в окружающую среду и радиационного воздействия на персонал и население.

4. **Методы и приборы контроля трития:** описаны общеизвестные и разработанные в НИИАРе для реактора БОР-60 методы и приборы отбора и обработки проб и измерения активности трития в натриевом теплоносителе, радиоактивном газе первого контура, защитном газе второго контура, холодных ловушках, воздухе рабочих помещений и спецвентиляции, воде третьего контура; показано, что контроль активности трития возможен практически во всех представляющих интерес объектах действующего реактора БОР-60 и, следовательно, любой проектируемой установке такого же типа.

5. **Аспекты радиационной опасности трития:** описаны особенности возможного радиационного воздействия трития и факторы, влияющие на облучение персонала и населения; приведены расчётные значения поступления трития в воздух рабочих помещений, окружающую среду и радиоактивные отходы с учётом экспериментальных данных об активности трития в реакторных средах реактора БОР-60; сделаны оценки радиационной опасности трития для персонала и населения при работе реакторных установок БОР-60 и МБИР.

Система обращения с жидкими и твёрдыми радиоактивными отходами практически исключает их поступление в окружающую среду как на территории установки, так и их хранилищ. Практически основным постоянным источником поступления радиоактивных веществ в окружающую среду является вентиляционный центр института. Несмотря на очистку воздуха на специальных фильтрах, часть радиоактивных аэрозолей, летучих форм иода и инертных радиоактивных газов выбрасывается через вентиляционную трубу в атмосферу. Оксидные и газообразные формы трития не фильтруются.

По расчётам поступление трития в газообразной форме сквозь стенки трубопроводов, а затем и выброс в атмосферу составляет от 33 до 82 МБк в сутки в зависимости от воздействия оксидных плёнок. Выброс при регенерации холодной ловушки составил 2 ГБк. Максимальная оценка этого источника выброса трития из реактора БОР-60 при коэффициенте нагрузки 0,7 составляет 23 ГБк в год.

Измеренная объёмная активность поступающего с установки БОР-60 трития в оксидной форме в воздухе спецвентиляции — 0,4–5,2 кБк/м³ в различные периоды работы реактора. Соответственно выброс равен 0,3–3,7 ГБк в сутки, а максимум — около 1 ТБк в год. Доля выброса, поступающего с реактора БОР-60, в контролируемый суммарный выброс трития предприятием — около 20 %. Такое поступление оксида трития в атмосферу по уровню возможного облучения населения от вдыхания на пять порядков меньше допустимого по санитарно-эпидемиологическим правилам и нормативам (НРБ-99/2009*).

Приведённые в работе сведения могут быть использованы при проектировании реакторных установок с быстрым реактором и натриевым теплоносителем, имеющим подобные реактору БОР-60 схему контуров и состав оборудования, в том числе при решении вопросов и обосновании радиационной безопасности, связанной с образующимся в реакторе тритием.

В табл. 6.1 представлены характеристики процесса образования трития при тройном делении основных изотопов, рассчитанные для различных зон реактора МБИР. Почти весь тритий (166 ГБк в сутки) за счёт диффузии поступит в натриевый теплоноситель. Существенным (от 10 до 40 %) в активность трития в теплоносителе может оказаться лишь вклад регулирующих стержней с бором. Таким образом, за макси-

* Нормы радиационной безопасности (НРБ-99 / 2009). Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

мальное значение образования трития в теплоносителе, необходимое для рассмотрения его радиационной опасности, можно принять значение в 280 ГБк в сутки.

Таблица 6.1

**Характеристики образования трития
 при делении основных изотопов в реакторе МБИР**

Изотоп	Вклад изотопов в деление, %		Выход трития при делении, отн. ед	Скорость образования трития, ГБк/сут			
	Активная зона	Торцевой экран		Активная зона	Торцевой экран		
		Нижний			Верхний	Нижний	Верхний
Уран-235	0,6	0,3	0,2	0,00020	0,86	0,43	0,29
Уран-238	7,1	0,8	0,7	0,00014	7,23	0,81	0,71
Плутоний-239	83,9	1,1	0,6	0,00025	152,32	1,99	1,08

Более 99 % от всего образующегося и распределяемого внутри контуров трития будет захвачено холодными ловушками первого и второго контуров. Из реакторных контуров в результате диффузии из натриевого теплоносителя сквозь стенки горячих участков трубопроводов поступит менее 0,3 % от всего трития.

Так как все трубопроводы реактора МБИР заключены в стальной страховочный кожух — трубы с толщиной стенки 10 мм, а защитная полость внутри кожуха заполнена инертным газом аргоном, практически исключается проникновение трития непосредственно в помещения установки. Теоретически возможный диффузионный поток из аргона сквозь стенку кожуха будет снижен в сотни-тысячи раз за счёт оксидной плёнки на его поверхности. Возможным источником попадания трития в окружающую среду могут быть лишь неорганизованные утечки и технологические сдувки аргона.

Все вентиляционные потоки установки МБИР удаляются в атмосферу через трубу высотой 100 м. Для максимальной оценки выброса принято значение 0,2 ТБк в год при коэффициенте нагрузки реактора 0,65. При таком выбросе рассчитанная с учётом метеорологических и технологических условий среднегодовая максимальная приземная объёмная активность трития в воздухе на расстоянии 2 км составляет $1,2 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³, что в миллион раз меньше допустимой объёмной активности для населения по НРБ-99/2009.

На основании приведённых оценок можно утверждать, что в аспектах, связанных с образованием трития, установка МБИР так же, как и действующая реакторная установка БОР-60, имеет большую степень радиационной безопасности по отношению к персоналу и населению при нормальной эксплуатации реактора. Радиационные последствия внештатных или аварийных ситуаций будут определяться другими радиоактивными продуктами.

А.А. Рыбин



7

РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

Номенклатура производимой продукции формировалась исходя из особенностей направлений основной деятельности АО «ГНЦ НИИАР». Конкурентоспособность продукции обеспечивается уникальной реакторной и исследовательской базой института.

Основные направления и используемые инструменты и формы международного сотрудничества представлены на рис. 7.1–7.2.



Рис. 7.1. Основные направления международного сотрудничества



Рис. 7.2. Основные используемые инструменты и формы сотрудничества

В отчётном году **совместные исследования** в области испытаний ядерного топлива и конструкционных материалов активных зон перспективных реакторных установок продолжались по контрактам, заключённым ранее.

Нашими традиционными партнёрами в области международного сотрудничества являются:

- ♦ **Компания «Терра Пауэр» (США).** С мая 2012 года реализуется контракт «Изучение радиационной стойкости конструкционных материалов реактора TWR при высокотемпературном облучении в реакторе БОР-60». Проведение экспериментов запланировано до 2020 года. В 2014 году приступили к следующему этапу сотрудничества — к исследованиям по облучению топливных материалов (рис. 7.3). Подписанный контракт на технико-экономическое обоснование рассчитан почти на два года из-за сложностей с изготовлением и доставкой такого вида топлива.

- ♦ **Корейский исследовательский институт атомной энергии (Южная Корея).** В 2014 году успешно завершён действовавший в рамках трёхстороннего соглашения между Корейским институтом атомной энергии, АО «ГНЦ НИИАР» и ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики» контракт на проведение подготовительных работ и послереакторных исследований уран-циркониевого металлического топлива в условиях моделирования реактивной аварии.

После продолжительных многоступенчатых переговоров началась работа по крупномасштабным испытаниям топливных элементов и конструкционных материалов. В текущем году заключено два контракта, касающиеся предварительной проработки конструкции облучательных устройств и сценариев облучения, а также проведения эксперимента по облучению конструкционных материалов в реакторе БОР-60.

В стадии обсуждения и согласования проект контракта по облучению топливных элементов, подписание которого планируется в 2015 году (рис. 7.4). Для реализации этого контракта необходимо проработать логистические схемы ввоза в Российскую Федерацию экспериментальных ТВС и твэлов из Южной Кореи.



Рис. 7.3. Джордж Мак-Элис и Брюс Хилтон, представители компания «Терра Пауэр», во время визита в АО «ГНЦ НИИАР»



Рис. 7.4. Представители Корейского института атомной энергии в Научно-культурном центре имени Е.П. Славского в Димитровграде

♦ **Компания «Арева» (Франция).** По действующим контрактам продолжаются испытания образцов циркониевых сплавов в реакторе БОР-60 и их послереакторные исследования. Второй совместный проект, по которому ведётся работа, касается разработки методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением образцов из сплава Inconel-718 при облучении.

♦ **Комиссариат по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции.** Работы ведутся в рамках действующего контракта по изучению радиационной стойкости конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах. Более чем двадцатилетний опыт сотрудничества с французскими коллегами диктует необходимость разделения функций и проведения сравнительных исследований для эффективности конечного результата. Поэтому особое внимание уделяется условиям хранения образцов, облучённых и испытанных ранее в рамках предыдущих контрактов, и возможности обмена такими образцами. В этом направлении в 2014 году подписано три документа.

♦ **Министерство энергетики США, Аргоннская национальная лаборатория (США).** В рамках исполнительного соглашения между Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» и Министерством энергетики США о сотрудничестве в проведении исследований возможности конверсии российских исследовательских реакторов на низкообогащённое урановое топливо между АО «ГНЦ НИИАР» и Аргоннской национальной лабораторией США ранее было подписано базовое соглашение и заключено три рабочих контракта для проведения исследования экономической целесообразности и анализа безопасности исследовательского реактора МИР с целью определения технической возможности его конверсии на низкообогащённое урановое топливо. В 2014 году подготовлен к подписанию четвёртый рабочий контракт, который должен завершить исследования и показать конечный результат.

Второе направление сотрудничества – испытание ЭТВС типа ИРТ-3М с низкообогащённым уран-молибденовым топливом в рамках трёхстороннего контракта между Аргоннской национальной лабораторией США, АО «ГНЦ НИИАР» и АО «ТВЭЛ». В соответствии с условиями контракта на данном этапе основная часть работ сосредоточена на АО «НЗХК» (зона ответственности АО «ТВЭЛ»), где должны быть изготовлены ЭТВС.

В рамках **интегрированного сотрудничества** специалисты АО «ГНЦ НИИАР» приняли участие в многочисленных мероприятиях, проводимых как отечественными, так и зарубежными организациями, в международных проектах, симпозиумах, конференциях.

Например, специалисты АО «ГНЦ НИИАР» приняли участие в таких мероприятиях, проводимых Международным агентством по атомной энергии, как:

♦ совещания комиссии по урегулированию иранской ядерной программы в виде технических консультаций по возможным модификациям иранского тяжеловодного реактора ИР-40;

♦ совещание рабочей группы по разработке технического документа «Каталог по характеристикам и возможностям, направленным на создание инновационных ядерных энергетических систем и технологий»;

♦ инспекционная проверка на исследовательском реакторе «Мария» (Польша) и совещание экспертов в рамках проекта «Усовершенствование безопасности и эксплуатации исследовательских реакторов посредством сетей, коалиций и обмена лучшим опытом»;

♦ региональный семинар «Техническое обслуживание оборудования по его состоянию и планово-предупредительный ремонт» в рамках проекта «Укрепление потенциала управления старением АЭС для продления их срока эксплуатации»;

- ◆ международная конференция «Снижение обогащения топлива для исследовательских и опытных реакторов»;
- ◆ техническое совещание по планированию перевода производства молибдена-99 с высокообогащённого урана на низкообогащённый;
- ◆ международная конференция «Усовершенствование использования ядерных реакторов нулевой мощности и подкритических сборок»;
- ◆ курсы повышения квалификации по обращению с радиоактивными отходами.

Особенно актуальным и значимым является участие сотрудников института в мероприятиях, проводимых Агентством по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития. Россия стала членом этой межправительственной организации, в состав которой входит 31 страна, только с первого января 2013 года. На страны-члены Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития приходится около 90 % мировой установленной мощности АЭС. Агентство оказывает содействие странам-членам в поддержании и развитии научной, технологической и правовой базы для безопасного, экологически оправданного и экономически целесообразного использования ядерной энергии в мирных целях. Вступление России в эту организацию обеспечивает дополнительные условия для продвижения российских ядерно-энергетических технологий на мировой рынок и полноправное участие в формировании решений относительно будущих параметров развития атомной энергетики и эффективной защиты российских интересов, позволяет организациям Госкорпорации «Росатом» в полном объёме пользоваться обширной и полезной информацией, в том числе по свойствам реакторных материалов, и расчётными кодами.

Исполнительные (рабочие) органы организации – это семь технических комитетов и более семидесяти рабочих и экспертных групп, действующих в составе этих комитетов. Также Агентство по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития является техническим секретариатом программы «Поколение-IV».

Специалисты АО «ГНЦ НИИАР» приняли участие в работе:

- ◆ делегации секретариата программы «Поколение-IV» во главе с руководителем банка данных агентства К. Матсумото во время рабочего визита в Россию с целью определения областей сотрудничества, представляющих взаимный интерес, и ознакомления с российской экспериментальной базой;
- ◆ с контактными лицами банка данных агентства;
- ◆ комитета по обращению с радиоактивными отходами;
- ◆ рабочей группы по научным проблемам топливного цикла комитета по ядерной науке;
- ◆ группы комитета по ядерному развитию надёжных поставок медицинских радиоизотопов.

АО «ГНЦ НИИАР» как базовая организация государств-участников СНГ по информационному обмену в области эксплуатации и повышения безопасности исследовательских ядерных установок в 2014 году провела:

- ◆ международную конференцию «Безопасность исследовательских ядерных установок»;
- ◆ заседание совещательного органа базовой организации государств-участников СНГ по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок;
- ◆ ежегодное региональное совещание Коалиции исследовательских реакторов Содружества Независимых Государств.

В 2014 году сотрудники АО «ГНЦ НИИАР» приняли участие в международных проектах:

- ◆ российско-французской рабочей группы «Sacsess-Pyrosmani» в рамках скоординированных проектов между Госкорпорацией «Росатом» и Европейским сообществом по атомной энергии;
- ◆ управляющего комитета европейской рабочей группы «Горячие лаборатории и дистанционное обслуживание»;
- ◆ российско-европейского проекта «ЭкзоМарс» по исследованию Марса и других тел Солнечной системы робототехническими средствами с использованием нейтронного спектрометра ФРЕНД.

В 2014 году сотрудники АО «ГНЦ НИИАР» также приняли участие в работе:

- ◆ научной конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», посвящённой пятидесятилетию отделения реакторного материаловедения института (рис. 7.5);
- ◆ ежегодного конгресса Европейского общества ядерной медицины;
- ◆ международной конференции «Работоспособность топлива реакторов с легководным теплоносителем»;
- ◆ международного симпозиума «Значение исследования материалов и опыта эксплуатации для безопасности, технических характеристик и надёжности легководных ядерных реакторов» (ФОНТЕВРО-8);
- ◆ международной конференции «Ядерные перспективы Азии: безопасные и устойчивые ядерные системы будущего» (Южная Корея);
- ◆ восьмой международной конференции по изотопам 81С1 (США);
- ◆ семнадцатой конференции по радиохимии «RadChem-2014» (Чехия).

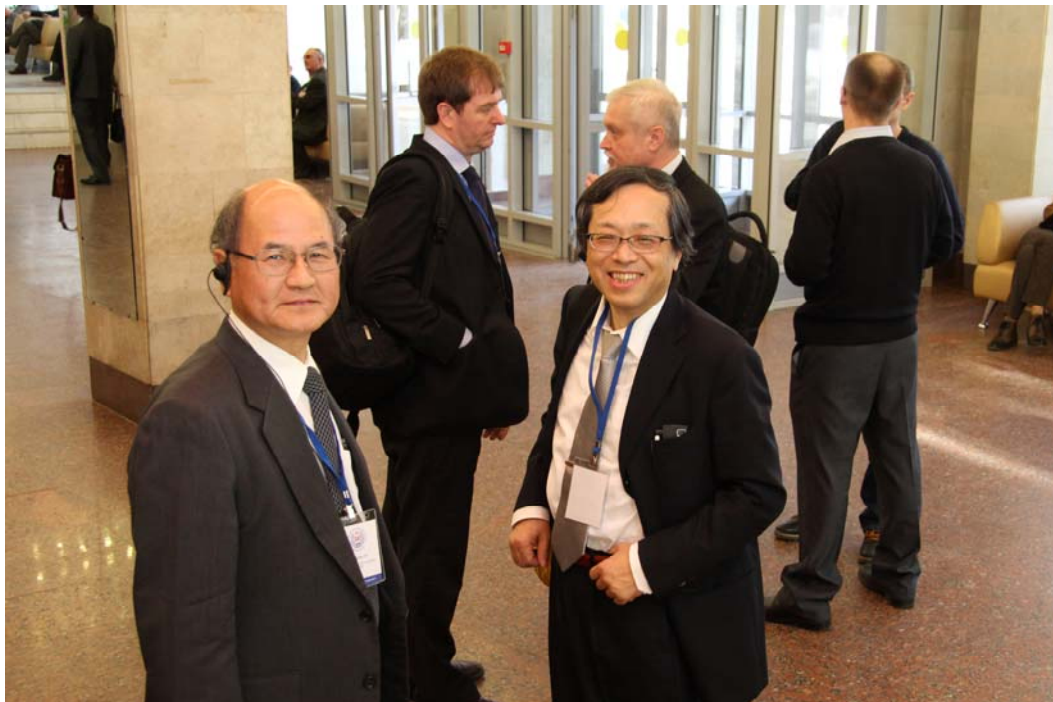


Рис. 7.5. Представители иностранных делегаций, прибывшие в Димитровград для участия в научной конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики»

В 2014 году представители АО «ГНЦ НИИАР» были отправлены на обучение и стажировку:

- ◆ в летнюю школу по актинидам «TALISMAN — CEA Marcoule Summer School 2014 and Plenary meeting» (Франция);
- ◆ в Институт ядерной физики Академии наук Узбекистана с целью ознакомления с опытом расчётов топливного цикла на ядерных реакторах по международным правилам в рамках президентской программы повышения квалификации инженерных кадров 2014 года.

В 2014 году в рамках технических туров АО «ГНЦ НИИАР» посетили следующие представители иностранных делегаций:

- ◆ группа специалистов Института ядерной физики Академии наук Узбекистана — в рамках программы МАГАТЭ «Производство радиоизотопов в исследовательских реакторах»;
- ◆ группа специалистов ЗАО «Пакшская атомная электростанция» (Венгрия) и «Венгерские электрические сети ЭРБЭ» — с целью ознакомления с работой отделения реакторного материаловедения;
- ◆ группа специалистов из Германии — с целью ознакомления с работой отделения радионуклидных источников и препаратов;
- ◆ представители Германии — с целью ознакомления с работой предприятия (в рамках Дня качества Ульяновской области).

Сотрудники АО «ГНЦ НИИАР» оказывали технические консультации в части наладки оборудования и операций натриевой технологии для реактора на быстрых нейтронах CEFR (Китай). В разное время более ста китайских специалистов прошли обучение на учебном стенде и реакторной установке БОР-60.

В 2014 году более 120 сотрудников института выезжали за границу в 25 стран мира, более 100 специалистов посетили 40 международных мероприятий на территории России. АО «ГНЦ НИИАР» посетили 37 иностранных делегаций из 22 стран в составе 166 специалистов.

Самым успешным мероприятием признана международная научная конференция «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», в которой приняли участие иностранные учёные из США, Японии, Южной Кореи, Китая, Германии, Норвегии, Венгрии и Казахстана (рис. 7.6).



Рис. 7.6. Представители иностранных делегаций, посетившие АО «ГНЦ НИИАР» в рамках технических туров



Рис. 7.6. Окончание

Основные достижения акционерного общества «ГНЦ НИИАР» в области международного сотрудничества представлены на рис. 7.7.



Рис. 7.7. Основные достижения АО «ГНЦ НИИАР» в области международного сотрудничества

По 25 действующим контрактам на выполнение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ заказчиком отправлено 36 научно-технических отчётов на бумажных и электронных носителях. Получено более шестидесяти экспортных лицензий Федеральной службы по техническому и экспортному контролю, семь заключений Центра независимой идентификационной экспертизы, четырнадцать заключений экспортного совета Госкорпорации «Росатом».

Н.В. Кузнецова



8

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

В соответствии с планом работ на 2014 год редакционно-издательской группой управления внутренних и внешних коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР» были отредактированы и подготовлены к печати следующие издания.

ОТЧЁТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2013 ГОДУ

Научное издание

УДК 621.039

Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 г. —
Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. — 234 с.

ISBN 978-5-94831-138-8



Отчёт содержит статьи о выполненных в 2013 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности ОАО «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.

Ю.А. КУШНИР

ПРИКЛАДНАЯ МЕТРОЛОГИЯ В ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЯХ И ТЕХНОЛОГИЯХ

Научное издание

УДК 006.91:621.039

ГРНТИ 90.03

Кушнир Ю.А. Прикладная метрология в ядерных исследованиях и технологиях. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. — 184 с.

ISBN 978-5-94831-133-3

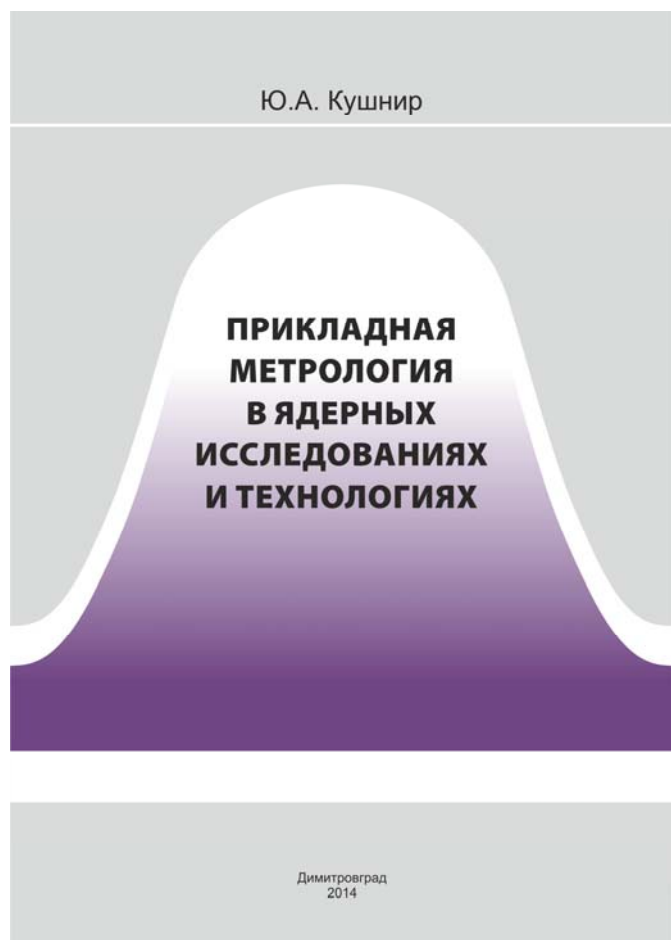
Монография содержит описание основных элементов прикладной метрологии, из которых складываются обработка результатов измерений и оценка их погрешности. Так как методы прикладной метрологии основаны на методах математической статистики, в книге приведено краткое описание понятий, терминов и теорем теории вероятностей и математической статистики, наиболее употребительных статистических распределений и их трансформаций, а также проверки статистических гипотез, применяемых в прикладной метрологии.

Отдельная глава книги посвящена моделям погрешностей, описанию современной концепции метрологии, в рамках которой понятие погрешности заменяется понятием неопределённости.

Особое внимание уделено подходам к оценке погрешности средств измерений, методик выполнения измерений и методик расчёта.

Наряду с традиционными методами математической статистики рассматриваются некоторые специальные методы — кумулятивная сумма и дисперсионный анализ. Завершает книгу описание понятий метрологического обеспечения измерений и статистического контроля погрешности при помощи контрольных карт Шухарта.

Книга рассчитана на специалистов, занимающихся измерениями и оценкой их погрешности, и написана на материале курса лекций по прикладной метрологии, которые автор читал в течение ряда лет студентам Димитровградского института технологии, управления и дизайна (филиала Ульяновского государственного технического университета) и слушателям различных обучающих курсов.



СБОРНИКИ ТРУДОВ ОАО «ГНЦ НИИАР»

Научное издание

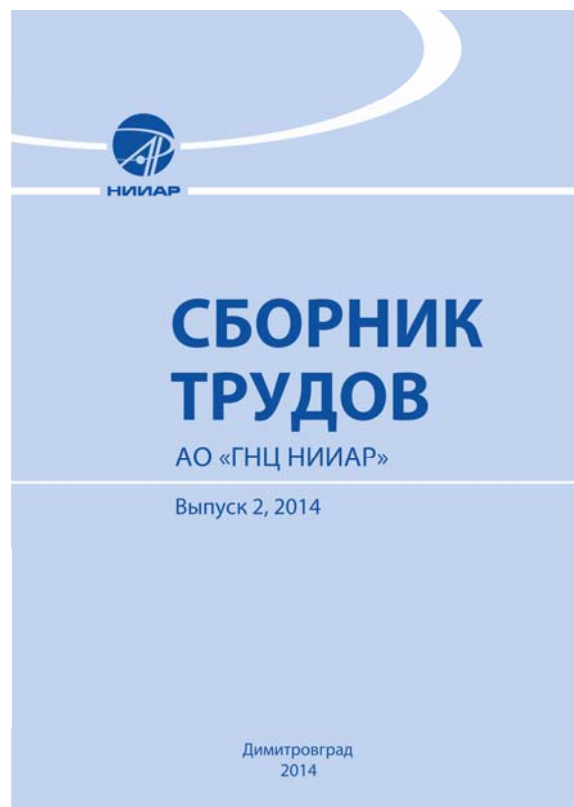
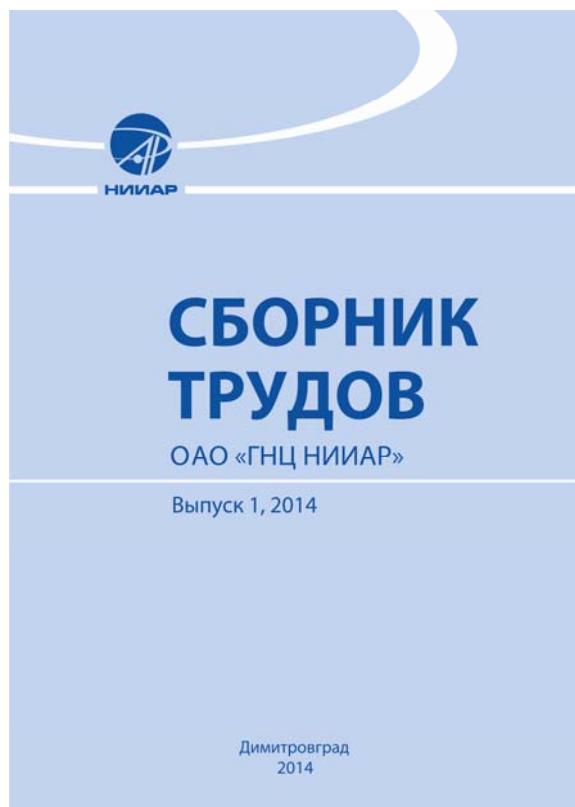
Сборники трудов содержат научные статьи сотрудников института по основным направлениям деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР», как-то: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; МОКС-топливо для ядерных реакторов на быстрых нейтронах; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и др.

Сборник трудов открытого акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов». — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. Вып. 1. — 82 с.

ISBN 978-5-94831-135-7

Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов». — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. Вып. 2. — 64 с.

ISBN 978-5-94831-139-5



В первом выпуске за 2014 год опубликованы следующие статьи:

1. *Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов, В.А. Старков.* Исследование характеристик активной зоны реактора СМ с дисперсионным топливом и матрицей на основе алюминиевого сплава.
2. *В.А. Старков, Н.Ю. Марихин.* Методика и программа расчёта температурного поля в системе многозонных цилиндрических твэлов.
3. *Ю.М. Головченко.* О технологиях производства, использования и переработки плотного ядерного топлива.
4. *В.В. Куприянов.* Определение удельной активности препарата лютеция-177 масс-спектрометрическим методом.
5. *М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева, Л.А. Кубасова, В.М. Чистяков.* Определение рутения, палладия, родия, серебра, технеция и молибдена в пробах облучённого ядерного топлива.
6. *И.Л. Буткалюк, П.С. Буткалюк, С.В. Томилин.* Синтез и рентгенографическое исследование плюмбата радия.
7. *А.А. Рыбин, Л.Н. Рождественская, В.В. Серебряков, С.Г. Барышников, Е.В. Амелина.* Выбор и испытания поглощающих материалов для очистки газовой среды радиационно-защитных камер от летучих форм радиоактивных веществ.
8. *В.В. Авдонин, В.Д. Кизин, В.В. Коняшов.* Расчёт миграции радиоактивных веществ из приповерхностного хранилища твёрдых радиоактивных отходов.
9. *А.А. Рыбин, В.А. Узиков, В.В. Серебряков, Е.А. Николаева.* Исследования по созданию методики выполнения контроля поступления радионуклидов из градирен реакторных установок в атмосферу в результате капельно-парового уноса.
10. *Л.С. Демидова, Я.М. Лукьянова.* Проблемы технико-экономических исследований замкнутого топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах.

Во втором выпуске за 2014 год опубликованы следующие статьи:

1. *А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов.* Результаты эксперимента «Кризис стационарный».
2. *А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов.* Расчётные исследования возможности моделирования параметров I стадии максимальной проектной аварии на реакторе ВВЭР-1000 в петлевом канале исследовательского реактора.
3. *И.И. Семидоцкий, С.В. Орешин, А.А. Связов.* Идентификация динамических характеристик аппаратурного комплекса измерения реактивности реактора ВК-50 при использовании импульсных каналов контроля нейтронной мощности.
4. *Н.П. Котов, С.Ю. Спиридонов.* Уменьшение аддитивной погрешности измерительной системы с дифференциально-трансформаторным преобразователем.
5. *Н.П. Котов, С.Ю. Спиридонов.* Оптимизация параметров питания дифференциально-трансформаторных преобразователей с целью компенсации мультипликативной погрешности, обусловленной нагревом соединительных линий.
6. *Н.Ю. Марихин.* Метод оптимального разбиения бериллиевых вкладышей реактора СМ для прецизионного расчёта нейтронно-физических характеристик.
7. *А.В. Алексеев, С.В. Майнсков.* Освоение технологии параллельных расчётов по программе MCU-PTR в локальной сети.
8. *А.А. Рыбин, Л.Н. Рождественская, В.В. Серебряков.* Результаты исследований по созданию фильтров-сорберов для очистки воздуха из радиационно-защитных камер от летучих радиоактивных продуктов.

ГОДОВОЙ ОТЧЁТ ОАО «ГНЦ НИИАР» ЗА 2013 ГОД

Информационно-статистическое издание

УДК 621.039=161.1=111

Годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2013 год [Электронный ресурс]: — Электронные текстовые данные (30 Мб) – **Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014.** — 426 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 Arcobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

ISBN 978-5-94831-137-1



В отчёте комплексно отражены основные финансово-экономические и производственные результаты деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2013 год, а также результаты деятельности в области устойчивого развития; описаны подходы менеджмента, позволяющие достигать значительных результатов и повышать эффективность работы; 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.

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ», ПОСВЯЩЁННОЙ 50-ЛЕТИЮ ОТДЕЛЕНИЯ РЕАКТОРНОГО МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ ОАО «ГНЦ НИИАР»

Научное издание

УДК 621.039.53(082)
ГРНТИ 58.33.09

Научная конференция «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», посвящённая 50-летию отделения реакторного материаловедения ОАО «ГНЦ НИИАР»: тезисы докладов. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. — 188 с.
ISBN 978-5-94831-134-0

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на научной конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», посвящённой 50-летию отделения реакторного материаловедения ОАО «ГНЦ НИИАР» и проходившей 24–27 марта 2014 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). В сборнике, предназначенном для специалистов в области реакторного материаловедения, представлены тезисы докладов по радиационному материаловедению, совершенствованию материалов ядерной энергетики: топливных, конструкционных, циркониевых, поглощающих и замедляющих.



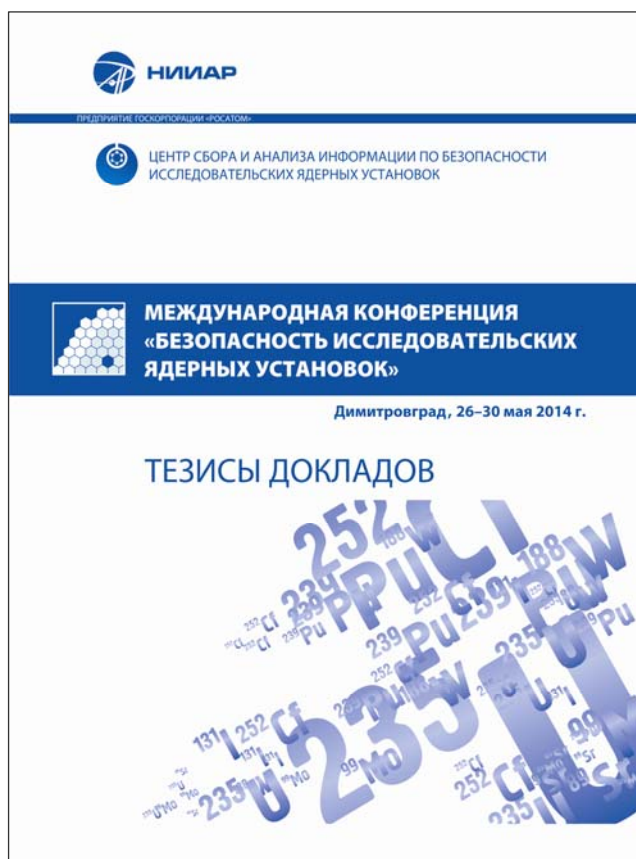
СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ МЕЖДУНАРОДНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

Научное издание

УДК 621.039.58(082)
ГРНТИ 58.01.93

Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок»: тезисы докладов. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. — 104 с.
ISBN 978-5-94831-136-4

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



представлены тезисы докладов следующей тематики:

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

Н.В. Чертухина

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

- АЗ** — аварийная защита.
- АКОРТ** — автоматический контроль распределения топлива.
- 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 «НИКИЭТ»** — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала».
- АР** — автоматическое регулирование.
- АРМ** — автоматизированное рабочее место.
- АС ММ** — атомная станция малой мощности.
- АСО** — аппарат сорбционной очистки.
- АСРК** — автоматизированная система радиационного контроля.
- АСТ** — атомная станция теплоснабжения.
- АЭС** — атомная электростанция.
- БД** — блок детектирования.
- БДАА** — блок детектирования объёмной активности альфа-излучения.
- БДГБ** — блок детектирования гамма- и бета-излучений.
- БИГР** — быстрый импульсный графитовый реактор (реактор на быстрых нейтронах с активной зоной из уран-графитового топлива — единственный в мире представитель импульсных реакторов самогасящего действия).
- БИПР-К** — программный код, предназначенный для расчёта трёхмерных полей энерговыделения и выгорания топлива в одноклассовом диффузионном приближении для водо-водяных кипящих реакторов.
- БН-600** — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 600 МВт.
- БН-800** — реактор на быстрых нейтронах мощностью 800 МВт.
- БН** — натриевый реактор на быстрых нейтронах.
- БОР-60** — быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.
- БПС** — блок питания и сопряжения.
- БПХ** — блок преобразования характеристик.
- БРЕСТ-ОД-300** — быстрый (на быстрых нейтронах) реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, опытный демонстрационный, мощностью в 300 МВт.
- БСР** — оптико-акустический блок сигнализации радиационной обстановки.
- ВВЭР** — водо-водяной энергетический реактор.
- ВВЭР-ТОИ (В-510)** — типовой оптимизированный и информатизированный проект двухблочной АЭС с реактором ВВЭР-1300, выполняемый в современной информационной среде и в соответствии с требованиями ядерной и радиационной безопасности.
- ВК-50** — водо-водяной кипящий реактор.
- ВКУ** — внутрикорпусное устройство.
- ВП** — то же, что и ПВ.
- ВТГР** — высокотемпературный газоохлаждаемый реактор.
- ВТО** — воздушный теплообменник.
- ВТЭИГ** — высокотемпературная экстракция в потоке инертного газа.

ГДУ — гранулированный диоксид урана.

Госкорпорация «Росатом», Корпорация — Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ — государственный стандарт.

ГПД — газообразные продукты деления.

ГСООУ — государственный стандартный образец обогащения урана.

ГЦК-решётка — гранецентрированная кубическая кристаллическая решётка.

ГЦН — главный циркуляционный насос.

ДВК — диалоговый вычислительный комплекс.

ДИТИ НИЯУ МИФИ — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"».

ДМГН — диметилглиоксимат никеля.

ДР — дистанционирующая решётка.

Ж/д — железнодорожный.

ЖРО — жидкие радиоактивные отходы.

ЗВГС — зона высокого газового сопротивления.

ИВГ-1 — микропроцессорный одноканальный сетевой прибор, предназначенный для непрерывного (круглосуточного) измерения и регистрации влажности неагрессивных газов и применяющийся в различных отраслях промышленности, медицине, энергетике и научных исследованиях.

ИВТАНТЕРМО — база данных термодинамических свойств индивидуальных веществ.

ИР-8 — исследовательский реактор бассейнового типа номинальной мощностью 8 МВт, в котором используется обычная вода в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней защиты и отражатель нейтронов, собранный из бериллиевых блоков (Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»).

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»).

ИРТ — исследовательский реактор типовой.

КОМПАС-3D (комплекс автоматизированных систем) — семейство систем автоматизированного проектирования от российской компании «АСКОН».

КПГ-Э — экспериментальный петлевой газовый канал.

КР — компенсация реактивности.

КЭТВС — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.

МБИР — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

МИР — материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.

МКС-АТ1117М — прибор радиационного контроля.

ММД — микромикрофракционный.

МОКС — смешанное уран-плутониевое оксидное (топливо).

НДС — напряжённо-деформированное состояние.

НИИАР — Научно-исследовательский институт атомных реакторов.

НИОКР — научно-исследовательская и опытно-конструкторская работа.

- НК** — направляющий канал.
- ОАО** — открытое акционерное общество.
- ОАО «КБСМ»** — открытое акционерное общество «Конструкторское бюро специального машиностроения».
- ОАО «Концерн Росэнергоатом»** — открытое акционерное общество «Концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях».
- ОАО «СХК»** — открытое акционерное общество «Сибирский химический комбинат».
- ОИ** — отраслевая инструкция.
- ОНИКС** — газоанализатор, предназначенный для одновременного измерения объёмных долей влаги, кислорода и водорода в азоте и инертных газах и представляющий собой цифровой стационарный прибор непрерывного действия; применяется в технологических процессах на предприятиях металлургической, химической, электронной промышленности, в других отраслях, связанных с производством особо чистых газов, а также на наземных космических объектах, может использоваться для проведения научных исследований в различных областях науки и техники.
- ОС** — операционная система.
- ОТВС** — отработавшая тепловыделяющая сборка.
- ОУ** — облучательное устройство.
- ОЦК-структура** — объёмно центрированная кубическая структура.
- ОЯТ** — отработавшее ядерное топливо.
- ПВ** — петлевая установка с водяным теплоносителем.
- ПВК** — петлевая установка с водяным теплоносителем, кипящая.
- ПГ** — петлевая установка с газовым теплоносителем.
- ППР** — планово-предупредительный ремонт.
- Программа «Terra Power»** — программа сотрудничества с компанией «Терра Пауэр».
- ПЭБ** — плавучий энергоблок.
- ПЭВМ** — персональная электронная вычислительная машина.
- Пэл** — поглощающий элемент.
- РБ** — радиационная безопасность.
- РБМК** — кипящий реактор большой мощности.
- РБТ** — реактор бассейного типа.
- РД** — рабочая документация.
- РДК** — радиационный дозиметрический контроль.
- РИТМ** — реактор интегрального типа, модульный.
- РКЗ** — радиационный контроль загрязнений.
- РКП** — радиационный контроль помещений.
- РР** — ручное регулирование.
- РО** — рабочий орган.
- Ростехнадзор** — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
- РТК** — радиационный технологический контроль.
- РУ** — реакторная установка.
- РУ КЛТ-40** — реакторная установка с водо-водяным реактором корпусного типа.
- РФ** — Российская Федерация.
- САОТ** — система аварийного отвода тепла.
- САЭ** — система аварийного электроснабжения.
- СВБР** — реактор на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем.
- СВУТ** — смешанное виброуплотнённое оксидное топливо.

- СКО — среднее квадратическое отклонение.
- СМ — высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный самым мощным из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.
- СНУП — смешанное нитридное уран-плутониевое (топливо).
- СО — стандартный образец.
- СУЗ — система управления и защиты.
- США — Соединённые Штаты Америки.
- Т.а. — тяжёлый атом.
- ТВС — тепловыделяющая сборка.
- ТВСА — тепловыделяющая сборка, альтернативная; с жёстким каркасом, формируемым шестью уголками и дистанционирующими решётками.
- Твэг — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.
- Твэл — тепловыделяющий элемент.
- ТКЛР — температурный коэффициент линейного расширения.
- ТРО — твёрдые радиоактивные отходы.
- ТС — термическое старение.
- ТУ — технические условия.
- ТУК — транспортный упаковочный комплект.
- ТЦ — термоцикл.
- ТЭП — термоэлектрический преобразователь.
- УД — устройство детектирования.
- УДАГ — устройство детектирования объёмной активности гамма-излучения.
- УДАС — устройство детектирования объёмной активности смешанного излучения.
- УДК — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире, и её индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.
- УИМ — устройство измерения многоканальное.
- УОГ — урановое оксидное гранулированное (топливо).
- УПОГ — уран-плутониевое оксидное гранулированное (топливо).
- ФАУ «Главгосэкспертиза России» — федеральное автономное учреждение «Главное управление государственной экспертизы» Российской Федерации.
- ФГАОУ ВПО — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования.
- ФГБУ — федеральное государственное бюджетное учреждение.
- ФГУП — федеральное государственное унитарное предприятие.
- ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей"».
- ФД — фильтродержатель.
- Х.д. — холоднодеформированный.
- ЦПАЗ — центральная плоскость активной зоны.
- ЧССР — Чехословацкая Социалистическая Республика.
- ЭВМ — электронная вычислительная машина.
- ЭС — экранная сборка.
- ЭТВС — экспериментальная тепловыделяющая сборка.
- ЯЭУ — ядерная энергетическая установка.

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, главной задачей которой является обеспечение информацией по материалам и взаимодействия.

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.

EPD-N2 — индивидуальный дозиметр.

Ethernet — стандартизированное название интерфейса.

FF-12 — программа для подготовки годовых отчётов по дозам облучения, предназначенная для организаций, которые используют в своей деятельности источники ионизирующих излучений.

FOXPRO — система управления базами данных.

GALLEX — международный эксперимент, целью которого было получение информации о нейтрино.

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.

IrDA — считыватель инфракрасный.

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.

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.

ORIP_XXI — программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и предназначенный для расчёта трансмутации ядер при облучении в нейтронном потоке.

PWR (Pressurized wave reactor) — реактор с водой под давлением.

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.

RIA (reactivity-initiation accident) — авария с неконтролируемым возрастанием реактивности.

RS — стандарт физического уровня для асинхронного интерфейса.

RSC — программа автоматизированного радиационного контроля.

SAGE — российско-американский эксперимент для измерения величины скорости захвата солнечных нейтрино с целью получения информации для решения проблемы дефицита нейтрино.

SQL — язык структурированных запросов для работы с базами данных.

TACIS (TACIS) — программа Европейского союза по содействию ускорению процесса экономических реформ в СНГ (Technical Assistance for the Commonwealth of Independent States Technical Assistance for the Commonwealth of Independent States — техническая помощь Содружеству Независимых Государств).

TWR (Traveling wave reactor) — реактор на бегущей волне.

USB — стандартизированное название интерфейса.

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов	3
------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин	4
---------------------------------	---

Испытания твэлов высокотемпературного газоохлаждаемого реактора в петлевой установке ПГ-1 реактора МИР.

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	14
--	----

Газоаналитическое обеспечение испытаний в петлевой установке ПГ-1 реактора МИР.

О.С. Бендерская, В.И. Васильев, О.Н. Владимирова, С.А. Двойнишникова.....	15
---	----

Реакторный эксперимент «МИР-LOCA/72».

А.В. Алексеев, И.Н. Волкова, А.В. Горячев, О.И. Дреганов, И.А. Иванова, А.Л. Ижутов, И.В. Киселёва, Л.В. Киреева, В.Н. Шулимов	17
---	----

Технологические и аналитические аспекты поддержания водно-химического режима реакторов типа PWR с дозированием ионов цинка в петлевой установке ПВ-2 реактора МИР.

О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова, С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская	20
---	----

Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении в реакторе МИР.

А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижутов, С.В. Майнсков, М.А. Мокеичев, В.А. Овчинников	21
--	----

Исследования по обоснованию режимов испытаний головных экспериментальных топливных сборок типа ИРТ-3М с низкообогащённым урановым топливом.

С.В. Майнсков, Т.А. Осипова, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.А. Узиков, В.Е. Федосеев	24
--	----

Расчётно-экспериментальные исследования для обоснования продления срока эксплуатации реактора БОР-60 до 2020 года.

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, Ю.М. Крашенинников, Ю.В. Набойщиков, М.Г. Шаронова, Н.И. Широкова.....	28
---	----

Испытания в реакторе БОР-60 элементов активной зоны реактора МБИР.

А.В. Варивцев, С.Г. Ерёмин, И.Ю. Жемков, А.В. Захаров, В.А. Кислый, А.Н. Козолуп, Ю.М. Крашенинников, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, Е.В. Фокеева.....	30
---	----

Расчётно-экспериментальные исследования температурных условий в облучённой тепловыделяющей сборке при установке в канал сухой выдержки. А.В. Боев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Н.С. Погляд.....	33
Анализ качества экспериментальных данных нейтронно-активационных измерений. А.Р. Белозёрова, В.В. Личадеев, Т.И. Чернышёва.....	34
Методика и результаты исследования радиационной ползучести уранового оксидного топлива с большим размером зерна при температуре 700–1050 °С. Г.А. Ильиных, С.В. Серёдкин	37
Исследование влияния облучения в реакторе РБТ-6 на длительную прочность конструкционных материалов. В.А. Кисляков, А.А. Нуждов, П.С. Палачёв.....	45
Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении в реакторе СМ. С.В. Серёдкин, О.Н. Владимирова, В.А. Кисляков, П.С. Палачёв, О.В. Пименова	47
Освоение технологии накопления изотопа углерода-14 в реакторе МИР. А.В. Бурукин, М.Н. Гурьева, А.И. Долгов, А.Л. Ижutow, С.В. Майнсков, А.П. Малков, М.А. Мокеичев, В.В. Пименов, Д.В. Фомин.....	49
Оптимизация параметров мишени для накопления молибдена-99 с использованием низкообогащённого урана. В.А. Старков, В.В. Пименов, О.В. Пименова, Т.А. Осипова	52
Обоснование прочности элементов и узлов оборудования реакторов, критических стендов и облучательных устройств АО «ГНЦ НИИАР». Л.П. Захарова, Н.В. Киреев	54
Анализ и обоснование ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами на ядерно-опасных участках и в подразделениях института. Л.В. Булычева, А.П. Малков, Е.С. Фрааз	57
О применимости расчётных кодов БИПР-К и RELAP5 при оценке ядерной безопасности и теплотехнической надёжности реактора ВК-50. И.И. Семидоцкий, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина	64

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир	70
Послереакторные исследования макетов пэлов для обоснования технических проектов пэлов рабочих органов автоматического регулирования, компенсации реактивности и аварийной защиты реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. А.В. Захаров, А.В. Улитин, К.В. Борисов	75

Исследование радиационной стойкости бетона корпуса реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. А.С. Покровский, Д.В. Харьков.....	78
Результаты исследования стали марки 10X15H9C3Б1-Ш (ЭП302-Ш) и металла сварных соединений (ЦТ-24У) после облучения в реакторе БОР-60 для обоснования работоспособности конструктивных элементов внутрикорпусных устройств и активной зоны реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. С.Г. Ерёмин, Ю.Л. Ревякин, А.Е. Федосеев, О.Ю. Макаров, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, Е.Ю. Чертопьятов, Б.С. Родченков*	79
Исследование влияния оксидной плёнки на результаты определения содержания водорода в облучённых циркониевых сплавах. Г.В. Шिशалова, Г.П. Кобылянский, А.А. Шельдяков, А.М. Новиков	84
Исследование поведения твэлов реактора ВВЭР-1000 с высоким выгоранием топлива в условиях проектной реактивной аварии. И.Н. Волкова, А.В. Горячев, И.А. Иванова, Л.В. Киреева, О.Н. Никитин, Ю.И. Пимонов, С.С. Сагалов, А.С. Хренов	88
Исследование тепловыделяющих элементов с гадолинием сборки ТВСА-5М реактора ВВЭР-1000. В.С. Поленок, Г.В. Шевляков, О.Г. Сидоренко, И.Н. Волкова, О.Н. Никитин	90
Исследования для обоснования топливообеспечения реактора МБИР. В.А. Жителев, Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, А.В. Строжук, Г.В. Шевляков.....	93
Коррозионные испытания в воде при температуре 350 °С облучённых циркониевых сплавов. А.С. Покровский, А.В. Обухов	96
Основные результаты исследования экспериментального твэла с уран-плутониевым нитридным топливом типа топлива реактора БРЕСТ после первого этапа облучения в реакторе БОР-60. П.И. Гринь, В.А. Жителев, Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин, А.В. Строжук	98
Основные результаты исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки и твэлов с виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом после облучения в реакторе БН-600 до максимального выгорания 10,4 % и повреждающей дозы 79 сна. П.И. Гринь, В.А. Жителев, Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, А.В. Строжук	101
Исследования для обоснования работоспособности перспективных элементов и материалов активных зон транспортной и малой атомной энергетики. В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, В.В. Александров	103
Исследование микроструктуры и распухания чехла экранной сборки реактора БОР-60 из стали марки 12X18H10T, облучённой до максимальной повреждающей дозы 150 сна. Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов, В.С. Неустроев	105

* Сотрудник АО «НИКИЭТ».

Изменения механических свойств и микроструктуры стали марки X18H10T при длительном облучении в реакторе БОР-60. Е.И. Макаров, В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, И.Ю. Жемков, Д.Е. Маркелов, Ю.В. Набойщиков, А.В. Обухов	109
Закономерности изменения механических свойств, распухания и ползучести стали марки 08X18H10T при высокодозном низкотемпературном облучении в реакторе БОР-60 для обоснования работоспособности внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-ТОИ в течение 60 лет. В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, И.Ю. Жемков, Е.И. Макаров, Ю.В. Набойщиков	112
Исследование стальных дистанционирующих решёток с разрывами обойм реактора РБМК-1000. Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук, Г.И. Маёршина, А.О. Мазаев	115
Испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 в экспериментах для обоснования безопасности сухого хранения. Е.А. Звир, В.А. Жителев, П.И. Гринь, П.А. Ильин, А.В. Строжук	118
Микроструктурные особенности топлива твэлов ТВСА-АЛЬФА реактора ВВЭР-1000, отработавших до выгорания 36–43 МВт-сут/кгU. А.В. Строжук, Г.П. Кобылянский, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, Г.И. Маёршина, А.О. Мазаев	119

МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В.А. Кислый	122
Производство топлива. В.А. Кислый, С.А. Редькин, Е.В. Фокеева, С.И. Феоктисова, Е.А. Гремячкин, А.А. Капанин	128
Изготовление твэлов экспериментальных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 для обоснования топлива реактора МБИР. Е.В. Фокеева, А.А. Кисурин	130
Повышение эффективности контроля качества измерений. С.И. Феоктисова	133
Технологические и конструктивные усовершенствования МОКС-топлива и тепловыделяющих элементов для реакторов на быстрых нейтронах. В.А. Кислый, Е.В. Фокеева, С.А. Редькин, Ю.М. Головченко, А.А. Кисурин	134
Экспериментальный тепловыделяющий элемент Terra Power-4В реактора БОР-60. Е.В. Фокеева, И.С. Валева	138
Получение гранулированного диоксида плутония методом объёмного осаждения в расплаве NaCl–2CsCl. С.А. Редькин, В.В. Мишутин, В.Г. Федосов, С.И. Феоктисова	141

Использование расчётного кода Vikond2 применительно к облучённой в реакторе БН-600 тепловыделяющей сборке с виброуплотнённым МОКС-топливом. Н.В. Лашева, Ю.М. Головченко, Е.В. Фокеева	147
Расчётные исследования режимов работы твэла реактора МБИР. Н.В. Лашева	151
Комбинированные экспериментальные тепловыделяющие сборки реактора БН-600. Е.В. Фокеева, Е.Г. Ильина	157
Твэл тепловыделяющей сборки реакторной установки МБИР. Е.В. Фокеева, Н.В. Лашева, Е.Г. Ильина	159
Модернизация информационной системы обработки данных технологических процессов получения МОКС-гранулята и изготовления тепловыделяющих элементов иборок для реактора БОР-60. А.Л. Баранова, Е.В. Фокеева, В.А. Фёдорова	163

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.А. Лизин	166
Кинетика восстановления четырёхвалентного плутония амальгамой цинка в растворах серной кислоты. В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, В.М. Чистяков	170
Экспериментальное изучение процессов и физико-химических свойств компонентов в расплавах фторидов щелочных металлов. А.А. Лизин, С.В. Томилин, Р.К. Газизов	171
Термогравиметрические исследования отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000. М.А. Кузин	173
Химико-спектральное определение рутения, палладия, родия, серебра, технеция и молибдена в растворах и осадках облучённого ядерного топлива. М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева, Л.А. Кубасова, И.А. Горячев, Е.А. Ерин	178
Атомно-эмиссионный спектральный анализ фосфатных концентратов продуктов деления и примесей, получаемых в процессе регенерации облучённого ядерного топлива. М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева, В.М. Чистяков, Е.А. Ерин	179
Изучение сорбционных свойств сорбента цеолита NaA, модифицированного литием и калием. М.А. Кузин, А.О. Макаров, М.И. Хамдеев	187

Стохастическое моделирование и оптимизация процесса осадительного центрифугирования порошковых осадков. М.А. Кузин	193
---	-----

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Р.А. Кузнецов	200
Растворимость нитрата радия в растворах азотной кислоты. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, А.С. Куприянов, А.Ю. Баранов	205
Мишени для синтеза сверхтяжёлых ядер. М.А. Рябинин, С.А. Иванов	206
Реакторное получение никеля-63. В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, В.В. Пименов, Л.Л. Казаков, Р.А. Кузнецов, Н.Н. Андрейчук, М.Н. Смирнов	212
Измерение хроматограмм при определении радиохимической чистоты препарата на основе радионуклида молибдена-99. И.В. Целищев, Л.С. Коновалова, Д.В. Юнусова, С.В. Грунин	220
Исследование возможности получения в реакторе СМ хрома-51 для изготовления источника нейтрино. Е.Г. Романов, В.А. Тарасов, А.П. Малков, А.В. Куприянов, С.А. Сазонтов	225

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков	230
Использование компьютерной программы «Нострадамус» для обоснования радиационной безопасности объектов использования атомной энергии. В.Д. Кизин, В.В. Коняшов	233
Развитие единой системы контроля радиационной безопасности. Г.В. Теплов	235
Модернизация оборудования единой системы контроля радиационной безопасности. Станислав А. Муралёв, Сергей А. Муралёв, А.А. Гончар	237
Модернизация системы оперативного контроля выбросов института. Сергей А. Муралёв	238

Модернизация автоматизированной системы индивидуального дозиметрического контроля. И.В. Серебрякова	242
Разработка рекомендаций по совершенствованию мониторинга состояния недр ближней зоны хранилищ твёрдых радиоактивных отходов. Е.В. Крайнов, В.В. Давыдов, Ю.А. Мамонова	244
Анализ экспериментальных данных по накоплению и миграции трития в контурах реакторной установки БОР-60 для обоснования радиационной безопасности реакторной установки МБИР. А.А. Рыбин.....	249

РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

Н.В. Кузнецова	252
----------------------	-----

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина.....	262
---------------------	-----

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ.....	271
------------------------	-----

НАУЧНОЕ ИЗДАНИЕ

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

ОТЧЁТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2014 ГОДУ

Редакторы: Т.А. Максимова, Н.В. Чертухина
Дизайн издания В.М. Недашковского, М.Н. Мурзиной
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 23.11.2015. Формат 60×84/8.

Уч.-изд. л. ~ 20,9. Усл. печ. л. ~ 33,1.

Гарнитура «Arial», «Bebas Neue Regular». Тираж 100 экз. Заказ № .

Оригинал-макет подготовлен редакционно-издательской группой
департамента стратегического развития и 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