



НИИАР
РОСАТОМ



75 ЛЕТ
АТОМНОЙ
ПРОМЫШЛЕННОСТИ

ОПЕРЕЖАЯ
ВРЕМЯ

20
20

НАУЧНЫЙ
ГОДОВОЙ ОТЧЕТ



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

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2020 ГОДУ

ДИМИТРОВГРАД
2021

УДК 621.039
ГРНТИ 58.33.01
ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 272 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2020 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансураниевые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами; международная научно-техническая деятельность; редакционно-издательская деятельность. Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

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

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

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

ISBN 978-5-94831-200-2

75 ЛЕТ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

ОПЕРЕЖАЯ
ВРЕМЯ

3



В отчётном году атомная отрасль России отметила свой очередной юбилей. 20 августа 1945 года стало точкой отсчёта истории отечественной атомной промышленности. В этот день был создан Специальный комитет при Государственном комитете обороны СССР для руководства работами по атомному проекту, а также Первое Главное управление при Совете народных комиссаров СССР.

АО «ГНЦ НИИАР» как предприятие госкорпорации «Росатом», желая подчеркнуть важность вклада специалистов-атомщиков в развитие науки, технологий и дело сохранения мира на планете, сделало темой своего издания 75-летие со дня образования атомной промышленности, отразив на шмуцтитутлах информацию об основных исторических личностях, внёсших вклад не только в развитие всей отрасли, но и стоящих у истоков зарождения самого НИИАРа и основных направлений его деятельности.



РОСАТОМ



АЛЕКСАНДРОВ АНАТОЛИЙ ПЕТРОВИЧ –

физик, доктор физико-математических наук, профессор, академик и президент Академии наук СССР, один из основателей советской ядерной энергетики. При участии А.П. Александрова были разработаны ядерные реакторные и судовые энергетические установки, первая в СССР атомная подводная лодка с ядерной двигательной установкой. Неоднократно посещал НИИАР, был осведомлён о его разработках, в том числе и в области исследовательских ядерных реакторов.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

1

В отчётном году в АО «ГНЦ НИИАР», используя и совершенствуя возможности исследовательских реакторов (табл. 1.1), проводили экспериментальные работы по следующим основным направлениям:

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

Таблица 1.1

Основные показатели работы реакторных установок за год

Реактор	Максимальная мощность, МВт		Выработка электрической энергии, МВт·ч	Выдача тепла в сеть, Гкал	Коэффициент использования каналов, отн. ед.	Число плановых остановок
	Тепловая	Электрическая				
ВК-50	200	До 41	179 754	28 493	–	6
БОР-60	50	До 7,5	29 551	19 725	1,00	6
СМ	90	–	–	–	0,71	9
МИР	60				0,72	22
РБТ-10/2	10				0,50	33
РБТ-6	6				0,46	46

Примечание. Неплановых остановок реакторов в отчётном году не было.

РЕАКТОР БОР-60

В отчётном году по программе реакторных исследований и экспериментов выполнены испытания (табл. 1.2–1.3):

- ◆ образцов конструкционных материалов и элементов активных зон реакторов разных типов, в том числе новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных реакторов типа ВВЭР;

- ◆ макетов твэлов с ураноплутониевым нитридным топливом, оболочками из сталей марок ЭП823-Ш, ЧС139, ЭП450-ДУО и ЭП823-ДУО, а также с гелиевым и свинцовым подслоем, макетов пэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200;
- ◆ макетов с оксидами америция и нептуния в рамках проекта по разработке технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах;
- ◆ макетов твэлов, образцов конструкционных и поглощающих материалов в рамках контрактов с Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии, Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции, компанией «Электри-сите де Франс» (Франция).

Согласно производственной программе облучали мишени для наработки стронция-89.

В рамках проекта по техническому перевооружению реактора выполнены следующие работы:

- ◆ введён в эксплуатацию комплекс аппаратуры автоматизированной системы управления и защиты АСУЗ-22Р в составе системы управления и защиты реактора;
- ◆ модернизированы градирня и система контроля электрических параметров преобразовательных агрегатов центробежного натриевого насоса с выводом данных в информационно-измерительную систему;
- ◆ заменены трансформаторы Т-2, Т-8, Т-4, Т-5 системы электроснабжения реактора; агрегат бесперебойного питания системы аварийного электроснабжения; подогреватели высокого давления; арматура на трубопроводе III контура реактора; существующая стационарная система радиационного дозиметрического и радиационного технологического контроля, выработавшая свой ресурс (на многоканальную систему радиационного контроля УДКС-01 «Пеликан»).

Проведены расчёты прочности с целью продления срока эксплуатации газового трубопровода II контура; деаэратора высокого давления ДСП-160; газового трубопровода I контура; трубопроводов натриевых спектрометрических петель; трубопровода пара; обратного парогенератора ОПГ-1.

Таблица 1.2

Характеристики материаловедческихборок и параметры их испытаний

Тип облучательного устройства	Число устройств	Температура испытаний, °С	Достигнутый флюенс нейтронов (с энергией больше 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	Характеристика объекта испытаний
Радиационный нагрев	1	570–630	До 9,9	Образцы конструкционных материалов реактора на быстрых нейтронах (Южная Корея)
	1	315–325	До 3,8	Образцы циркониевых сплавов (Франция)
	3	315–325	До 0,8	Образцы циркониевых сплавов
	1	485–535	До 1,6	Поглощающие материалы
	1	315–345	До 12,1	Образцы конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР
	2	350–370	До 18,7	
		380–420	До 20,3	
Твэльный подогрев	2	475–525	До 5,5	Макеты поглощающих элементов (Франция)
	3	400–450	До 10,3	Образцы конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР

Таблица 1.3

Краткие характеристики тепловыделяющих сборок и параметры их испытаний

Состав топлива	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %	Вид топлива	Максимальные параметры испытаний ^с			Особенности ТВС
					Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов (с энергией больше 0,1 МэВ), $\times 10^{22}$ см ⁻²	
Выгруженные из реактора								
Диоксид урана	27	37	75	Виброуплотнённое	18,5	35	13,4	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
	1	19	75		0,7	35	0,7	Разборная; твэльный подогрев
	1	7	75		11,4	35	10,3	
Сплав урана и циркония, диоксид урана	1	7	20	Металлическое	5,8	37	10,7	Разборная; макеты твэлов, твэльный подогрев, замедлитель
		7	75	Виброуплотнённое	8,9	25		
Находящиеся в реакторе								
Диоксид урана	113	37	75	Виброуплотнённое	16,3	37	12,0	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
	4	19	75		6,8	25	6,9	Разборная; твэльный подогрев
Мавэлы, содержащие нептуний и америций	2	4	—		0,1	30	0,1	Разборная; младшие актиниды
Композиция на основе нитридов урана и плутония	4	7	0,3	Нитридное смешанное, с массовой долей плутония 12–21 %	6,9	40	8,9	Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
	1	19	0,3	Нитридное смешанное, с массовой долей плутония 50 %	4,9	40	4,4	Разборная; макеты твэлов реактора БН-1200

РЕАКТОР РБТ-10/2

В отчётном году продолжали реализацию перспективной программы научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы, в том числе осуществляли ядерное легирование кремния и радиационное окрашивание минералов, нарабатывали молибден-99 в режиме еженедельных поставок и йод-131. Ведутся работы по модернизации участка ядерного легирования кремния (проект «Горноста́й»¹).

Перевод на топливо с увеличенным содержанием урана продолжается без изменения графика работы реактора. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. В условиях действия лицензии на эксплуатацию реактора внесено изменение, разрешающее использование нового комплекса аппаратуры автоматизированной системы

¹Проект «Горноста́й» — проект по модернизации участка ядерного легирования кремния и созданию участка по радиационному окрашиванию минералов. — Прим. ред.

управления и защиты АСУЗ-21Р. После завершения монтажных, пусконаладочных работ и комплексных испытаний указанный комплекс в составе системы управления и защиты реактора принят в эксплуатацию.

РЕАКТОР РБТ-6

Реализована программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2020 годы, перевод на топливо с увеличенным содержанием урана осуществляется без изменения графика работы реактора. В рамках программы продолжено облучение мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок и получения йода-131. В соответствии с графиком проведены работы по созданию участка радиационного окрашивания минералов (проект «Горностаи»): разработана техническая документация по модернизации каналов и выполнены расчётные исследования, направленные на усовершенствование устройств для облучения. Начаты работы по подготовке к изготовлению разработанного оборудования. В условиях постоянного ионизирующего излучения проведены испытания асинхронного с короткозамкнутым ротором трёхфазного радиационно стойкого электродвигателя ДАР-2.2 мощностью 2,2 кВт.

Проведён контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. Выполнено комплексное обследование реакторной установки, включая освидетельствование технического состояния и оценку остаточного ресурса здания, сооружений, оборудования и систем, важных для безопасности, по результатам которого принято решение о продлении срока эксплуатации до 31 декабря 2030 года.

РЕАКТОР МИР

В отчётном году продолжено выполнение перспективной программы научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы. В петлевых установках реактора проведены испытания (табл. 1.4):

- ◆ твэлов с ураноциркониевым топливом до более глубокого выгорания, а затем — при предельной температуре топлива (контракт с Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии);
- ◆ опытных твэлов реактора ВВЭР-1000, содержащих РЕМИКС-топливо с выгоранием 50 МВт·сут/кг тяжёлых атомов, в условиях аварии типа LOCA и при скачкообразном увеличении мощности;
- ◆ полномасштабных и рефабрикованных твэлов реактора ВВЭР-1000 с топливными таблетками без центрального отверстия при скачкообразном увеличении мощности и в условиях аварии типа RIA соответственно;
- ◆ опытных твэлов реактора ВВЭР-1000 на основе толерантного топлива, то есть обладающего повышенной устойчивостью в аварийных ситуациях с потерей охлаждения активной зоны, при скачкообразном увеличении мощности.

Продолжены петлевые испытания:

- ◆ экспериментальной ТВС с твэлами типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима (по контракту с Китайским институтом атомной энергии);
- ◆ твэлов различного исполнения для реакторов ВВЭР и PWR с целью лицензирования толерантного топлива в российских и зарубежных надзорных органах;
- ◆ экспериментальной ТВС с ураноциркониевым топливом (по контракту с Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии).

Завершено облучение образцов конструкционных материалов для прогнозирования их свойств при низкотемпературном облучении и обоснования повышенного радиационного ресурса корпу-

сов реакторов атомных ледоколов, а также дооблучение твэлов с РЕМИКС-топливом до выгорания 60 МВт-сут/кг тяжёлых атомов.

Таблица 1.4

**Основные сведения об экспериментах
и петлевых испытаниях твэлов**

Цель испытаний	Длина твэла, мм	Число твэлов	Выгорание топлива
Дооблучение твэлов с ураноциркониевым топливом до целевого выгорания для проведения последующих экспериментов в предельных режимах и определения лимитирующих значений линейной мощности	820	14	0,5–0,55 г/см ³
Исследование поведения твэлов с ураноциркониевым топливом при достижении предельной температуры	820	7	0,5–0,55 г/см ³
Подтверждение работоспособности твэлов с РЕМИКС-топливом для реактора ВВЭР-1000	580	5	60 МВт-сут/кг тяжёлых атомов
Обоснование работоспособности твэлов реактора ВВЭР-1000 с топливной таблеткой без центрального отверстия и утонённой оболочкой в условиях аварии с вводом положительной реактивности с импульсом мощности	200	6	Около 50 МВт-сут/кг урана
Обоснование работоспособности полномасштабных твэлов из ТВС реактора ВВЭР-1000 с топливной таблеткой без центрального отверстия в режимах со скачкообразным увеличением мощности и определение предельной деформации оболочек из циркониевых сплавов	3 850	6	40–50 МВт-сут/кг урана
Обоснование работоспособности толерантного ядерного топлива для реакторов ВВЭР и PWR	500	48	Около 20 МВт-сут/кг урана
Исследование влияния низкотемпературного облучения на механические характеристики образцов конструкционных материалов	—	96 образцов	—
Подтверждение ресурсных и коррозионных характеристик экспериментальной ТВС типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима	1000	10	Около 20 МВт-сут/кг урана
Подтверждение ресурсных характеристик и работоспособности экспериментальной ТВС с ураноциркониевым топливом	1000	55	0,15 г/см ³
Обоснование работоспособности твэлов реактора ВВЭР-1000 на основе толерантного топлива в режиме нарушения нормальной эксплуатации со скачкообразным увеличением мощности, получение экспериментальных данных для верификации расчётных кодов	500	2	20 МВт-сут/кг урана
Обоснование работоспособности твэлов реактора ВВЭР-1000 с РЕМИКС-топливом в условиях скачкообразного увеличения мощности и аварии типа LOCA, получение экспериментальных данных для верификации расчётных кодов	580	3	50 МВт-сут/кг тяжёлых атомов

В течение отчётного периода проводили наработку иридия-192 и лютеция-177, продолжали облучение мишеней со стартовым материалом для наработки тяжёлых изотопов плутония.

Проведены работы, предусмотренные программой управления ресурсом систем и элементов реакторной установки, важных для безопасности. Приняты различные технические и организационные меры, направленные на обеспечение безопасной и надёжной эксплуатации систем и элементов реактора, реализованы мероприятия по поддержанию противоаварийной готовности.

РЕАКТОР СМ

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ на 2015–2030 годы. Завершены работы по инвестиционному проекту «Модернизация активной зоны реактора СМ» (проект «Барсук»²), направленному на расширение экспериментальных возможностей установки:

- ♦ выполнены работы по замене центральной зоны в корпусе реактора;
- ♦ проведена замена рабочих органов системы управления и защиты реактора на универсальные органы с одновременным исполнением функций аварийной защиты и компенсации реактивности и их электромеханических приводов;
- ♦ заменена аппаратура комплекса автоматизированной системы управления и защиты АСУЗ-26Р;
- ♦ изменена конфигурация нейтронной ловушки;
- ♦ после выполнения пусконаладочных работ проведены автономные и комплексные испытания нового оборудования, по завершении которых испытываемые объекты введены в эксплуатацию;
- ♦ уточнены теплогидравлические и нейтронно-физические характеристики реактора СМ после внесённых изменений, подтверждено их соответствие проектным значениям.

После завершения комплексных испытаний и проверки всех систем и оборудования, 28 сентября 2020 года, реактор переведён из режима длительной остановки в режим пуска и работы на мощности, а 10 октября реактор выведен на плановый уровень мощности. Модернизация центральной зоны реактора позволила увеличить количество облучательных ячеек в ловушке со сверхвысокой плотностью потока (более $2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$) более чем в два раза — с 27 до 57 ячеек.

В соответствии с проектом «Окапи»³ в облучательных ячейках нейтронной ловушки реактора начата наработка трансплутониевых элементов. Нуклиды необходимы для изготовления мишеней в рамках проведения экспериментальных исследований в Объединённом институте ядерных исследований (г. Дубна) по получению новых сверхтяжёлых элементов таблицы Менделеева⁴.

Продолжена разработка методики испытания нагруженных внутренним давлением газа трубчатых образцов перспективных конструкционных материалов, включая материалы для корпусов и внутрикорпусных устройств, при высокодозном облучении в канале с естественной циркуляцией воды. Проведена подготовка к ампульным испытаниям образцов хромоникелевых сплавов с целью выбора и обоснования конструкционных материалов для создания жидко-солевого ядерного реактора. Выполнены работы по созданию петлевой реакторной установки с естественной циркуляцией теплоносителя и с топливной солью на основе расплавов фторидов лития и бериллия и фторидов лития, натрия и калия.

² Здесь и далее проект «Барсук» — проект по модернизации активной зоны реактора СМ. — Прим. ред.

³ Здесь и далее проект «Окапи» — проект создания фабрики сверхтяжёлых элементов (получение линейки изотопов новых сверхтяжёлых элементов таблицы Менделеева для проведения экспериментов в Объединённом институте ядерных исследований). — Прим. ред.

⁴ Таблица Менделеева (периодическая система химических элементов) — классификация химических элементов, устанавливающая зависимость различных свойств элементов от их заряда атомного ядра. Система является графическим выражением периодического закона химических элементов, открытого Дмитрием Ивановичем Менделеевым, русским учёным-энциклопедистом: химиком, физиком, метрологом, экономистом, технологом, геологом, метеорологом, приборостроителем. — Прим. ред.

Реализована, как и в предыдущие годы, программа по реакторному получению радионуклидов медицинского и промышленного назначения. В нейтронной ловушке реактора нарабатывали такие радионуклиды, как селен-75, вольфрам-188, лютеций-177, гадолиний-153, а в отражателе — иридий-192, кобальт-60 с высокой удельной активностью и востребованный в ядерной медицине йод-125. Продолжено выполнение программы накопления изотопов трансплутониевых элементов, в том числе калифорния-252, предназначенного для изготовления нейтронных источников.

Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов. Подготовлен комплект документов, необходимых для получения очередной лицензии на эксплуатацию реактора.

КРИТИЧЕСКИЕ СТЕНДЫ РЕАКТОРОВ СМ И МИР

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

На критическом стенде МИР исследованы нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора МИР и экспериментальной ТВС в нормальных и моделируемых аварийных условиях (по контракту с Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии). Получены данные для обоснования безопасности проведения испытаний указанной ТВС в петлевом канале реактора МИР и выданы рекомендации по компоновке активной зоны.

На критическом стенде реактора СМ продолжены исследования нейтронно-физических характеристик реактора после модернизации. Проведены эксперименты по определению реактивных характеристик активной зоны при заполнении ячеек внешнего ряда ловушки мишенями для наработки изотопа кобальта-60. Результатом экспертизы документов по обоснованию безопасности критического стенда явилось положительное заключение, позволившее в отчётном году получить очередную лицензию на эксплуатацию установки. Проведены работы по подготовке изменения конструкторской документации с целью приведения критического стенда в соответствие с модернизированной активной зоной реактора.

РЕАКТОР ВК-50

Основные направления работ на реакторной установке:

- ◆ расчётные и экспериментальные исследования по эффективному использованию топлива в активной зоне реактора;
- ◆ получение экспериментальных данных по физике, теплофизике, теплогидравлике, выходу и распространению продуктов деления, необходимых для верификации расчётных программ, разработок и предложений по существующим и инновационным реакторам и обоснования безопасности действующих;
- ◆ изучение характеристик водно-химического режима, разработка методики его поддержания и контроля показателей;
- ◆ усовершенствование расчётно-методического обеспечения для обоснования безопасной и эффективной работы реакторной установки;
- ◆ выработка и подача в сеть электрической энергии и тепла (энерговыработка — 1 083 269 МВт·ч, отпуск электрической и тепловой энергии — 159 629 МВт·ч и 28 644 Гкал соответственно);
- ◆ работа с отработавшими тепловыделяющими сборками.

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

ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ С РЕМИКС-ТОПЛИВОМ В РЕЖИМЕ СКАЧКООБРАЗНОГО ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ

В петлевом канале реактора МИР проведены испытания двух экспериментальных твэлов с РЕМИКС-топливом в режиме скачкообразного увеличения мощности. Они были выбраны из пяти твэлов, ранее облучённых в этом реакторе до максимального выгорания топлива около 50 МВт-сут/кг т. а. Сценарий эксперимента предусматривал облучение на исходном уровне мощности (этап кондиционирования), последующее увеличение мощности до заданного максимального значения и выдержку на этом уровне в течение двенадцати часов или до разгерметизации твэла. Линейная мощность твэлов на первом этапе не превышала значений, характерных для сборки ТВС-2М с РЕМИКС-топливом при эксплуатации в активной зоне реактора ВВЭР-1000 (около 200 Вт/см). Линейную мощность твэлов при проведении эксперимента оценивали, используя метод теплового баланса и расчётное распределение энерговыделения по твэлам. Изменение максимальной линейной мощности и распределение линейной мощности по длине активной части твэлов при максимальном достигнутом уровне мощности во время эксперимента приведено на рис. 1.1. и 1.2. В процессе эксперимента твэлы сохранили герметичность. Значения линейной мощности будут уточнены с учётом данных последующего гамма-сканирования твэлов.

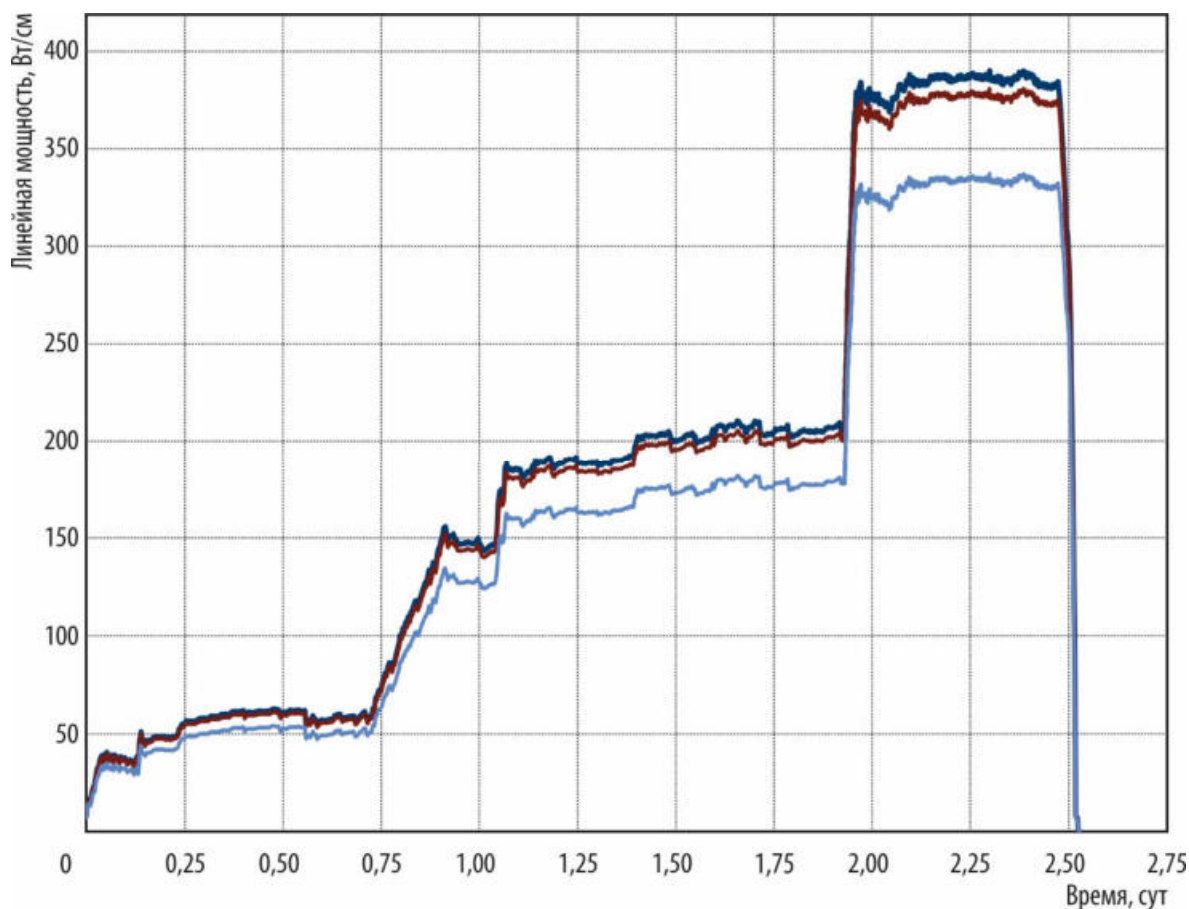


Рис. 1.1. Изменение линейной мощности:

максимальной по длине первого (—) и второго (—) твэлов

и в зоне установки термоэлектрического преобразователя (—) — в зависимости от времени

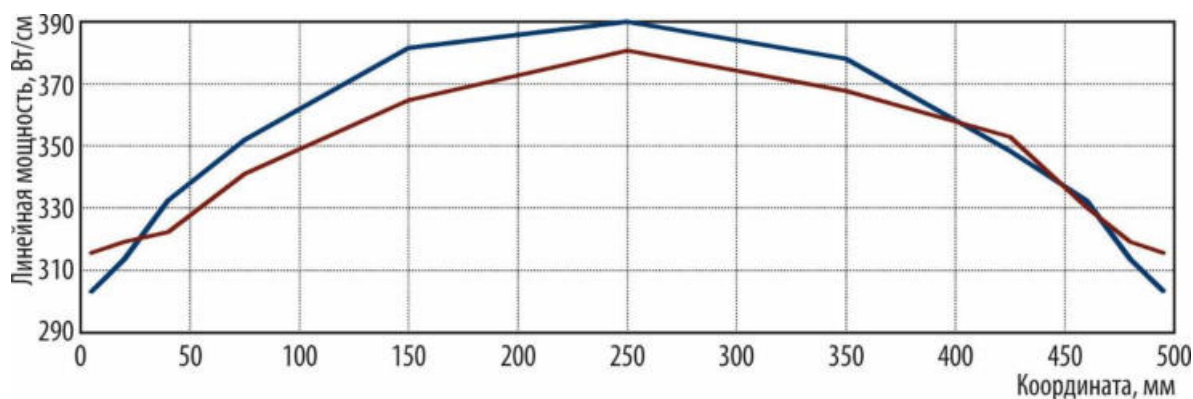


Рис. 1.2. Распределение линейной мощности по длине первого (—) и второго (—) твэлов

А.Г. Ещеркин, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, В.А. Овчинников

ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛОВ С РЕМИКС-ТОПЛИВОМ В УСЛОВИЯХ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В реакторе МИР проводят экспериментальные исследования с целью получения данных о работоспособности твэлов с РЕМИКС-топливом для реактора ВВЭР-1000 в условиях нормальной эксплуатации и проектных аварий. Результаты нужны для верификации расчётных кодов и обоснования использования этого топлива в реакторах ВВЭР-1000.

В петлевом канале реактора МИР завершено облучение нескольких укороченных твэлов, подобных твэлам с РЕМИКС-топливом, изготовленным для сборки ТВС-2М реактора ВВЭР-1000, до выгорания топлива около 50 МВт-сут/кг т. а. Все твэлы сохранили свою герметичность. Один из них был отобран для испытания при параметрах проектной аварии LOCA (гильотинный разрыв трубопровода первого контура максимального диаметра). В испытании моделировали только вторую (повторный залив с разогревом активной зоны реактора) и третью (залив активной зоны холодной водой с возникновением термошока на оболочке твэлов) стадии протекания аварии, в которые возможен наибольший выход твэлов из строя.

На рис. 1.3 представлена разработанная для петлевого канала реактора МИР конструкция испытательного устройства со следующими особенностями:

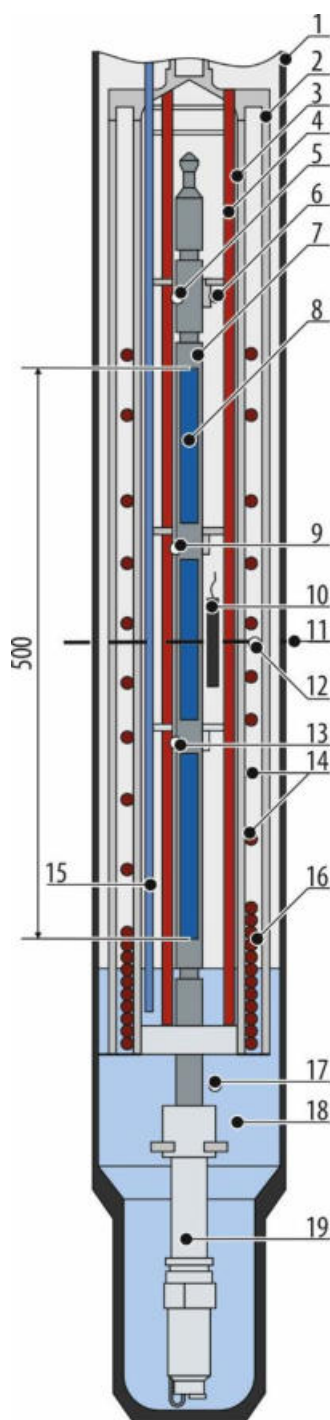
- ◆ реальная картина деформирования оболочки твэла при разогреве на второй стадии аварии достигается размещением дистанционирующих решёток по высоте;
- ◆ исключена операция выпаривания теплоносителя, поэтому изначально существует граница раздела фаз «вода — парогазовая смесь»;
- ◆ характеристика используемого в конструкции узла крепления термоэлектрических преобразователей для измерения температуры оболочки изучена на лабораторной модели и определены соответствующие поправки к показаниям термоэлектрических преобразователей в широком диапазоне температуры и тепловой нагрузки;
- ◆ охлаждение твэла в соответствии с расчётом осуществляется естественной конвекцией парогазовой смеси (испытательное устройство отключено от контура циркуляции, на стадии сборки заливается расчётное количество воды, которая находится при атмосферном давлении, над зеркалом воды находится аргон);

- ♦ установлены два электрических нагревателя, которые создают первоначальный (до моделирования второй стадии) расход парогазовой смеси в канале и имитируют рабочие ТВС окружения экспериментального канала.

Температурный сценарий эксперимента разработан по результатам расчёта параметров переходного процесса в активной зоне реактора ВВЭР-1000, выполненного специалистами АО «ОКБ "Гидропресс"». Согласно сценарию эксперимента максимальная температура оболочки твэла при разогреве соответствует диапазону от 750 до 800 °С (расчётная температура оболочки твэла в конце второй стадии аварии), скорость нагрева — 1–4 К/с на различных стадиях переходного процесса. Для реализации температурного сценария в реакторном эксперименте использовали энергию деления урана в испытуемом твэле при работе реактора. Поэтому алгоритм проведения эксперимента, в частности задание динамики роста энерговыделения в твэле, были разработаны с учётом физических характеристик реактора и существующего регламента, который допускает увеличение мощности реактора только при включённом автоматическом регуляторе.

При проведении эксперимента в режиме реального времени измеряли температуру теплоносителя и оболочки твэла в двух точках по высоте и динамику давления газа под оболочкой. На рис. 1.4 отмечены две характерные точки, соответствующие началу деформации (раздутия) оболочки и моменту перевода реактора в подкритическое состояние. Момент остановки реактора выбран так, чтобы сохранить целостность твэла, при этом максимально приблизив температуру оболочки к той, при которой, исходя из результатов, экспериментально полученных ранее в канале реактора МИР при моделировании аварии LOCA, происходит нарушение целостности оболочки. До температуры, равной 770 °С, оболочка твэла сохраняет свою геометрию и размеры, с увеличением температуры динамика давления газа принципиально меняется, что связано с увеличением объёма под оболочкой из-за её пластической деформации. При температуре оболочки 820 °С, давлении в твэле, равном 5,29 МПа, и давлении среды снаружи твэла, равном 0,1 МПа, твэл сохранил герметичность.

Рис. 1.3. Конструкция экспериментального устройства: 1 — корпус ампулы; 2 — теплоизолирующая обечайка; 3 — чехол корзины; 4 — несущие трубки корзины; 5 — термоэлектрический преобразователь Т4 на оболочке в области компенсационного объёма; 6 — термоэлектрический преобразователь Т2 в теплоносителе (в паре) на выходе из корзины; 7 — рефабрикованный твэл; 8 — топливный сердечник рефабрикованного твэла; 9 — термоэлектрический преобразователь Т5 на оболочке рефабрикованного твэла выше центральной плоскости активной зоны на 100 мм; 10 — детектор прямого заряда с родиевым эмиттером длиной 100 мм; 11 — центральная плоскость активной зоны; 12 — термоэлектрический преобразователь Т3 на чехле корзины (нагреватель) на уровне центральной плоскости активной зоны; 13 — термоэлектрический преобразователь Т6 на оболочке рефабрикованного твэла ниже центральной плоскости активной зоны на 100 мм; 14 — верхняя секция электронагревателя; 15 — импульсная линия для подачи аргона и залива воды в устройство; 16 — нижняя секция электронагревателя; 17 — термоэлектрический преобразователь Т1 в теплоносителе (в воде) на входе в корзину; 18 — вода; 19 — датчик давления рефабрикованного твэла с катушкой индуктивности



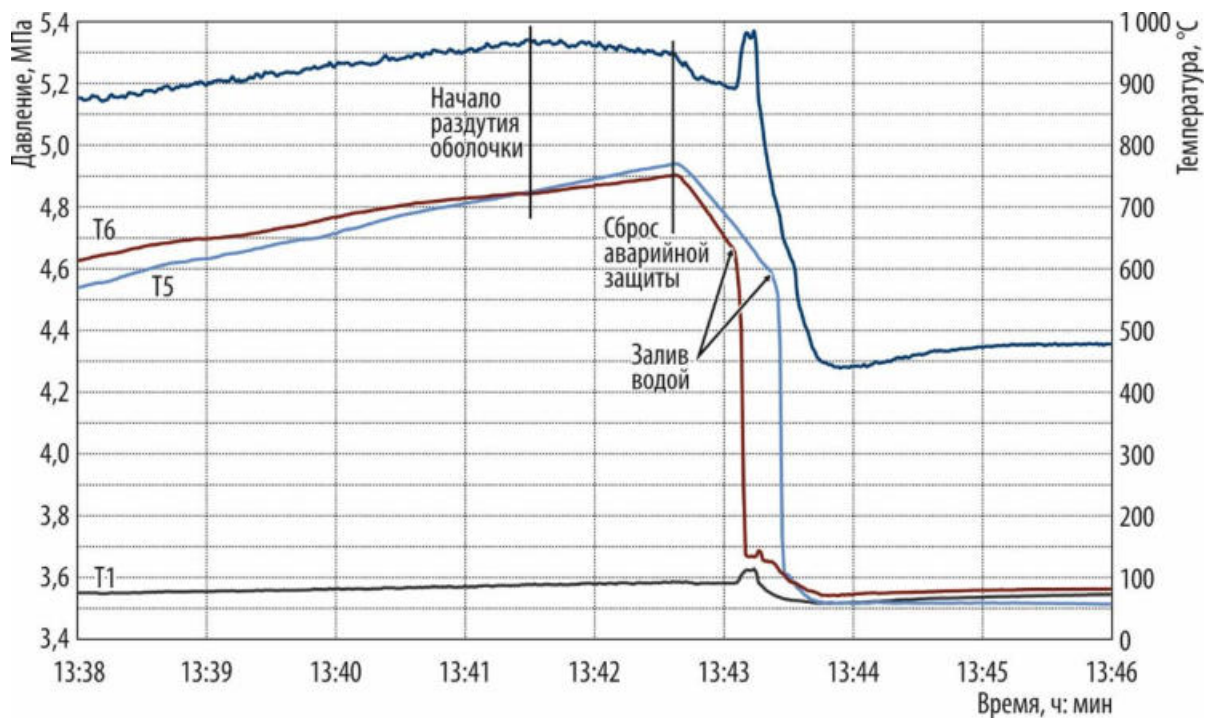


Рис. 1.4. Изменение температуры теплоносителя на входе в корзину (Т1) и оболочки твэла на уровне 100 мм выше (Т6) и ниже (Т5) центральной плоскости активной зоны, а также давления газа (—) под оболочкой рефабрированного твэла в зависимости от времени

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

ПОВЕДЕНИЕ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 В УСЛОВИЯХ АВАРИИ С НЕСАНКЦИОНИРОВАННЫМ ВВОДОМ ПОЛОЖИТЕЛЬНОЙ РЕАКТИВНОСТИ

В канале реактора МИР проведено два эксперимента для изучения поведения твэлов реактора ВВЭР-1000 в условиях аварии при несанкционированном вводе положительной реактивности (аварии RIA): RIA-Мах и RIA-Кризис. Объектом изучения была сборка из трёх установленных в треугольную решётку с шагом 12,75 мм укороченных твэлов с выгоревшим топливом. Параметр, который необходимо было реализовать в эксперименте RIA-Мах, — максимальное в импульсе нейтронного потока значение среднерадиальной энтальпии топлива (около 100 кал/г), а в эксперименте RIA-Кризис нужно было обеспечить возникновение на оболочке твэла кризиса теплоотдачи I рода и нагрев её до 750–850 °С.

Для выполнения импульса нейтронного потока в отдельно взятом канале был использован ранее разработанный и апробированный метод, основанный на перемещении в полости канала поглотителя в осевом направлении, который в исходном состоянии экранировал топливную часть твэлов [1]. Форма импульса при таком способе его реализации имеет форму трапеции с амплитудой от 3,5 до 4,0. Полуширина импульса, определяющая величину поглощённой в топливе энергии, задаётся временем выдержки на максимальной мощности, которая является расчётной величиной. На рис. 1.5 показана модель активной части экспериментального устройства с подвижным экранирующим устройством. Конструктивные особенности устройства, стартовые параметры

эксперимента, параметры импульса в зависимости от решаемой задачи определяли в каждом случае отдельно.

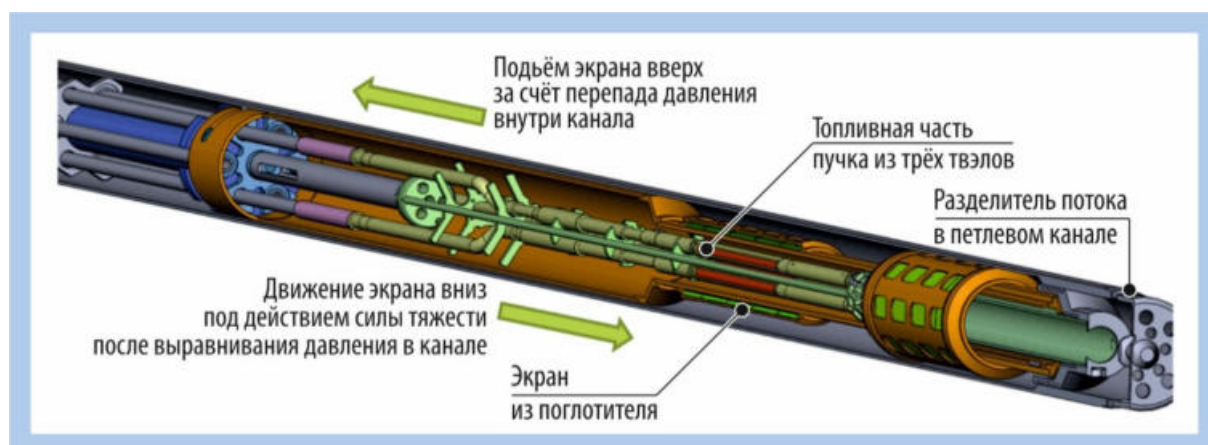


Рис. 1.5. Модель активной части устройства

В эксперименте RIA-Max в исходном состоянии необходимо было реализовать следующие условия: скорость теплоносителя в канале — 3,5–8 м/с, линейная мощность — 180–230 Вт/см. Заданная скорость теплоносителя в канале была обеспечена конструкцией проточной части экспериментального устройства (рис. 1.6, а), в которой гидравлическое сопротивление движущемуся потоку минимально. При существующем ограничении объёма для размещения элементов конструкции проточная часть имеет максимально возможную площадь проходного сечения и минимальные значения коэффициентов местного сопротивления. В эксперименте RIA-Кризис кризис теплоотдачи I рода на оболочке твэлов, охлаждаемых теплоносителем с параметрами первого контура реактора ВВЭР-1000, достигается при скорости охлаждения не более 200 кг/м²·с. Для существующей конструкции экспериментального устройства данная скорость теплоносителя соответствует расходу 0,5 т/ч. Технологические возможности контура охлаждения позволяют обеспечить стабильный расход через канал не менее 2 т/ч, поэтому для снижения расхода теплоносителя до необходимого значения на входе в пучок из трёх твэлов была установлена диафрагма (хвостовик-дроссель) с большим гидравлическим сопротивлением (рис 1.6, б).

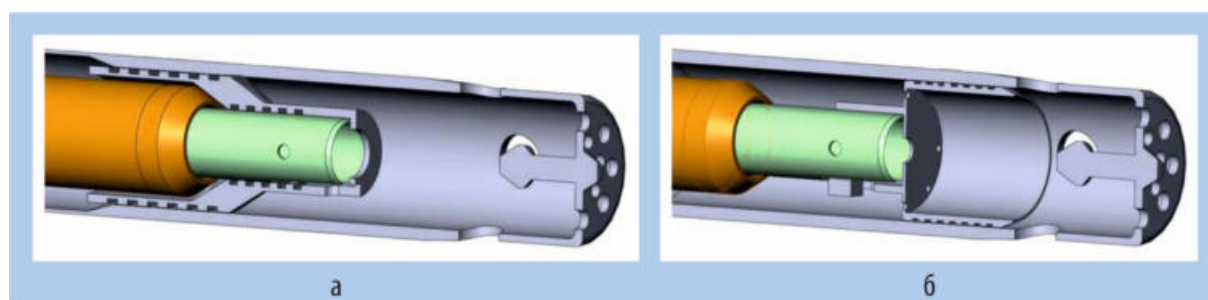


Рис. 1.6. Конструкция нижней части (хвостовиков) экспериментальных устройств для экспериментов RIA-MAX (а) и RIA-КРИЗИС (б) с расходом через пучок 6–8 и 0,5 т/ч соответственно

При проведении обоих экспериментов RIA учитывали необходимость поддержания стартовых параметров, соответствующих номинальному режиму работы твэлов в реакторе ВВЭР-1000, и реализации требуемого импульса мощности (табл. 1.5). При проведении экспериментов RIA было реализовано три режима:

- 1) работа на постоянном уровне мощности около двух суток;
- 2) работа на повышенном уровне мощности в течение нескольких часов;
- 3) режим импульса мощности (режим RIA) с заданным временем выдержки для каждого эксперимента.

Таблица 1.5

Основные параметры, достигнутые в экспериментах

Параметр	Эксперимент	
	RIA-Max	RIA-Кризис
Давление в контуре охлаждения, МПа	15,3–15,7	13,4–15,4
Температура теплоносителя на входе, °С	265–272	285–295
Расход теплоносителя через пучок твэлов, т/ч	5,9–6,4	0,5
Максимальная линейная мощность для режима, Вт/см:		
первого	180	160
второго	200	200
третьего	800–810	800
Время работы для режима, ч:		
первого	42	42
второго	0,5	4
Время выдержки для третьего режима, с	6,5	4,6

На рис. 1.7 представлена динамика температуры центра топливного сердечника за время импульса мощности (эксперимент RIA-Max), полученная с использованием расчётного кода «Муза» [2], и показано сравнение расчётной и измеренной температуры топливного сердечника непосредственно у термоэлектрического преобразователя, установленного на расстоянии 50 мм от верхнего торца сердечника.

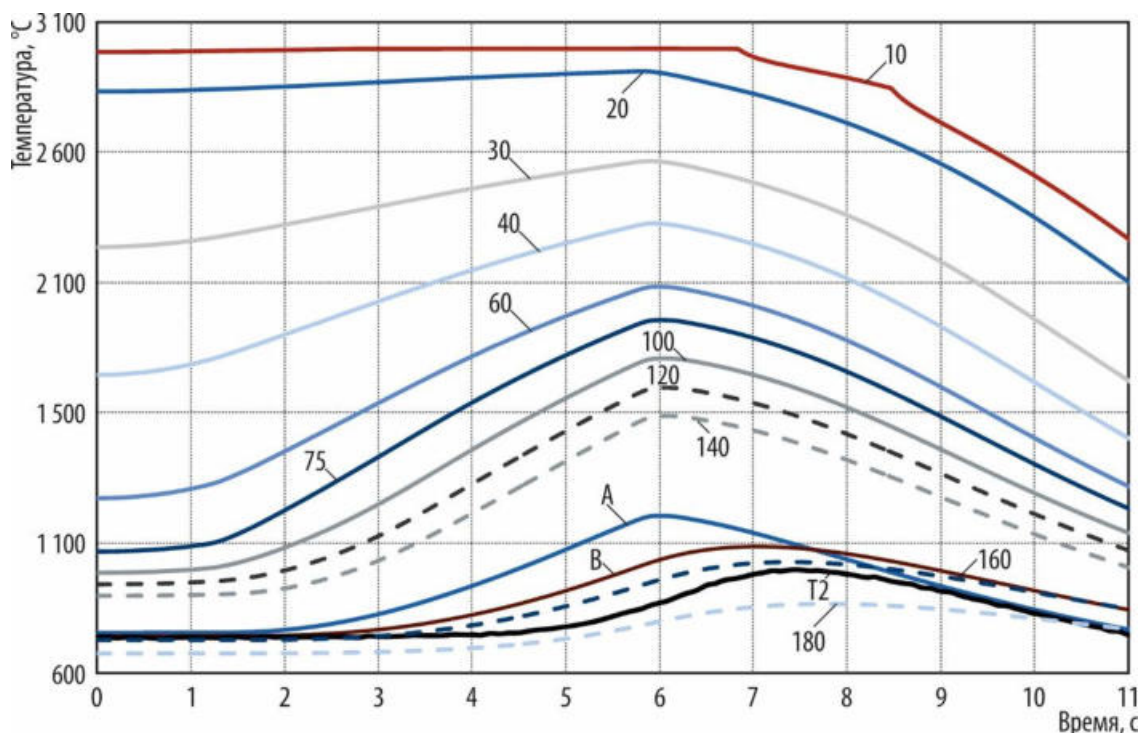


Рис. 1.7. Динамика расчётной температуры центра топливного сердечника во время эксперимента с указанием расстояния от нижнего торца топливного сердечника, а также расчётных значений температуры топлива (A) и температуры в месте установки термоэлектрического преобразователя (B), а также экспериментально измеренного значения температуры (T2)

По результатам посттестового анализа и послереакторных исследований в эксперименте RIA-Max получено:

- ♦ во время действия импульса мощности в топливном сердечнике твэлов было достигнуто значение максимальной среднерадиальной энтальпии топлива, равное 100–105 кал/г;

- ◆ при достигнутой энтальпии топлива состояние твэлов на испытанном участке в условиях импульсного изменения мощности удовлетворяет требованиям безопасности, предъявляемым к топливной системе в условиях проектной аварии RIA для реактора ВВЭР-1000 (сохранение охлаждаемой геометрии, возможность послеварийной выгрузки) [3].

На рис. 1.8 и 1.9 приведены динамика температуры внешней поверхности оболочки твэла в период действия импульса нейтронного потока и распределение температуры поверхности топлива и оболочки в момент времени, равный 4,5 с, а также в зоне установки термоэлектрических преобразователей Т2 и Т3 в эксперименте RIA-Кризис.

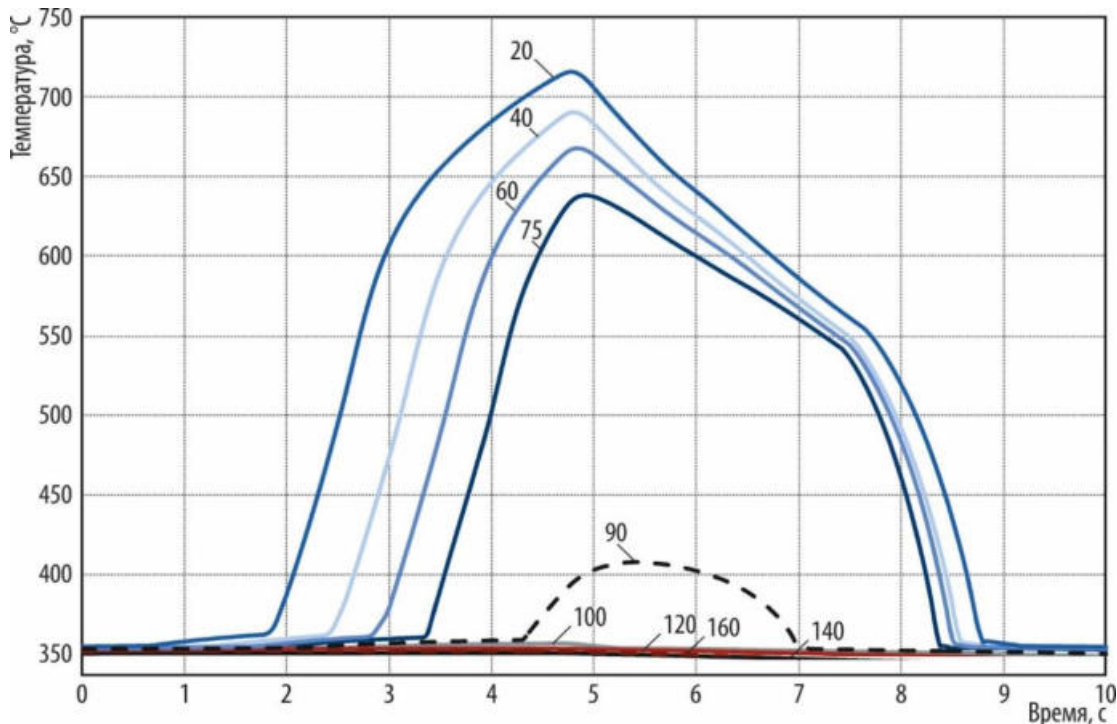


Рис. 1.8. Динамика температуры внешней поверхности оболочки твэла с указанием расстояния от нижнего торца топливного сердечника

Кризис теплоотдачи на оболочке твэла возникает уже на третьей секунде с начала действия импульса. Продолжительность кризиса в эксперименте RIA-Кризис составила две-три секунды после прекращения действия импульса мощности. Длина оболочки твэла, охваченная кризисом теплоотдачи, в области повышенного энерговыделения — в нижней части твэлов — равна примерно 100 мм. Возникновение кризиса теплоотдачи также было зафиксировано по удлинению оболочки (из-за уменьшения теплоотдачи температура оболочки возрастает) и изменению температуры теплоносителя на выходе из канала (количество тепла, поступающее в теплоноситель, при наступлении кризиса уменьшается). Сравнения характера изменения этих параметров с таковыми в эксперименте RIA-Max (рис. 1.10 и 1.11) оказалось достаточно, чтобы зафиксировать момент возникновения кризиса теплоотдачи Грода на оболочке во время действия импульса нейтронного потока.

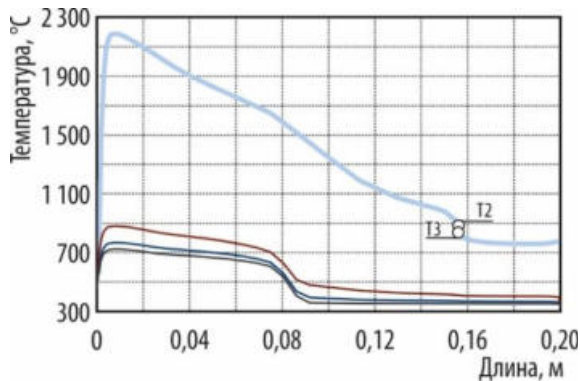


Рис. 1.9. Распределение температуры на внешней поверхности (—) и в центре (—) топливного сердечника и на внешней (—) и внутренней (—) стороне оболочки рефабрикованного твэла по его высоте, а также в зоне установки термоэлектрических преобразователей (○)

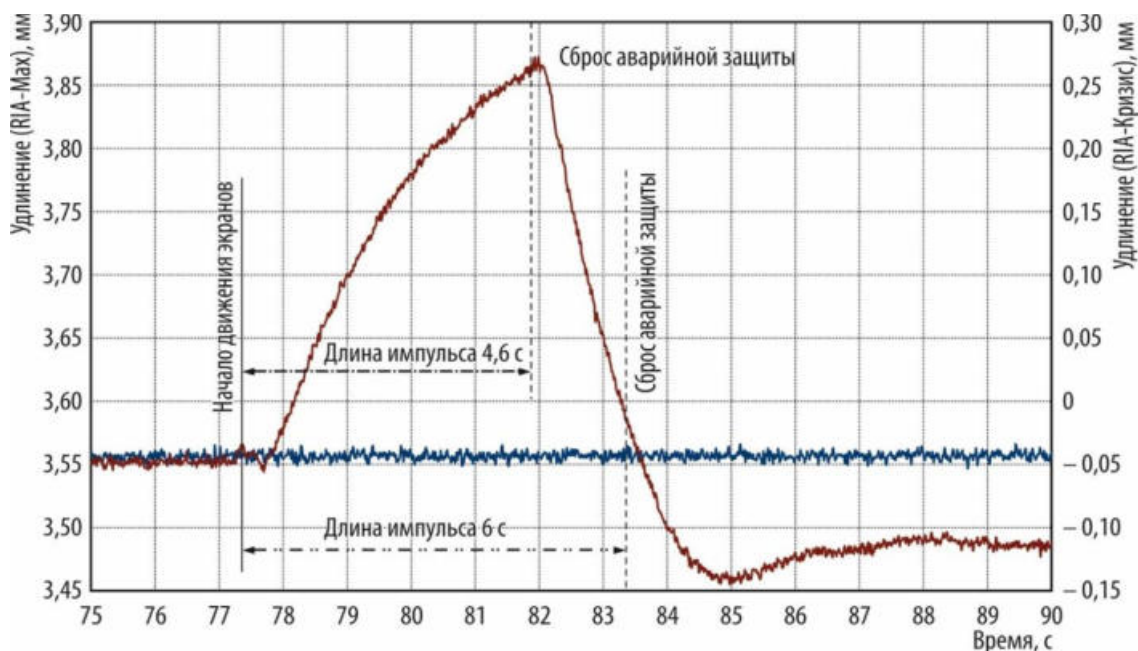


Рис. 1.10. Динамика удлинения оболочки в экспериментах RIA-Max (—) и RIA-Кризис (—) с указанием длительности импульса

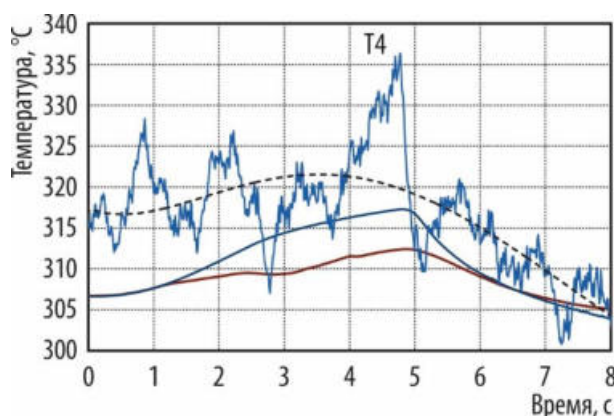


Рис. 1.11. Динамика температуры теплоносителя: расчётной (с кризисом (—) и без него (—)), измеренной (—) и сглаженной измеренной (—) — на выходе из экспериментальной ТВС в эксперименте RIA-Кризис

Результаты расчётных данных эксперимента RIA-Кризис и послереакторных исследований показали:

- ♦ во время действия импульса мощности максимальное значение среднерадимальной энтальпии в топливном сердечнике твэлов составило 122–145 кал/г; максимальная температура в центре топливного сердечника — 2 300 °C, максимальная температура оболочки — 750 °C;
- ♦ импульс мощности в условиях кризиса теплоотдачи не привёл к разгерметизации оболочек, что свидетельствует о работоспособности твэлов и возможности проведения последующих экспериментов RIA в реакторе МИР с большими значениями энтальпии топлива.

Список литературы

1. Патент № 2243605, Российская Федерация, (51)МПК G21C23/00 (2000.01) [Электронный ресурс]. Способ и устройство для испытания твэлов в режиме реактивной аварии в стационарно работающем исследовательском ядерном реакторе / Алексеев А.В., Шулимов В.Н. // Бюл., 2004. № 36. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet (дата обращения: 15.02.2021).
2. Алексеев А.В. Использование программы «Муза» для расчётного сопровождения экспериментов в исследовательских реакторах // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов», 2013. Вып. 3. С. 135–140.
3. НП-082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Федеральная служба

по экологическому, технологическому и атомному надзору // Ядерная и радиационная безопасность, 2008. № 1. С. 52–77.

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

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ МИР КОМБИНИРОВАННЫХ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМИ ТВЭЛАМИ

В исследовательском реакторе МИР проведены ресурсные испытания двух комбинированных тепловыделяющих сборок, изготовленных ПАО «Новосибирский завод химконцентратов», с экспериментальными твэлами на основе низкообогащённого высокоплотного сплава на основе урана, молибдена и кремния (U–8,8 % Mo–3,2 % Si). Цель испытаний заключалась в определении ресурса экспериментального топлива.

Конструкция комбинированной ТВС идентична штатной сборке реактора МИР, но два внешних твэла содержат экспериментальное топливо с обогащением 19,7 % по урану-235. Размер частиц порошка сплава составляет 40–160 мкм. Внутренние твэлы имеют серийное диоксидное топливо с обогащением 90 %. Из-за повышенной загрузки урана толщина сердечника твэлов с экспериментальным топливом увеличена до 0,7 мм. Основные конструкционные и технологические параметры приведены в табл. 1.6, в которой, как и далее по тексту статьи, нумерация твэлов идёт от внешнего к внутреннему.

Таблица 1.6

Характеристика комбинированных тепловыделяющих сборок

Параметр	Номер твэла			
	1	2	3	4
Тип топлива	Сплав на основе урана, молибдена и кремния с добавлением алюминия		Оксид урана с добавлением алюминия	
Плотность по урану, г/см ³	5,4–5,5		1,01	
Обогащение по урану-235, %	19,7		90	
Масса урана-235 в твэле, г	148	128	82	67
Объёмная доля топлива в сердечнике, %	0,45		0,11–0,15	
Толщина сердечника, мм	0,7		0,55	
Площадь теплосъёма, м ²	0,43	0,37	0,31	0,26

Общая продолжительность ресурсных испытаний составила 305 эффективных суток. Облучение состояло из трёх основных этапов со ступенчатым снижением мощности. Первый этап включал два небольших по продолжительности подэтапа (табл. 1.7).

За весь период облучения максимальная мощность комбинированных тепловыделяющих сборок составила

примерно 1 700 и 1 500 кВт соответственно. На рис. 1.12 представлены их изменение мощности в ходе ресурсных испытаний в зависимости от календарной даты и динамика изменения мощно-

Таблица 1.7

Средняя мощность комбинированных тепловыделяющих сборок, кВт

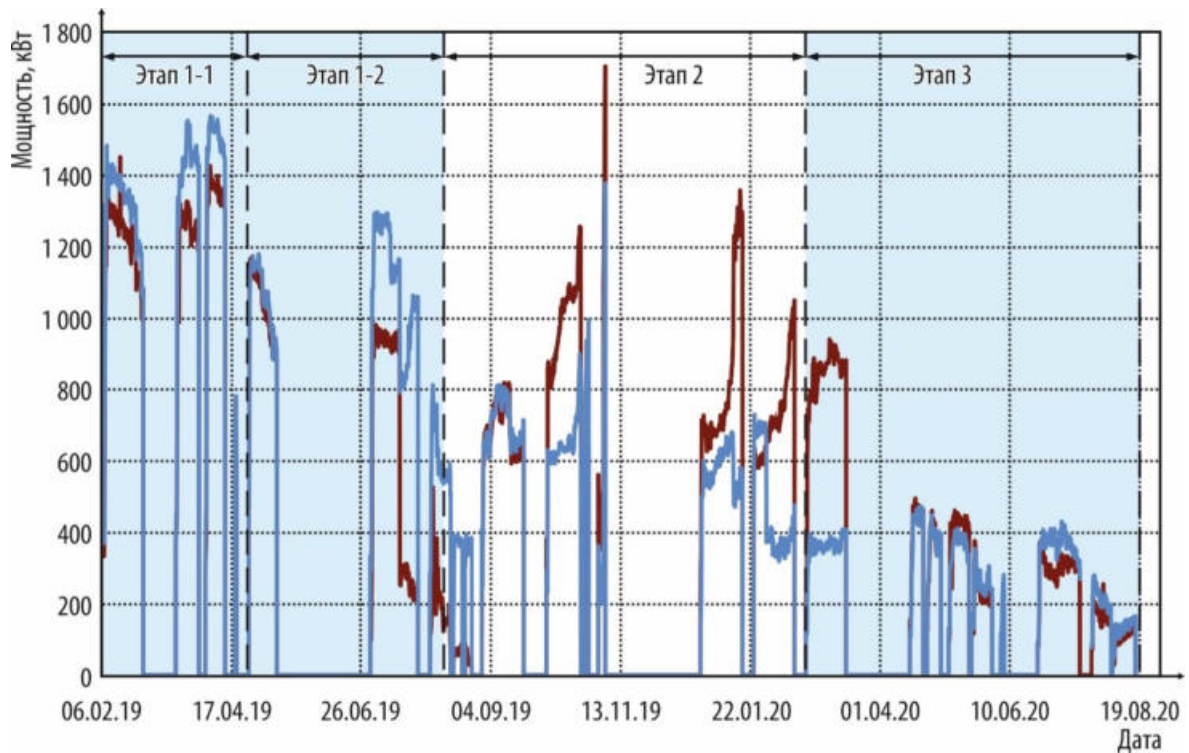
Комбинированная ТВС	Этап облучения			
	1-1	1-2	2	3
Первая	148	128	82	67
Вторая	0,43	0,37	0,31	0,26

сти, осреднённой за каждую кампанию. Значения выгорания урана-235 в твэлах с экспериментальным топливом обеих сборок на конец облучения представлены в табл. 1.8.

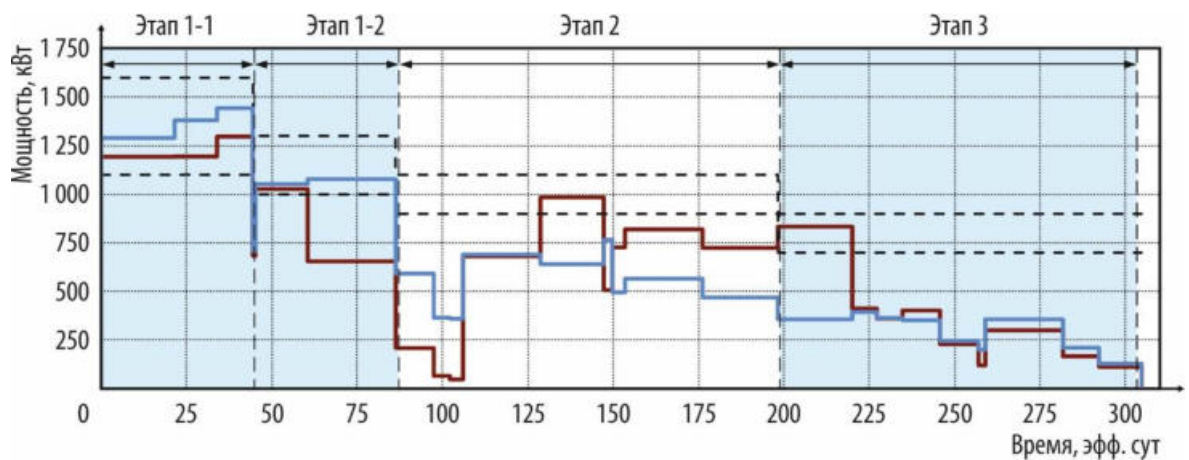
Таблица 1.8

Выгорание урана-235 в твэлах с экспериментальным топливом

ТВС	Номер твэла	Выгорание		
		Среднее		Максимальное
		по сборке	по твэлу	
Первая	1	58,5	60,5	72,7
	2		56,7	69,5
Вторая	1	57,8	59,8	72,0
	2		56,0	68,8



а



б

Рис. 1.12. Динамика изменения мощности первой (—) и второй (—) комбинированных тепловыделяющих сборок в зависимости от календарной даты (а) и времени облучения (б)

За время проведения ресурсных испытаний признаков разгерметизации комбинированных тепловыделяющих сборок не выявлено. Для определения их внешнего состояния запланировано проведение визуального осмотра.

В.В. Пименов, С.В. Майнсков

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ С МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

Высокопоточный исследовательский реактор СМ [1], введённый в эксплуатацию более полувека назад, неоднократно модернизировали. Высокая плотность нейтронного потока в реакторе приводит к быстрому набору предельно допустимого флюенса нейтронов на внутрикорпусных элементах реактора, что требует их периодической замены. Одним из таких элементов является центральная опорная металлоконструкция (центральная зона), на которой размещается активная зона и отражатель реактора. За время эксплуатации реактора опорную конструкцию меняли три раза, последний раз при реконструкции 1991–1992 годов. В связи с выработкой ресурса центральной зоны было принято решение о её замене с одновременной модернизацией активной зоны для расширения экспериментальных возможностей реактора и повышения эффективности его использования [2]. Концепция, принятая за основу модернизации активной зоны реактора, предусматривала:

- ◆ исключение кольцевого центрального компенсирующего органа;
- ◆ отказ от бериллиевых вкладышей, формирующих цилиндрическую полость в центре активной зоны для облучения материалов в нейтронной ловушке;
- ◆ увеличение числа облучательных ячеек в нейтронной ловушке с 27 до 57;
- ◆ изменение конструкции рабочих органов аварийной защиты с увеличением их описанного диаметра и количества пэлов, а также включения в состав рабочих органов нижнего бериллиевого вытеснителя для повышения эффективности;
- ◆ использование четырёх центральных рабочих органов системы управления и защиты в двух функциях: аварийной защиты на нижнем участке хода и компенсации реактивности на верхнем участке хода рабочего органа.

Проект модернизации предполагал также оснащение реактора современной цифровой аппаратурой системы управления и защиты и новыми исполнительными механизмами рабочих органов.

Для подтверждения проектных характеристик были предусмотрены экспериментальные исследования при пуске реактора после модернизации, которые включали:

- ◆ подготовку реактора и его систем к пуску, подключение и проверку необходимых средств измерений;
- ◆ порционную загрузку ТВС в реактор для восстановления картограммы активной зоны, при которой реактор был остановлен на модернизацию;
- ◆ вывод реактора на минимально контролируемый уровень мощности с проверкой чувствительности и стабильности работы каналов контроля нейтронного потока новой аппаратуры системы управления и защиты, проверка работоспособности каналов реактиметра;
- ◆ определение эффективности, градуировочных характеристик рабочих органов системы управления и защиты, а также запаса реактивности и подкритичности активной зоны;
- ◆ определение температурного эффекта реактивности на минимально контролируемом уровне мощности реактора;
- ◆ установку экспериментальных устройств в реактор с определением эффектов реактивности при их загрузке;

- ♦ вывод реактора на требуемый уровень мощности с градуировкой каналов контроля нейтронного потока новой аппаратуры системы управления и защиты по тепловой мощности реактора и проверку стабильности работы каналов контроля на различных уровнях мощности;
- ♦ работу на заданном уровне мощности в течение трёх суток для оценки величины стационарного отравления ксеноном-135 и темпа потери реактивности на выгорание топлива;
- ♦ определение мощностного коэффициента реактивности для отравленного состояния активной зоны перед плановой остановкой реактора.

Новая аппаратура системы управления и защиты реактора включает многоканальный цифровой реактиметр АКР, в алгоритм расчёта которого заложено обращённое решение уравнений точечной кинетики [3]. Для проверки достоверности показаний реактиметра использовали метод асимптотического периода [3]. По результатам измерений подтверждена идентичность определения вводимой реактивности при использовании обоих методов, а также стабильность показаний всех каналов реактиметра. Относительная неопределённость измерения реактивности штатными каналами реактиметра соответствует заявленному паспортному значению — ± 5 %.

В реакторных экспериментах определили эффективность и градуировочные характеристики рабочих органов системы управления и защиты. По результатам измерений подтверждено, что их эффективность находится в проектном диапазоне значений. Полученную зависимость эффективности рабочего органа от глубины его погружения в активную зону (градуировочную характеристику) нормировали на полную эффективность рабочих органов (при положении 0 мм по указателю относительная эффективность органа равна нулю, при полном погружении — единице). Градуировочную характеристику рабочего органа системы управления и защиты аппроксимировали полиномом вида (рис. 1.13):

$$S(p) = a \left(\frac{p}{p_{max}}\right)^4 + b \left(\frac{p}{p_{max}}\right)^3 + c \left(\frac{p}{p_{max}}\right)^2 + (1 - a - b - c) \frac{p}{p_{max}}, \quad (1.1)$$

где p — положение рабочего органа по указателю положения, мм;

p_{max} — положение по указателю положения, при котором рабочий орган полностью введён в активную зону, мм;

a, b, c — константы, которые определяют минимизацией функции:

$$f(a, b, c) = \sum_{i=1}^{N-1} [\rho_i(p_i) - S(p_i)]^2. \quad (1.2)$$

где i — номер точки;

N — объём выборки.

Изотермический температурный эффект реактивности определён для неотравленного состояния реактора по изменению положения предварительно отградуированного органа системы управления и защиты на минимально контролируемом уровне мощности при равномерном разогреве всех компонентов активной зоны за счёт работы главных циркуляционных насосов при отключённых теплообменниках второго контура.

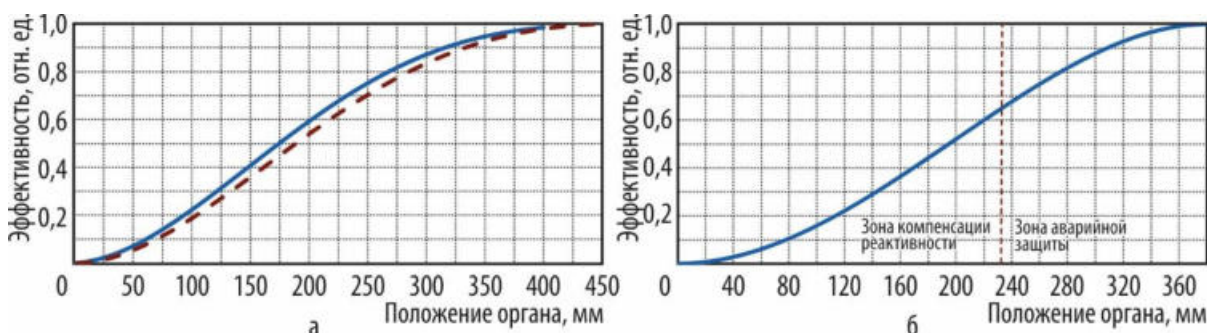


Рис. 1.13. Градуировочные характеристики рабочих органов компенсации реактивности до (— — —) и после (—) модернизации реактора (а) и совмещённых органов аварийной защиты и компенсации реактивности (б)

Кривая, аппроксимирующая экспериментально измеренные точки, описывается полиномом второй степени, коэффициенты которого получены путём минимизации отклонений экспериментально определённых значений реактивности от соответствующих расчётных значений (метод наименьших квадратов):

$$\rho(T) = -1,49 \cdot 10^{-4}(T - T_0)^2 + 4,86 \cdot 10^{-5}(T - T_0), \quad (1.3)$$

где $\rho(T)$ — температурный эффект реактивности, $\beta_{\text{эфф}}$;

T — средняя температура теплоносителя в активной зоне, °С;

T_0 — начальная температура теплоносителя в активной зоне (принята равной 14°С), °С.

Температурный коэффициент реактивности есть производная от данного полинома по температуре:

$$k_p(T) = -2,98 \cdot 10^{-4}(T - T_0) + 4,86 \cdot 10^{-5}. \quad (1.4)$$

Температурный эффект реактивности при разогреве активной зоны с 14 до 70 °С составил $-0,46 \beta_{\text{эфф}}$. При температуре 75–95 °С значение измеренного температурного коэффициента реактивности составило $-0,021 \frac{\beta_{\text{эфф}}}{\text{°С}}$ (рис. 1.14).

Мощностной коэффициент реактивности определяли по отношению изменения реактивности к соответствующему изменению мощности в условиях стационарного отравления ксеноном-135. Эксперимент проводили в следующей последовательности: перед остановкой реактора мощность снизили на 10 % и зафиксировали изменение положения предварительно отградуированного рабочего органа автоматического регулирования. Мощностной коэффициент реактивности реактора на рабочем уровне мощности (90 МВт) в условиях стационарного отравления ксенона-135 составил $-(2,5 \pm 0,03) \cdot 10^{-3} \beta_{\text{эфф}}/\text{МВт}$.

По результатам исследований сделан вывод, что экспериментально измеренные характеристики реактора СМ после модернизации активной зоны соответствуют проектным значениям.

Список литературы

1. Гаджиев Г.И., Грачёв А.Ф., Гремячкин В.А. и др. Исследовательские реакторы института и их экспериментальные возможности / под ред. В.А. Цыканова. — Димитровград: НИИАР, 1991. — 104 с.
2. Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Малков А.П. и др. Программа модернизации активной зоны реактора СМ. — Сборник тезисов XXI Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 20–24 мая 2019 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 17.
3. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1984. — 272 с.

А.П. Малков, И.В. Митрофанов, А.В. Пайдулов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов

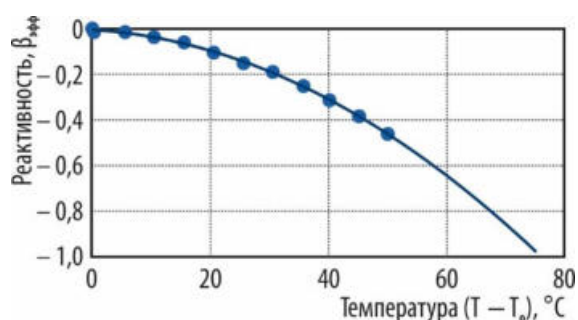


Рис. 1.14. Изменение реактивности при равномерном разогреве активной зоны реактора

РАДИАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЭЛЕКТРОДВИГАТЕЛЯ ДАР-2.2

В гидрометаллургической технологии переработки отходов ядерного топлива для передачи растворов насосами и вращения роторов центробежных экстракторов и центрифуг используют электродвигатели. При традиционном планировании помещений радиохимического завода все

электродвигатели располагают за пределами каньонов и радиационно-защитных камер, потому что обмотки двигателей не выдерживают радиационной нагрузки. Были изготовлены опытные модели радиационно стойких электродвигателей мощностью 0,75 и 2,2 кВт. При их комплектации все неметаллические материалы, как пластическая смазка подшипников, изоляция сердечника статора, стекловолокнистая изоляция медного провода обмотки, выполнены в радиационно стойком исполнении.

Для проверки работоспособности в условиях постоянного ионизирующего излучения был испытан двигатель асинхронный с короткозамкнутым ротором трёхфазный радиационно стойкий мощностью 2,2 кВт — ДАР-2.2 (рис. 1.15).



Рис. 1.15. Общий вид радиационно стойкого асинхронного двигателя ДАР-2.2

Условия испытаний были следующие:

- ◆ интегральная поглощённая доза — примерно 10^6 Гр (10^8 рад);
- ◆ мощность поглощённой дозы гамма-излучения — до 1,2 Гр/с (120 рад/с) %;
- ◆ среда испытаний — воздух при атмосферном давлении;
- ◆ температура поверхности объекта — до 80 °С;
- ◆ время достижения заданной дозы — примерно десять суток.

Радиационные испытания электродвигателя ДАР-2.2 проводили в специальной герметичной ампуле в составе облучательного устройства, размещённого в бассейне выдержки центрального зала реакторных

установок СМ и РБТ-6, без подключения к шкафу управления и без нагрузки на роторе, но с подключением водяного охлаждения (рис. 1.16). Порядок испытаний включал:

- ◆ оценку работоспособности электродвигателя перед испытаниями;
- ◆ подключение циркулирующего водяного охлаждения для минимизации нагрева корпусных элементов электродвигателя, размещённого в герметичной ампуле облучательного устройства, в процессе воздействия ионизирующего излучения;
- ◆ установку источника гамма-квантов (с кобальтом-60) в специальную полость облучательного устройства, измерение и расчёт значения мощности дозы от источника в районе фронтальной части электродвигателя;
- ◆ выдержку облучательного устройства в бассейне до достижения интегральной поглощённой дозы согласно условиям испытаний;
- ◆ повторную проверку работоспособности электродвигателя после извлечения из облучательного устройства.

В процессе проверки работоспособности электродвигатель подключали к шкафу управления, трубкам водяного охлаждения и нагрузке на ротор. Измерения проводили в четыре этапа:

- 1) предварительные измерения;
- 2) после завершения работы электродвигателя на холостом ходу (30 минут);
- 3) после работы с нагрузкой в течение шести часов;
- 4) после остывания двигателя.

Измерение сопротивления изоляции обмоток, соединённых в звезду для всей обмотки по отношению к корпусу, проводили мегаомметром на 500 В, а сопротивления постоянному току обмоток статора в холодном состоянии — пофазно мостом постоянного тока.

По итогам проведённых измерений электродвигатель ДАР-2.2 выдержал испытание на работоспособность в условиях ионизирующего излучения с достижением заданной интегральной поглощённой дозы:

- ♦ сопротивление обмоток двигателя соответствовало конструкторской документации, при этом разность значений по фазам не превышает $\pm 3\%$;
- ♦ сопротивление изоляции обмоток в холодном состоянии составило не менее 100 Мом, в горячем — не менее 10 Мом.

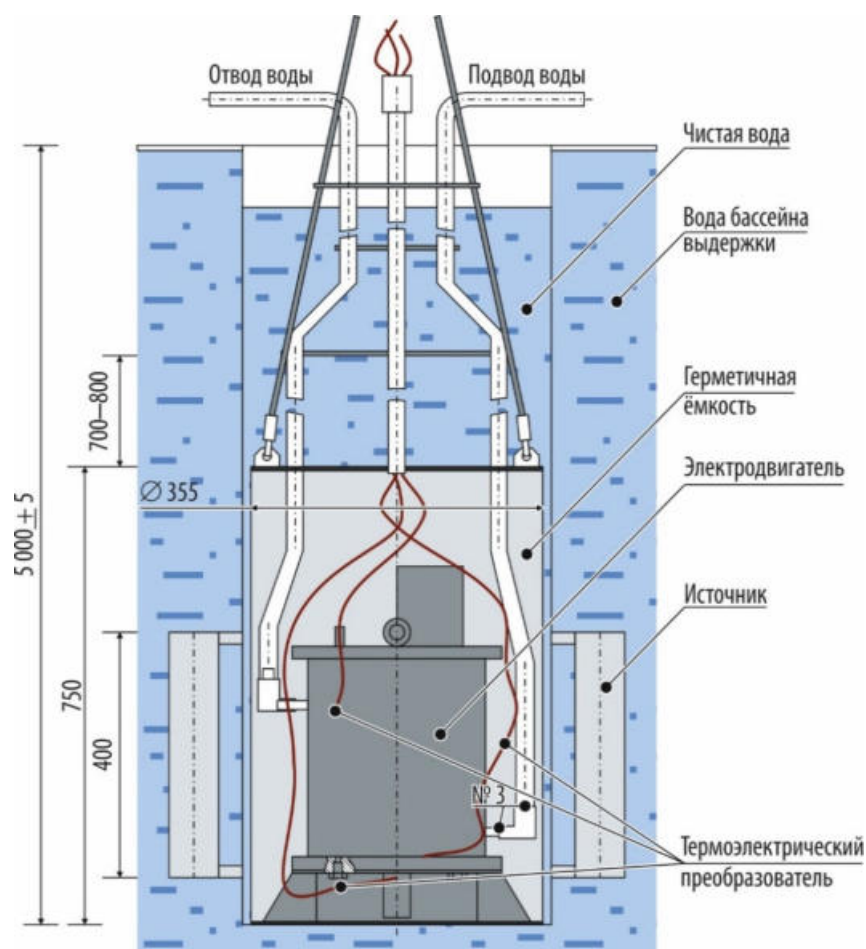


Рис. 1.16. Общий вид облучательного устройства для испытаний электродвигателя в условиях ионизирующего излучения

Н.К. Калинина, Г.А. Ильных, А.В. Белов, В.Г. Нагайцев, М.О. Громов, А.В. Кусовников, Д.Д. Султанов

РАЗРАБОТКА НОВОЙ МЕТОДИКИ ИСПЫТАНИЙ ГАЗОНАПОЛНЕННЫХ ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ВЫСОКОДОЗНОМ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ СМ

Интерес со стороны отечественных и зарубежных заказчиков к проведению ускоренных исследований механических свойств перспективных конструкционных материалов в различных условиях облучения влечёт за собой необходимость разработки и внедрения отвечающих современным запросам методик ускоренных испытаний. Наиболее перспективным направлением является использование исследовательских реакторов с большой плотностью потока нейтронов и высокой скоростью радиационного повреждения. Выполнению поставленной задачи способствует успешная реализация проекта по модернизации активной зоны самого высокопоточного в мире исследовательского реактора СМ, позволившая расширить его возможности по облучению конструкционных материалов.

Для проведения в реакторе СМ испытаний трубчатых образцов конструкционных материалов, нагруженных внутренним давлением газа, при высокодозном облучении в канале с естественной циркуляцией теплоносителя был разработан проект методики, которая определяет

требования к техническим средствам, образцам, подготовке и проведению испытаний, обработке результатов и их представлению. Внедрение методики позволит ускорить время набора повреждающей дозы для образцов за счёт их облучения в экспериментальном канале с большой плотностью потока быстрых нейтронов. Длительность испытаний при этом может быть сокращена многократно. Сохранится и возможность обеспечения химического и температурного

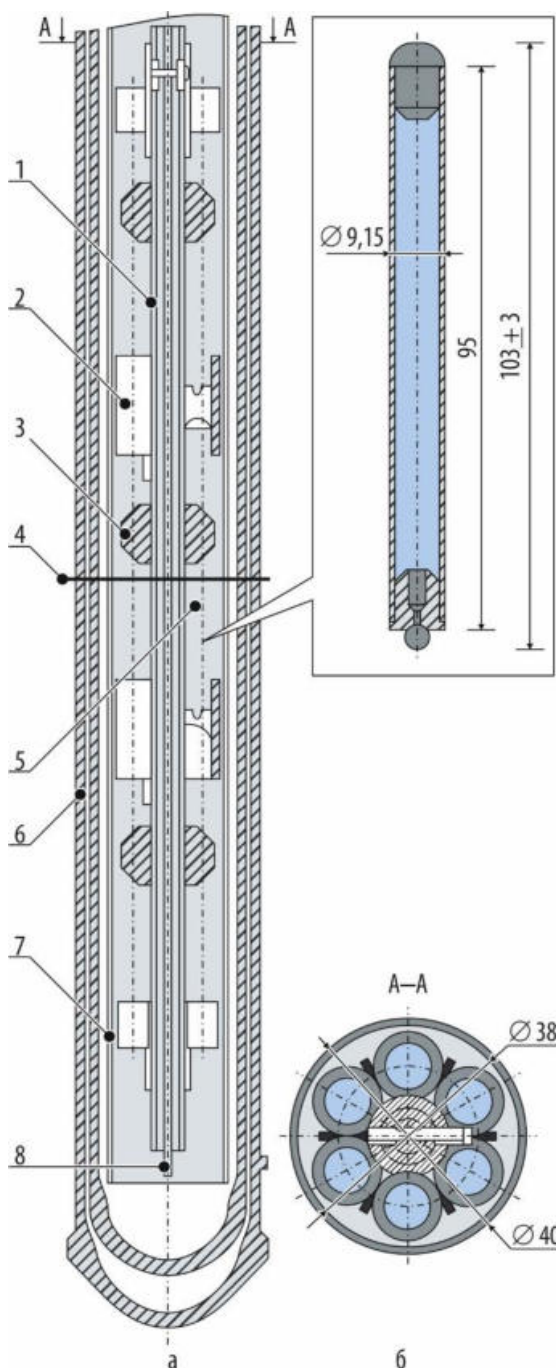


Рис. 1.17. Схема рабочего участка облучательного устройства (а) и его поперечное сечение (б): 1 — несущая труба подвески; 2 — решётка для размещения образцов; 3 — дистанционирующая пластина; 4 — центральная плоскость активной зоны; 5 — образец; 6 — экспериментальный канал; 7 — разделитель потока теплоносителя; 8 — термоэлектрический преобразователь для контроля температуры теплоносителя

режима испытаний в широком диапазоне значений, характерных для условий штатной эксплуатации материалов активных зон ядерных энергетических установок. В отчётном году также выполнены работы по проектированию и изготовлению соответствующих технических средств: экспериментальных образцов и облучательного устройства (рис. 1.17).

Для проведения исследований используют герметично заваренные трубчатые образцы. Их внутреннюю полость заполняют газом с определённым давлением, что позволяет создать в материале образца требуемое значение нагрузки и напряжения. Затем образцы помещают в экспериментальное устройство, в котором обеспечивают необходимые условия исследования по температуре и плотности потока быстрых нейтронов. Образцы периодически извлекают из устройства для проведения измерений размеров (наружного диаметра и длины) и определения характера деформационных изменений. С учётом технологии выполнения сварочных операций при изготовлении и особенностей проведения измерений размеров в условиях радиационно-защитной камеры усовершенствована конструкция газонаполненного трубчатого образца, отличительной особенностью которой является внешний вид торцевых заглушек. Сферический торец одной из заглушек и выпуклый сварной шов на другой заглушке обеспечивают точечный контакт с мерительным инструментом для контроля длины образца, а также удовлетворительную воспроизводимость результатов измерения.

Облучательное устройство для проведения испытаний спроектировано с учётом его использования в высокотемпературном экспериментальном канале, размещаемом в ячейке первого ряда отражателя реактора СМ. Среда в канале — вода в условиях естественной циркуляции под давлением 14–16 МПа, температура испытаний — 290–320 °С. Устройство представляет собой подвеску, имеющую фланец для крепления к корпусу канала и рабочий участок с газонаполненными трубчатыми образцами (см. рис. 1.17). Образцы расположены в три этажа симметрично относительно цен-

тральной плоскости активной зоны. На каждом этаже размещают по шесть образцов. Канал полностью заполнен водой с заданным химическим составом. Для организации естественной циркуляции воды в канале служит разделитель потока, который является внешним чехлом облучательного устройства. Разделитель потока выполнен разборным и имеет съёмную нижнюю часть, что обеспечивает доступ к образцам. Конструкция устройства позволяет периодически их выгружать для измерения размеров в радиационно-защитной камере и повторно загружать в реактор, многократно использовать одно и то же изделие для выполнения различных длительных экспериментов.

Предложенная методика позволит проводить испытания газонаполненных образцов в реакторе СМ для получения экспериментальных данных о влиянии облучения на характеристики ползучести, длительной прочности, коррозионного растрескивания под облучением и деформационные изменения исследуемых материалов при разных значениях создаваемого в материале напряжения в температурном диапазоне от 290 до 320 °С в условиях естественной циркуляции воды с заданным химическим составом.

Разработанное облучательное устройство будет использовано при проведении методического эксперимента, целью которого является определение реальных условий облучения образцов в высокотемпературном канале реактора СМ и получение статистически значимого количества экспериментальных данных, необходимого для аттестации методики.

Н.К. Калинина, А.А. Нуждов

РАЗРАБОТКА ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ АМПУЛЬНЫХ ИСПЫТАНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В ТОПЛИВНЫХ СОЛЯХ

Разработана конструкция облучательного устройства ампульного типа, позволяющая проводить облучение образцов в капсулах с топливными солями на основе фторидов лития и бериллия, лития, натрия и калия ($73 \text{ LiF}-27 \text{ BeF}_2$, $46,5 \text{ LiF}-11,5 \text{ NaF}-42 \text{ KF}$), с парами теллура, а также в среде гелия в ячейках отражателя реактора СМ. Испытывать предполагается плоские, цилиндрические и трубчатые образцы, изготовленные из сплавов на основе никеля и молибдена (рис. 1.18).

Облучательное устройство (рис. 1.19) представляет собой герметичную ампулу заполненную гелием, внутри ампулы установлены обоймы с отверстиями для размещения капсул и образцов. Капсулы с солью находятся ниже центральной плоскости активной зоны, а капсулы с парами теллура и образцы для испытаний в среде гелия в специальных касетах — выше.

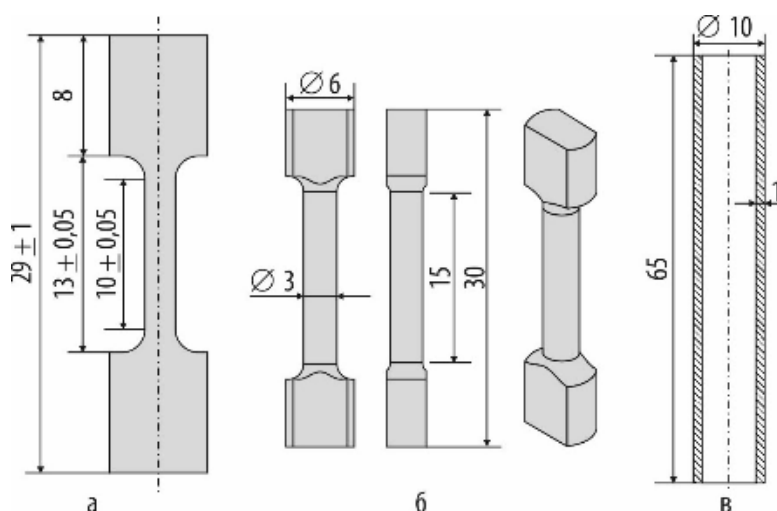


Рис. 1.18. Эскиз плоских (а), цилиндрических (б) и трубчатых (в) образцов

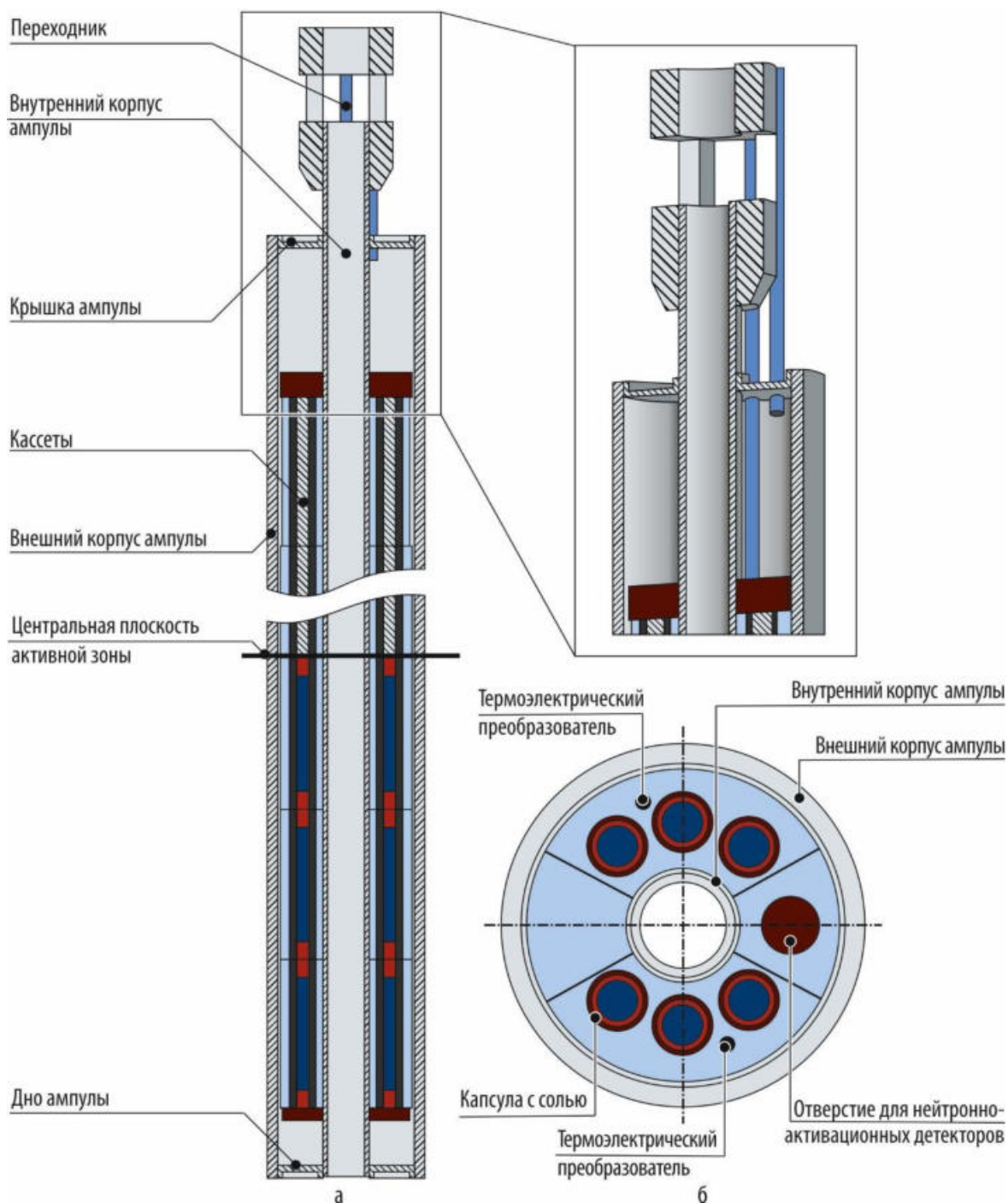


Рис. 1.19. Вид нижней части ампульного облучательного устройства (а) и поперечное сечение (б) его рабочего участка на уровне центральной плоскости активной зоны:

■ — газовые трубки; □ — обоймы; ■ — радиационные нагреватели; ■ — капсулы; ■ — соль

Планируемая температура испытаний — от 550 до 750 °С. Облучательное устройство снабжено термоэлектрическими преобразователями градуировки хромель-алюмель и нейтронно-активационными детекторами. Проведены нейтронно- и теплофизические расчёты конструкции с обоснованием необходимых параметров испытаний. Разработаны программы реакторных и послереакторных исследований.

А.Л. Ижатов, Н.К. Калинина, П.С. Палачёв,
Н.Ю. Марихин, А.В. Бурукин, А.А. Нуждов

ПОДГОТОВКА К РЕАКТОРНЫМ ИСПЫТАНИЯМ ОБРАЗЦОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ДЛЯ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД

Для создания корпусного легководного реактора ВВЭР-СКД с промежуточным спектром нейтронов и закритическими параметрами теплоносителя необходимо выбрать оболочечные материалы, топливо, конструкцию твэлов и провести аттестацию кандидатных материалов в различных состояниях, включая испытания на радиационную стойкость, стойкость к общей коррозии и коррозионному растрескиванию под напряжением. Для этого запланировано проведение в реакторе СМ экспериментов по нейтронному облучению плоских образцов (см. рис. 1.18, а) материалов оболочек твэлов для испытаний на растяжение в соответствии со стандартом⁵ и образцов оболочек твэлов с имитаторами распухания в условиях, соответствующих параметрам активной зоны реакторов ВВЭР-СКД. Облучение плоских образцов планируется проводить в инертной среде при рабочей температуре оболочек твэлов в ампульном облучательном устройстве, которое будет установлено в ТВС активной зоны реактора. Образцы разместят в ампуле в десяти обоймах, изготовленных из ванадия, высотой около 35 мм. В каждой из них вертикально может быть помещено от четырёх до шести образцов. В пазах обойм предполагается разместить термоэлектрические преобразователи для контроля температурного режима испытаний и нейтронно-активационные детекторы для определения флюенса быстрых нейтронов. Газовые линии устройства будут выведены через фланец ампулы на крышку реактора и соединены со специальным стендом для вакуумирования, заполнения полости ампулы гелием и контроля давления. Испытания образцов оболочек твэлов с имитаторами распухания (рис. 1.20) для аттестации их радиационной стойкости, стойкости к общей коррозии и коррозионному растрескиванию под напряжением планируются при рабочей температуре оболочек твэлов под нагрузкой и при воздействии растягивающего напряжения и деформации, в контакте с теплоносителем (табл. 1.9). В качестве имитаторов распухания будут использованы таблетки карбида бора, которому свойственно изменение объёма под действием облучения при определённой температуре, что позволяет контролируемым образом деформировать оболочку образца в процессе нейтронного облучения. Форма таблеток и обогащение по бору-10 будут определены при проведении предварительных нейтронно-физических расчётов. Облучательное устройство для испытания образцов с имитаторами распухания предназначено для размещения в ячейках первого ряда отражателя и представляет собой три-четыре независимые ампулы из нержавеющей стали, имеющие общий фланец для крепления на крышке реактора. В каждой ампуле на уровне активной зоны будет размещено пять расположенных вертикально трубчатых образцов оболочек твэлов. Устройство предполагается оснастить нейтронно-активационными детекторами и термоэлектрическими преобразователями. Трубки для заполнения ампул и откачивания воды будут подключены к специальному стенду, предназначенному для создания сверхкритического давления воды в ампулах.

Таблица 1.9

Расчётные параметры реакторных испытаний образцов оболочек твэлов

Параметр	Тип образца	
	Плоские	С имитаторами
Рабочая температура, °С	До 600	До 600
Плотность потока быстрых нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	0,7–1,7	0,3–0,5
Среда испытаний / давление, МПа	Гелий / 0–0,5	Вода / около 25
Скорость набора повреждающей дозы, сна/год	17	4

⁵ ГОСТ 1497-84. Межгосударственный стандарт. Металлы. Методы испытаний на растяжение. — М: Стандартинформ, 2008. — 24 с. — Также доступно в электронном фонде правовой и нормативно-технической документации. — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://docs.cntd.ru/document/gost-1497-84> (дата обращения: 18.02.2021).

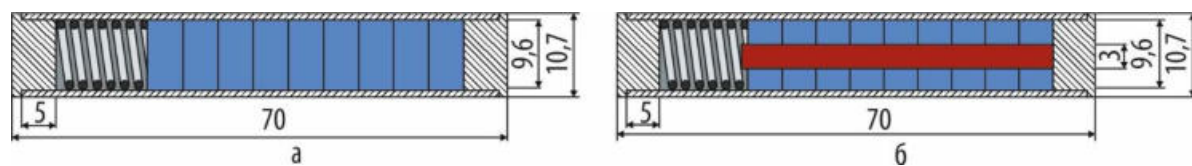


Рис. 1.20. Эскиз трубчатых образцов с имитатором распухания — таблетками карбида бора сплошными (а) и с центральным отверстием, заполненным графитом (б)

Выполняются также исследования по созданию облучательного устройства с естественной циркуляцией теплоносителя — воды сверхкритического давления. В таком устройстве возможно размещение 15–20 трубчатых образцов. Окончательный выбор типа устройства будет сделан после проведения предварительных теплогидравлических расчётов.

Н.К. Калинина, Г.А. Ильиных, В.С. Мусеев⁶

РАЗВИТИЕ КОНЦЕПЦИИ ТЕХНОЛОГИИ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА РЕАКТОРА СМ

В рамках федеральной программы «Цифровая экономика Российской Федерации»⁷ и проекта цифровизации атомной отрасли в госкорпорации «Росатом» намечены пути развития сквозных цифровых технологий до 2024 года для обеспечения устойчивого развития и повышения конкурентоспособности промышленности и экономики. В частности, в рамках дорожной карты «Новые производственные технологии» одним из ключевых приоритетов является развитие технологии цифровых двойников реальных технологических объектов и процессов.

Цифровой двойник представляет собой модель определённого физического объекта или процесса с потоками информационных данных, обеспечивающими связь между физическим и цифровым состояниями. Цифровой двойник — это гибридная модель, одновременно физическая и цифровая. Такое цифровое представление позволяет упростить и усовершенствовать работу физических прототипов изделий, предоставляя более широкие возможности получения и обработки данных об объекте или процессе.

Основная функциональная задача цифрового двойника — возможность отражать конструктивные особенности и реальные характеристики составляющих узлов, информация о которых отслеживается и контролируется в процессе эксплуатации в режиме реального времени, и обеспечивать предиктивные оценки основных характеристик на основе расчётных и математических моделей физических объектов или процессов. Обоснованность разработки цифровых двойников обусловлена важностью цифровой трансформации для повышения конкурентоспособности производственных отраслей. Предполагается, что использование технологии цифрового двойника реактора СМ, предлагаемого для начала работ, позволит:

- ◆ повысить эффективность использования реактора, безопасность его эксплуатации и проведения исследований;
- ◆ сократить время разработки экспериментальных устройств;

⁶ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

⁷ Программа принята указом Президента Российской Федерации от 7 мая 2018 года № 204 «О национальных целях и стратегических задачах развития Российской Федерации на период до 2024 года» и утверждена 24 декабря 2018 года на заседании президиума Совета при Президенте России по стратегическому развитию и национальным проектам. — Прим. ред.

- ◆ создать новые методики проведения экспериментов и установки при одновременном улучшении качества выполняемых работ и услуг (своевременность, соответствие техническим требованиям, надёжность и информативность);
- ◆ рекламировать и продвигать экспериментальные возможности реактора в визуальном формате представления;
- ◆ обучать персонал, студентов и аспирантов.

Успешная реализация проекта позволит тиражировать используемые в нём методологии, системы, концепты и принципы применительно к другим исследовательским ядерным установкам. Всего в мире насчитывается более 200 действующих исследовательских реакторов, что является потенциальным рынком для внедрения сквозных цифровых технологий.

Функционально цифровой двойник реактора СМ предлагается представить несколькими модулями (рис. 1.21). Сначала формируется база данных эксплуатационных параметров активной зоны и контуров охлаждения реактора на основе сведений, поступающих из информационно-измерительной системы и автоматизированной системы управления и защиты (загрузка активной зоны, положение рабочих органов системы управления и защиты, загрузка экспериментальных каналов, расход и температура теплоносителя на входе или выходе и прочее). Через программный интерфейс платформы эта информация передаётся в расчётный модуль и возвращается в базу данных эксплуатационных параметров с дополненными расчётными сведениями. Из базы данных после проведения всех расчётов и получения полного объёма информации сведения поступают в модуль визуализации расчётных параметров для их представления в конструкционной модели и пользовательском интерфейсе в визуальном удобном виде.

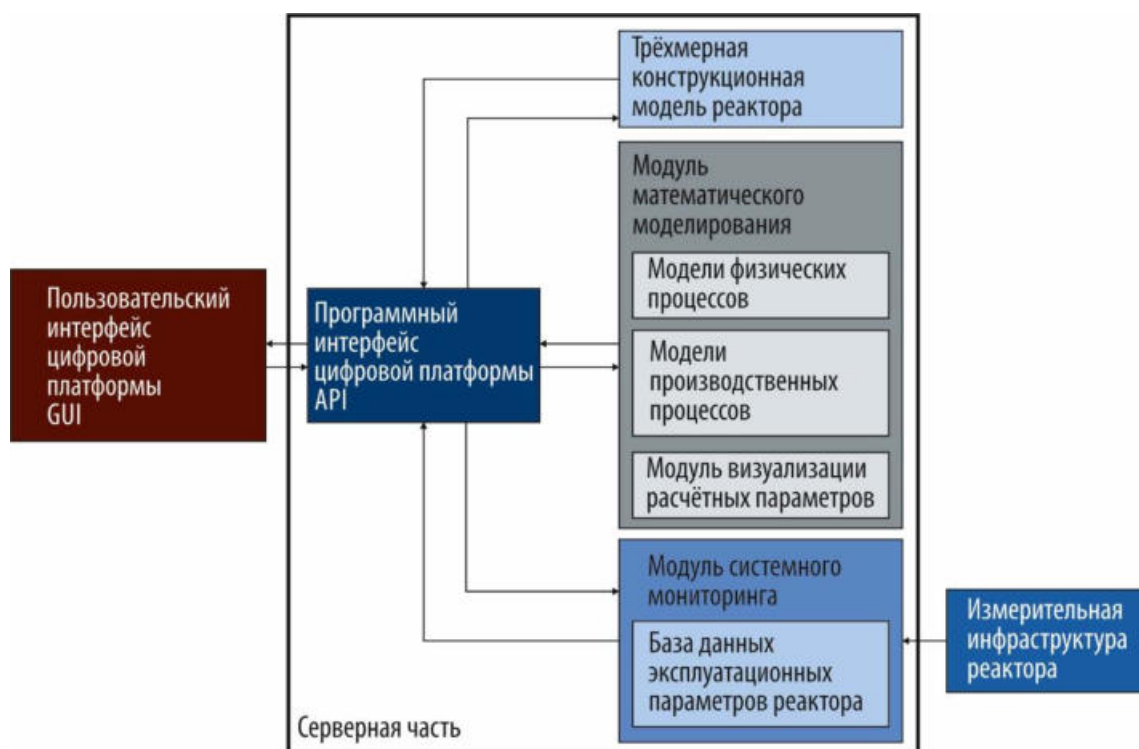


Рис. 1.21. Концептуальная схема функциональных модулей цифрового двойника реактора СМ

Поскольку в цифровом двойнике планируется использовать имитатор активной зоны IMCOR_SM, то он был модернизирован с целью его дальнейшего использования в рамках общего комплекса. В частности, была изменена схема хранения информации о шаблонах облучательных устройств и тепловыделяющих сборок, которая после переработки стала более удобной для пользователя в плане задания новых экспериментальных устройств, ранее не устанавливавшихся

в реактор. Также при модернизации имитатора IMCOR_SM был осуществлён переход от использования программы для моделирования взаимодействия нейтронов с веществом MCU четвертой версии к её более современной, пятой версии, отличающейся, помимо всего прочего, более точным расчётом процессов выгорания топлива и возможностью задания большего числа материальных составов и регистрационных зон. Последнее особенно важно, поскольку после модернизации в реакторе SM стало облучаться значительно больше мишеней с трансурановыми элементами, чей состав нужно учитывать при проведении нейтронно-физических расчётов. Были проведены работы по детализации расчётной модели имитатора IMCOR_SM с целью получения более подробной информации о нейтронно-физических характеристиках реактора вдали от его активной зоны и улучшения точности проводимых расчётов. В данный момент работы по уточнению этой модели ещё продолжаются, но она уже используется для расчётов характеристик реактора и облучаемых в нём устройств.

Реализация проекта цифрового двойника исследовательской ядерной установки SM является актуальной научной и практической задачей и носит характер пилотного внедрения цифровых решений на производстве. Реализацию проекта разработки цифрового двойника предполагается разделить на два этапа. На первом этапе следует провести анализ текущего состояния инфраструктуры реактора, оценить необходимость модернизации текущей системы мониторинга для централизованного сбора и хранения данных на единой цифровой платформе. На втором этапе следует приступить к созданию самого цифрового двойника, то есть связыванию реального и цифрового объекта через программные интерфейсы передачи данных, к централизованному хранению информации, поступающей от измерительной системы реактора в модуль системного мониторинга, и выводу и визуализации данных о реакторе в режиме реального времени. Важной задачей второго этапа является верификация системы расчётных моделей для подтверждения корректности получаемых результатов.

Внедрение предлагаемой технологии в производственную базу реактора SM будет являться примером современного способа управления эксплуатацией и модернизацией таких технологически сложных объектов, как исследовательские ядерные установки. Цифровой двойник реактора SM позволит раскрыть потенциал для развития инновационных решений в области цифровой трансформации.

Л.Д. Тебелев, Е.И. Ефимов⁸, Н.Ю. Марихин

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА РБТ-10/2 С БЕРИЛЛИЕВЫМИ ВЫТЭСНИТЕЛЯМИ В ЯЧЕЙКАХ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Для наработки молибдена-99 в экспериментальных каналах активной зоны реактора РБТ-10/2 можно одновременно разместить не более трёх облучательных устройств. В настоящее время в качестве типовой загрузки экспериментальных каналов размещают два облучательных устройства для наработки молибдена-99 и три облучательных устройства с мишенями из оксида теллура для накопления йода-131. В остальных ячейках, предназначенных под экспериментальные каналы, находятся алюминиевые вытеснители. Но в зависимости от объёма заказа может возникнуть необходимость краткосрочно (одна-две кампании реактора) уменьшить число устройств в активной зоне. Из-за особенностей конструкции и состава облучательного устройства для нара-

⁸ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ботки молибдена-99 его влияние на запас реактивности, подкритичность и распределение энерговыделения по активной зоне достаточно велико, поэтому уменьшение числа облучаемых устройств приводит к заметному изменению её нейтронно-физических характеристик. Например, при изменении количества устройств с двух до одного запас реактивности снижается более чем на $1 \beta_{эфф}$ и его может не хватить для обеспечения необходимой продолжительности кампании. Поэтому, для того чтобы обеспечить заданную продолжительность кампании, необходимы оперативные методы компенсации потери реактивности при уменьшении количества облучательных устройств в активной зоне реактора.

Для реактора РБТ-6 обоснована установка бериллиевого вытеснителя вместо канала с облучательным устройством, которая позволяет практически полностью компенсировать потерю запаса реактивности. Поэтому представляется целесообразным исследовать возможность распространения опыта реактора РБТ-6 по использованию бериллиевых вытеснителей на реактор РБТ-10/2.

С точки зрения размещения в активной зоне можно выделить три варианта загрузки бериллиевого вытеснителя. Первый вариант подразумевает выгрузку проточного канала для размещения облучательного устройства и последующую загрузку в ячейку бериллиевого вытеснителя. Во втором случае цилиндрическую бериллиевую пробку устанавливают в проточный канал вместо облучательного устройства и фиксируют на упоре в канале. В третьем — алюминиевые вытеснители в ячейках экспериментальных каналов заменяют на бериллиевые аналогичной конструкции. Для выбора оптимального варианта расчётным путём были определены нейтронно-физические характеристики активной зоны и проведено сравнение параметров при различных типах загрузки экспериментальных каналов. Расчёт проведён в трёхмерной геометрии с помощью численной модели реактора РБТ-10/2 [1], которая создана на основе пакета прикладных программ MCU (версия MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50 [2]). Из полученных результатов следует, что прямая замена облучательного устройства и канала на бериллиевый вытеснитель приводит к снижению запаса реактивности в моделируемых условиях на $0,15-0,18 \beta_{эфф}$, что может рассматриваться как приемлемая потеря запаса реактивности для вариантов типичной загрузки реактора с точки зрения обеспечения требуемой продолжительности кампании. При этом значения эффективности каждого из рабочих органов системы управления и защиты и также суммарная их эффективность во всех моделируемых случаях находятся в пределах паспортных значений, условие по подкритичности активной зоны при полностью погруженных рабочих органах компенсации реактивности и автоматического регулирования (не менее $1,0\%$ (п. 3.12 [3])) обеспечивается.

Замена облучательных устройств на бериллиевые вытеснители на практике была осуществлена в ноябре-декабре 2020 года. Фактически реактор отработал одну кампанию с одним облучательным устройством и одним бериллиевым вытеснителем вместо облучательного устройства и три кампании (две из них подряд) с заменой двух облучательных устройств на бериллиевые вытеснители. В ходе кампаний требования ядерной безопасности, пределы и условия безопасной эксплуатации нарушены не были.

По результатам расчётных и экспериментальных исследований характеристик реактора РБТ-10/2, важных для безопасности, получено, что использование бериллиевых вытеснителей в активной зоне при их установке вместо облучательных устройств не приводит к нарушению пределов и условий безопасной эксплуатации реактора. Характеристики, важные для ядерной безопасности, находятся в проектных пределах. Безопасность реактора РБТ-10/2 с установленными в его активную зону бериллиевыми вытеснителями вместо экспериментальных каналов обеспечивается.

Список литературы

1. Ефимов Е.И., Мименов В.В. Разработка и тестирование расчётной модели реактора РБТ-10/2 для определения нейтронно-физических характеристик активной зоны. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. Вып. 4. С. 38–45. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Пресс-центр /

Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5758> (дата обращения: 20.02.2021).

2. Алексеев Н.И., Гомин Е.А., Марин С.В. и др. Программа MCU-PTR для прецизионных расчётов исследовательских реакторов бассейнового и бакового типов // Атомная энергия, 2010. Т. 109, вып. 3. С. 123–129.
3. НП-009-17 [Электронный ресурс]. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. — М.: Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2017. — 44 с.

Е.И. Ефимов⁹, В.В. Пименов, П.А. Зайченко, А.П. Малков

ЗАВЕРШЕНИЕ ПЕРЕВОДА РЕАКТОРА РБТ-6 НА ТОПЛИВО С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ УРАНА

В отчётном году завершён перевод реактора РБТ-6 на топливо с повышенным на 20 % содержанием урана-235. Для реактора РБТ-6 применили схему действий, апробированную и фактически реализованную для реактора СМ [1], включающую следующие этапы:

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

На рис. 1.22–1.24 представлены расчётно-экспериментальные характеристики реактора РБТ-6 в переходный период. Для наглядности на графиках приведено изменение количества ТВС с повышенным содержанием урана в активной зоне. В процессе перехода на ТВС нового типа значение среднего выгорания топлива в активной зоне возросло с 32,3 % на начало топливной кампании до 42,5 % в конце переходного периода (см. рис. 1.22), а масса урана-235 в активной зоне — с 35,9 до 36,3 кг. Расход урана-235 на единицу энерговыработки, зависящий от загрузки экспериментальных каналов, составил 1,32–1,33 г/(МВт-сут) без загрузки облучательного устройства для наработки молибдена-99 и 1,29–1,30 г/(МВт-сут) при облучении двух устройств (см. рис. 1.23).

Обоснование приемлемой с точки зрения безопасности компоновки активной зоны проводили на основании результатов нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов топливных кампаний с 2015 года. По расчётам максимальная мощность ТВС нового типа в момент выхода реактора на номинальный уровень мощности составила 216 кВт.

⁹ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

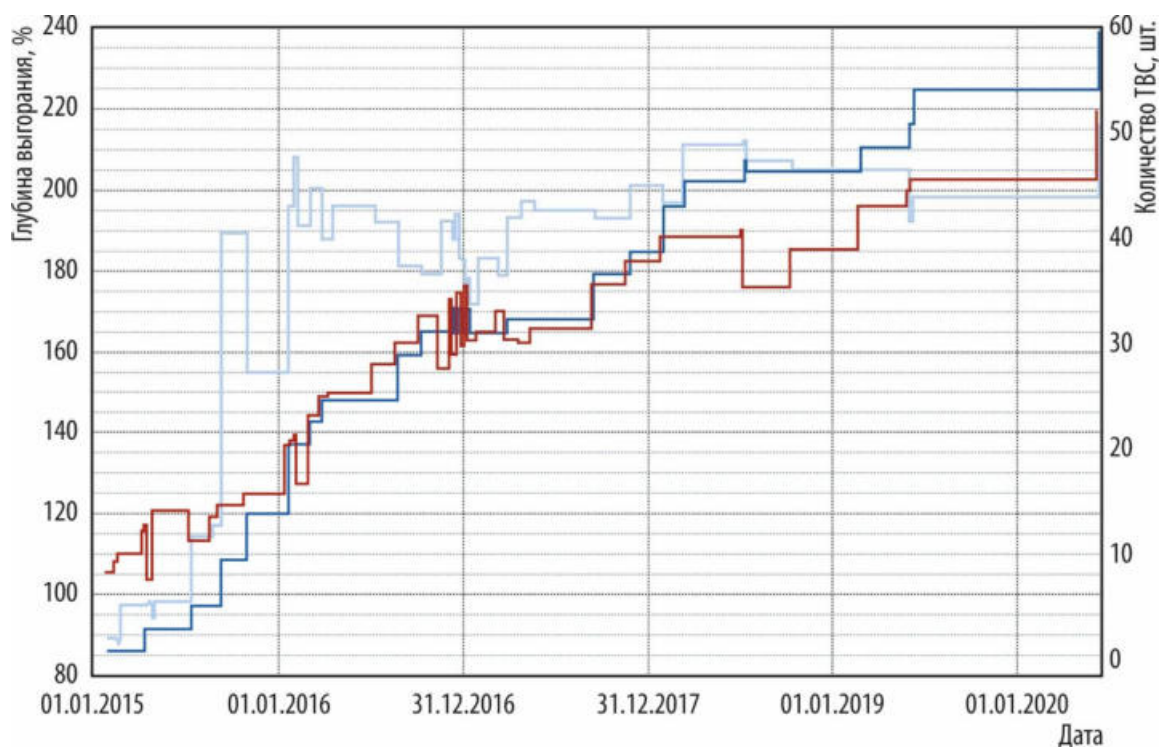


Рис. 1.22. Изменение в переходный период расчётной мощности (—) максимально теплонпряжённой тепловыделяющей сборки, средней глубины выгорания (—) топлива и числа ТВС (—) нового типа

По коду RELAP5/Mod3.2 проведён оценочный расчёт режимов охлаждения тепловыделяющих сборок при мощности реактора, равной 6 МВт (табл. 1.10), включая штатные сборки с максимально допустимой мощностью 208 кВт и сборки нового типа с максимальной мощностью 226,8 кВт (консервативная оценка с учётом неопределённости расчёта). Максимальная температура теплоносителя на выходе из теплонпряжённой ТВС нового типа составит 81 °С, что намного ниже критического значения, определяемого температурой насыщения при давлении 0,16 МПа — 114 °С. В то же время температура оболочки максимально теплонпряжённого твэла выше температуры насыщения, поэтому на его поверхности возможно локальное подкипание теплоносителя. Максимальная линейная мощность теплового потока с поверхности этого твэла составит около 412 кВт/м² (с учётом коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения по сечению и по высоте ТВС, равных 1,75 и 1,17 соответственно), что в 1,28 раз меньше критического значения — 529 кВт/м² [2], а значит, достаточный запас до кризиса теплообмена и теплотехническая надёжность ТВС обеспечиваются.

За период с 2014 по 2020 год проведён перевод реактора РБТ-6 на новое топливо с соблюдением утверждённого графика работы реактора. В процессе перевода не допущено нарушения пределов и условий безопасной эксплуатации реакторной уста-

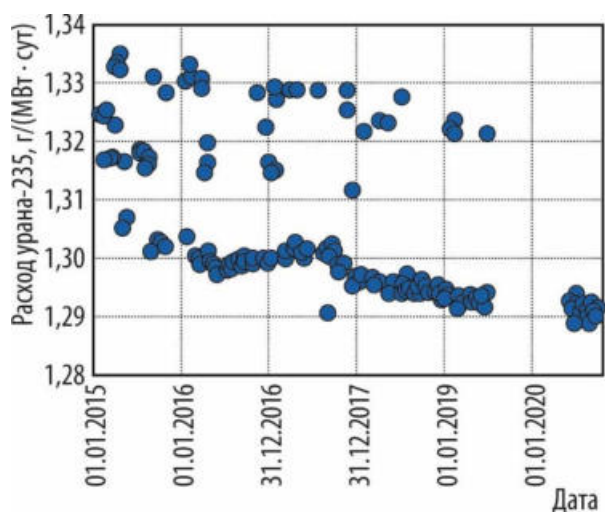


Рис. 1.23. Изменение расхода урана-235 на единицу энерговыработки в переходный период

новки. Получена в полном объёме необходимая информация и внесены изменения в эксплуатационную документацию реактора и отчёт по обоснованию его безопасности.

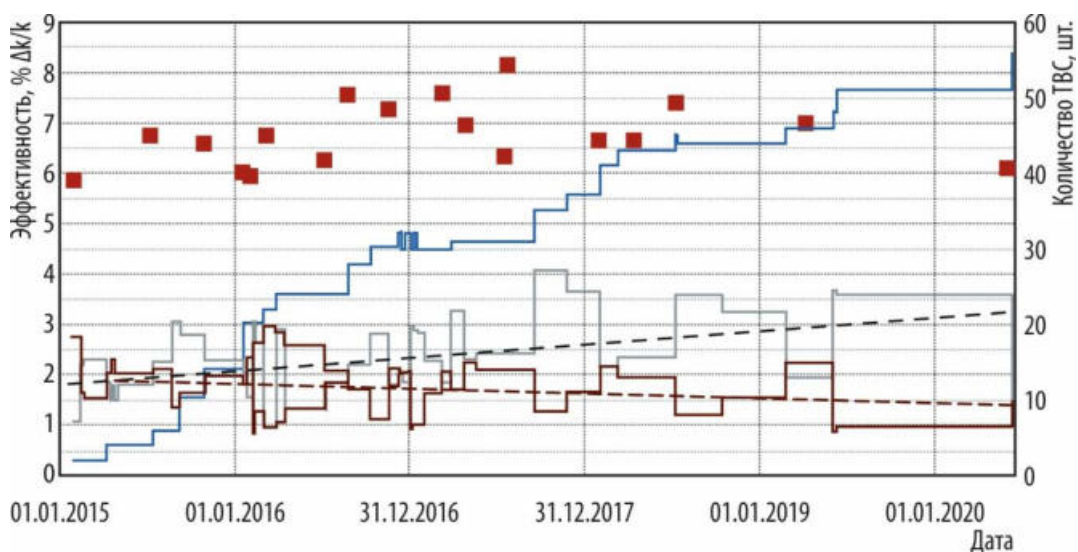


Рис. 1.24. Изменение в переходный период реактивных характеристик активной зоны: суммарной эффективности совмещённых рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности и рабочего органа автоматического регулирования (■), запаса реактивности (—) и подкритичности (—) на начало кампании, а также числа ТВС (—) нового типа

Таблица 1.10

Основные температурные характеристики тепловыделяющих сборок

Параметр	ТВС	
	Штатная	Новая
Мощность, кВт	208	226,8
Средняя линейная мощность теплового потока с оболочки твэла, кВт/м ²	186	201
Проходное сечение для воды в ТВС, м ²	0,0028	0,0024
Расход теплоносителя через ТВС, м ³ /ч	9,66	9,42
Средняя скорость теплоносителя в ТВС, м/с	0,96	1,12
Температура, °С:		
подогрева ТВС	19	21
теплоносителя на выходе из ТВС	79	81
максимальная:		
оболочки	96	117
топливного сердечника	98	120

Список литературы

1. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л. Методические особенности и результаты экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ при переходе на новое топливо // Известия высших учебных заведений, серия «Ядерная энергетика», 2009. № 4. С. 79–85.
2. Mishima K., Nishihara H. The effect of flow direction and magnitude on CHF for low pressure water in thin rectangular channels // Nuclear Engineering and Design, 1985. V. 86. P. 165–181.

М.Ф. Валишин, А.В. Пайдулов, А.М. Шараев, Т.А. Полякова,
Д.И. Яндаева, А.П. Малков, С.А. Сазонтов, В.В. Пименов

РЕЗУЛЬТАТЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ РАСЧЁТОВ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ МОДЕРНИЗАЦИИ УЧАСТКОВ ЯДЕРНОГО ЛЕГИРОВАНИЯ КРЕМНИЯ И РАДИАЦИОННОГО ОКРАШИВАНИЯ МИНЕРАЛОВ

В рамках проекта «Горноста́й» необходимо существенно увеличить производство легированного кремния (реактор РБТ-10/2) и окрашенных минералов (реактор РБТ-6). Для решения поставленной задачи планируется:

- ♦ в реакторе РБТ-6 разместить нейтронно-фильтрующие блоки в отражателе со стороны подводящего патрубка и в стенде «Корпус»;
- ♦ в реакторе РБТ-10/2 извлечь из бокового отражателя реактора не используемые в настоящее время нейтронно-фильтрующие блоки и установить дополнительный канал для облучения кремния диаметром 142 мм.

Нейтронно-фильтрующий блок представляет собой короб, заполненный порошком карбида бора с добавлением алюминиевой пудры, в котором расположены каналы для загрузки пеналов с минералами. Короб выполнен из листовой нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т (реактор РБТ-10/2) или алюминиевого сплава АД1 (реактор РБТ-6) толщиной 1,5 мм. Каналы в блоке реактора РБТ-6 размещены с шагом 100 мм и жёстко с ним соединены. В нижней и верхней частях каналов есть отверстия для заполнения их водой. Нейтронно-фильтрующие блоки в отражателе реактора РБТ-6 планируется разместить следующим образом: со стороны подводящего патрубка — блок с пятью каналами, в стенде «Корпус» — с четырьмя. Для снижения радиационного энерговыделения при работе на номинальном уровне мощности в отражателе установят экран, выполненный из очехлованного нержавеющей стали свинца. Толщина свинцового слоя экрана составит 12 мм, толщина листовой нержавеющей стали — 1,5 мм. Из-за конструктивных особенностей стенда «Корпус» разместить нейтронно-фильтрующий блок с четырьмя каналами можно не ближе чем на 90 мм к защитному экрану стенда, поэтому между ними планируется расположить алюминиевый вытеснитель.

Чтобы разместить в отражателе реактора РБТ-10/2 дополнительный канал для облучения кремния, отсюда планируется извлечь три нейтронно-фильтрующих блока. Для обеспечения условий окрашивания минералов размер оставшихся нейтронно-фильтрующих блоков необходимо увеличить, а для снижения радиационного энерговыделения в объёме, занимаемом минералами, нужно расположить в блоках со стороны активной зоны свинцовую пластину толщиной 10 мм.

Для определения условий при облучении минералов и слитков кремния были выполнены нейтронно-физические расчёты с помощью программы MCU-RFFI/A [1], в которых задавали реальные загрузки активных зон реакторов тепловыделяющими сборками и экспериментальными устройствами (табл. 1.11–1.13). Оценку температурных параметров облучения минералов проводили с применением трёхмерного теплогидравлического расчётного кода SolidWorks (модуль FlowSimulation [2]). Было получено, что скорость теплоносителя, охлаждающего минералы за счёт естественной конвекции, равна 2–2,5 см/с, подогрев теплоносителя в канале — менее 10 °С. Максимальная температура внешней стенки пенала с минералами примерно равна 88 °С, что исключает пристеночное кипение. Температура минералов не превышает 105 °С (рис. 1.25), что меньше допустимой температуры при облучении (180 °С).

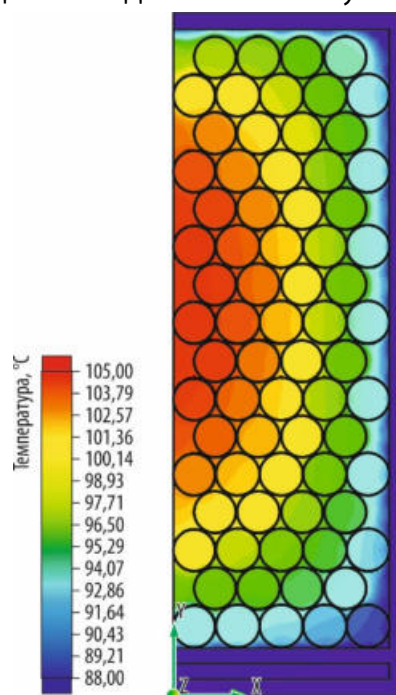


Рис. 1.25. Распределение температуры в продольном сечении стакана с минералами

Таблица 1.11

Условия облучения минералов в реакторе РБТ-6

Параметр, рассчитанный на уровне центральной плоскости активной зоны	Отражатель					Стенд «Корпус»				
	Номер канала в нейтронно-фильтрующем блоке									
	1	2	3	4	5	1	2	3	4	
Плотность потока нейтронов, $\times 10^{10} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$:										
Быстрые (с энергией более 0,5 МэВ)	220	320	370	330	230	110	150	150	120	
Тепловые (с энергией менее 0,465 эВ)	1,2	1,7	2,1	1,8	1,3	0,9	1,4	1,3	1,0	
Энерговыведение, Вт/кг:										
Минералы	35	46	51	48	38	29	35	34	31	
Конструкционные материалы	37	47	52	50	42	31	36	36	32	

Таблица 1.12

Условия облучения минералов в реакторе РБТ-10/2

Параметр	Номер канала в нейтронно-фильтрующем блоке								
	7	8	9	10	14	15	16	17	
Плотность потока нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ), $\times 10^{12} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$:									
Средняя	0,65	1,06	2,72	5,00	4,94	2,71	1,07	0,65	
Максимальная	0,79	1,31	3,46	6,49	6,39	3,46	1,32	0,79	
Энерговыведение в минералах, Вт/кг:									
Среднее	26	25	35	48	47	35	25	27	
Максимальное	31	28	42	58	58	43	30	31	

Таблица 1.13

Условия облучения кремния в дополнительном канале реактора РБТ-10/2

Параметр	Энергия нейтронов			
	Менее 0,5 эВ	Не менее 0,5 эВ и не более 100 эВ	Не менее 100 эВ и не более 0,1 МэВ	Более 0,1 МэВ
Плотность потока нейтронов, $\times 10^{12} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$:				
Средняя	12,80	2,86	3,81	6,23
Максимальная	21,20	6,72	9,76	18,56
Энерговыведение, Вт/кг:				
Среднее			16	
Максимальное			37	

Проведённые нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты показали, что после реализации запланированных мероприятий по модернизации при работе реакторов РБТ-6 и РБТ-10/2 на номинальной мощности требуемые условия облучения минералов и слитков кремния обеспечиваются.

Список литературы

1. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып. 3. С. 50–55.
2. Алямовский А.А. SolidWorks / COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: Издательство «ДМК Пресс», 2004. — 426 с.

М.Ф. Валишин, Е.И. Ефимов¹⁰, И.Р. Сулейманов, Т.А. Полякова, Д.И. Яндаева

¹⁰ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ОРГАНИЗАЦИЯ ПРИНУДИТЕЛЬНОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ОБЛУЧАТЕЛЬНОМ КАНАЛЕ ДЛЯ ОХЛАЖДЕНИЯ МИНЕРАЛОВ В РЕАКТОРЕ РБТ-6

В рамках выполнения работ по проекту «Горноста́й» для минимизации риска перегрева минералов целесообразно в канале облучения организовать принудительную циркуляцию. Связано это с тем, что при облучении температурные мониторы показывали превышение допустимых значений в засыпке с минералами, что приводило к их частичной выбраковке из-за нежелательного изменения цвета. Снизить температуру можно, интенсифицируя теплоотвод от ампулы с минералами, либо применяя эрлифт, либо размещая в канале погружной мини-насос (рис. 1.26), либо используя крыльчатку (рис. 1.27).

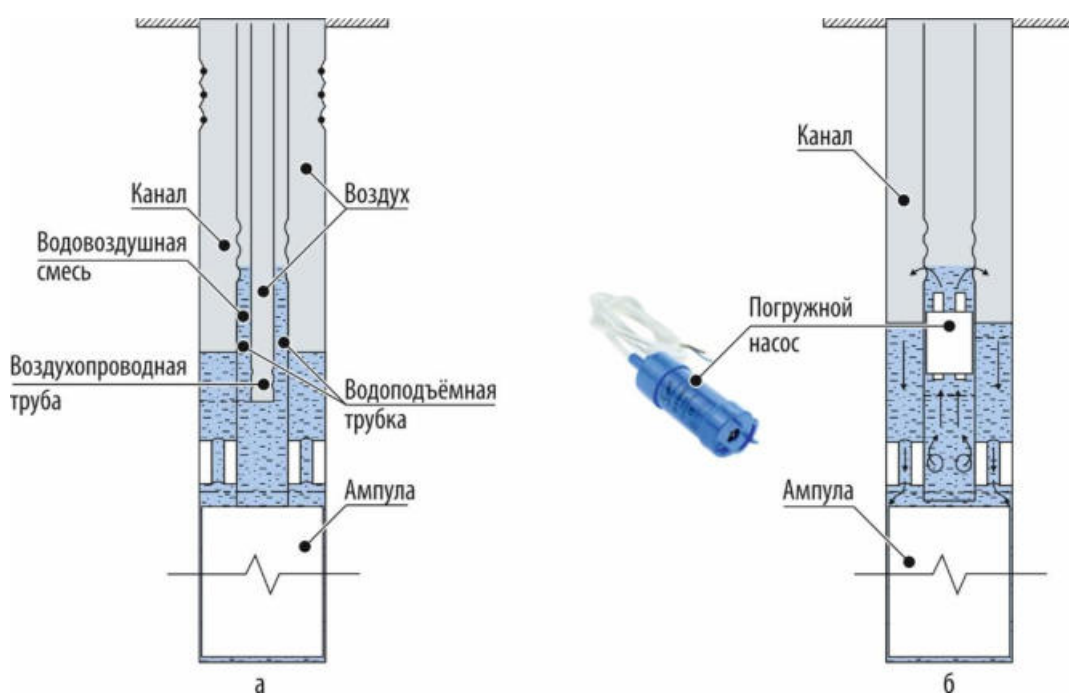


Рис. 1.26. Схема размещения эрлифта (а) и погружного насоса (б) в облучательном канале реактора РБТ-6

Основные параметры эрлифта, погружного насоса и крыльчатки, необходимые для проведения расчёта, представлены в табл. 1.14. Гидравлический расчёт эрлифта и погружного насоса проводили, используя теплогидравлический код Relap5/Mod3.2. [1], для расчёта основных параметров крыльчатки применяли вычислительный инструмент FlowSimulation трёхмерного программного пакета SolidWorks [2]. Согласно расчётам, если установить в облучательный канал эрлифт, скорость протекания воды через зазор составит около 1 м/с (рис. 1.28), перепад давления на входе в кольцевой зазор — примерно 7,5 кПа, а коэффициент теплоотдачи — приблизительно 635 Вт/(м²·°C). Установка в канал погружного насоса позволит обеспечить скорость протекания теплоносителя через кольцевой

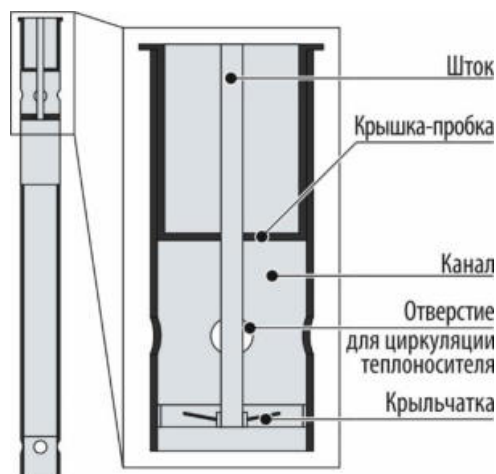


Рис. 1.27. Общий вид погружного устройства с вращающейся крыльчаткой, размещённого внутри облучательного канала реактора РБТ-6

зазор между стенкой канала и пеналом, примерно равную 0,5 м/с (см. рис. 1.28). Динамический режим работы насоса также приведёт к увеличению давления на входе в кольцевой зазор (около 0,65 кПа), а коэффициент теплоотдачи составит приблизительно 144,8 Вт/(м²·°C).

Таблица 1.14

Исходные данные, принятые в расчёте

Параметр	Погружной насос	Эрлифт	Крыльчатка
Максимальная производительность, кг/с	0,132	0,2	0,3
Максимальное рабочее давление, кПа	50		–
Максимальная высота нагнетания, мм	5 000		–
Глубина, мм:			
динамического уровня воды	–	317	–
погружения	–	4 700	1 500
Диаметр, мм:			
водоподъёмной трубы	–	28	–
воздухопроводных труб	–	12	–
Частота обращения крыльчатки, об. / мин		–	600
Количество лопастей, шт.		–	4

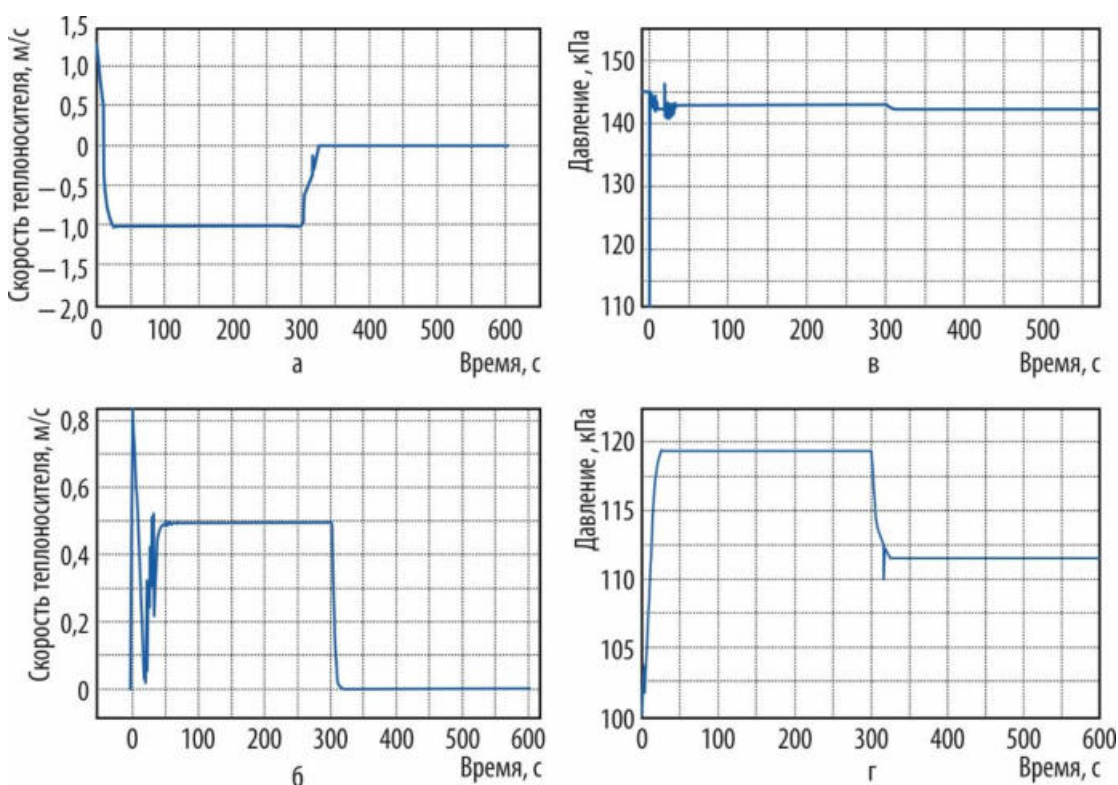


Рис. 1.28. Изменение скорости течения теплоносителя при динамическом режиме включения эрлифта (а) и погружного насоса (б) и перепад давления на входе в кольцевой зазор между стенками канала и пенала при включении эрлифта (в) и погружного насоса (г)

Если в облучательный канал установлена крыльчатка, при опускном движении теплоносителя его скорость циркуляции в зазоре между стенкой пенала и каналом составит около 0,35 м/с

(рис. 1.29), подогрев теплоносителя — не более $1\text{ }^{\circ}\text{C}$, а перепад давления на входе и выходе из канала — примерно $0,65\text{ кПа}$. При подъёмном движении теплоносителя его скорость в зазоре между стенкой пенала и каналом составит около $0,15\text{ м/с}$, подогрев теплоносителя — не более $2\text{ }^{\circ}\text{C}$, а перепад давления на входе и выходе из канала — приблизительно $0,25\text{ кПа}$.

Для работы погружного насоса достаточно обеспечить электропитание напряжением 12 В , при этом эксплуатация насоса не будет влиять на величину выбросов в систему специальной вентиляции, однако впоследствии отработавшие свой ресурс насосы будет необходимо утилизировать как твёрдые радиоактивные отходы. При применении эрлифта достаточно обеспечить подвод сжатого воздуха [3], но барботирование теплоносителя в канале приведёт к повышению радиоактивных выбросов в специальную вентиляцию. Поэтому рекомендуется использовать в облучательном канале крыльчатку: её электродвигатель находится вне облучательного устройства, что даст возможность

без труда устранять неполадки; крышка-пробка препятствует выходу радиоактивных выбросов и позволит после исчерпания электродвигателем ресурса не переводить его в разряд твёрдых радиоактивных отходов; опускное движение теплоносителя через облучательный канал не приводит к повышению радиоактивных выбросов в специальную вентиляцию.

Организация принудительной циркуляции обеспечивает эффективный отвод тепла от пенала с минералами, при котором превышение температуры стенки пенала по сравнению с температурой воды в бассейне будет не более $3\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Список литературы

1. The Relap5 Development Team. Relap5/Mod3.2 Code Manual. User's Guide and Input Requirements. — NUREG/CR-5535. INEL-95/0174/Vol. 2. — Idaho, USA: Idaho National Engineering Laboratory, 1995. — 321 p.
2. Алямовский А.А. SolidWorks/COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: Издательство «ДМК Пресс», 2004. — 426 с.
3. Папаяни Ф.А., Козыряцкий Л.Н., Пашенко В.С., Кононенко А.П. Энциклопедия эрлифтов. — М.: Информсвязьиздат, 1995. — 592 с.

В.А. Узиков, Т.А. Полякова, И.Р. Сулейманов, Д.И. Яндаева

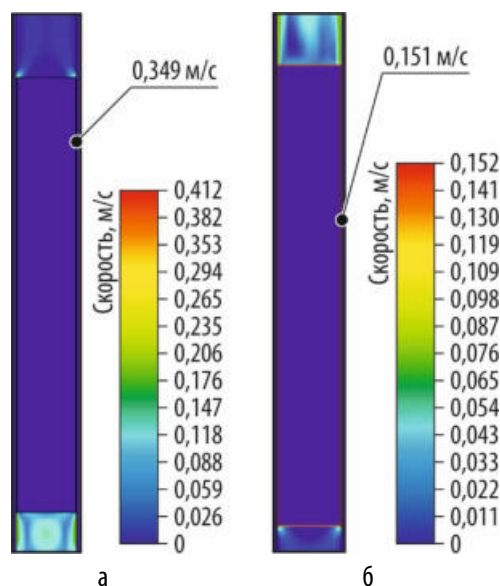


Рис. 1.29. Распределение скорости протекания теплоносителя в канале при опускном (а) и подъёмном (б) движении в продольном разрезе расчётной модели

РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ДОПОЛНИТЕЛЬНОГО СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБРАТНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРА БОР-60

Согласно требованиям нормативного документа [1] проведена оценка прочности под воздействием механических и тепловых нагрузок основных конструктивных элементов и наиболее напряжённых узлов экспериментального прямоточного микромодульного парогенератора обратного типа ОПГ-1 реакторной установки БОР-60. Основное его отличие от парогенераторов традиционной конструкции заключается в том, что натрий циркулирует в трубном пучке, а вода

и пар — в корпусе. Поэтому такие парогенераторы обладают повышенной безопасностью при течах воды в натрий, меньшим риском возникновения и развития дефектов (трещин) на поверхности теплообменных трубок из-за высокого давления воды (пара) снаружи трубки. К потенциальным механизмам, которые могут привести к снижению надёжности работы парогенератора в условиях эксплуатации при термоциклическом воздействии (максимальная и минимальная рабочая температура — 440 и 200 °С соответственно), следует отнести малоцикловую усталость (менее 10^5 циклов), термоусталость, коррозию и эрозию стенок аппарата. Поэтому для обоснования продления срока эксплуатации парогенератора необходим расчёт на циклическую прочность с учётом нестационарных температурных режимов работы и циклов изменения нагрузок.

Одна секция парогенератора ОПГ-1 состоит из трёх модулей: подогревателя (экономайзера), испарителя и перегревателя (рис. 1.30). Основные элементы и узлы изготовлены из низколегированных сталей чехословацкого производства. Для определения физико-механических свойств материалов использовали результаты исследований конструкционных материалов демонтированной секции парогенератора ОПГ-1 [2]. Сравнительный анализ физических свойств чешской стали на момент исследования и гарантированных механических свойств отечественных аналогов сталей [1] показал, что последние во всём температурном диапазоне ниже определённых при испытаниях и ниже, чем в исходном состоянии. Поэтому для обеспечения принципа консервативного подхода в расчётах использованы гарантированные механические свойства сталей [1].

Проведённый по показаниям датчиков информационно-измерительной системы парогенератора ОПГ-1 анализ параметров эксплуатации позволил классифицировать основные режимы его работы. Перечень основных эксплуатационных режимов работы с указанием числа циклов за фактический и прогнозируемый период с 1981 по 2028 годы приведён в табл. 1.15.

Таблица 1.15

Режимы работы парогенератора ОПГ-1

Наименование режима	Краткое описание режима	Число циклов	Максимальная температура, °С	Давление в контуре, МПа	
				Натрий	Вода / пар
Исходное состояние	Дренаживание по воде и натрию	–	20–30	–	
Гидравлическое испытание	–	15		–	16,8
Разогретое состояние	Электроразогрев до 250 °С, дренаживание по воде, заполнение азотом, циркуляция жидкого натрия под давлением в натриевом контуре	348	250	0,6	0,6
Заполнение водой	Расхлаживание до 200 °С, заполнение водой		200		4
Рабочий режим	Увеличение температуры натрия на входе и разогрев циркулирующей питательной воды при выводе реактора на номинальную мощность и переходе парогенератора из водяного в паровой режим		♦ воды: – на входе — 200, – на выходе — 440; ♦ натрия: – на входе — 425–440, – на выходе — 280–320		9,8

Для учёта нестационарных температурных режимов работы проведены теплогидравлические расчёты трёх модулей секции парогенератора в рабочем режиме и получено пространственное распределение температурных полей по элементам модулей парогенератора

(табл. 1.16 и рис. 1.31). В остальных переходных режимах распределение температуры равномерное по всем элементам конструкции.

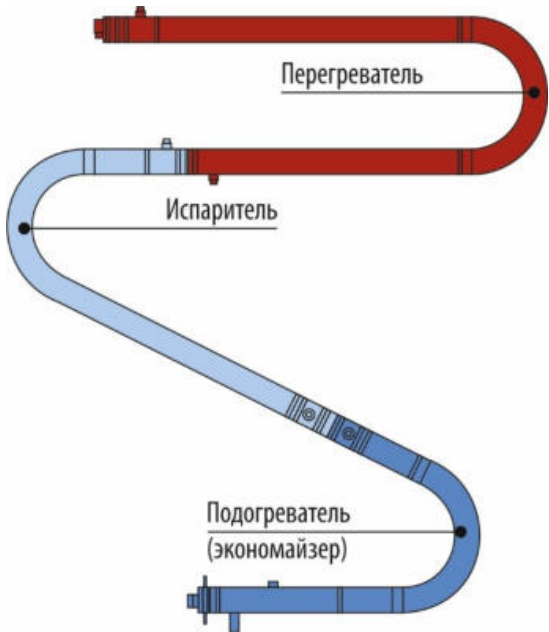


Рис. 1.30. Схема секции парогенератора ОПГ-1

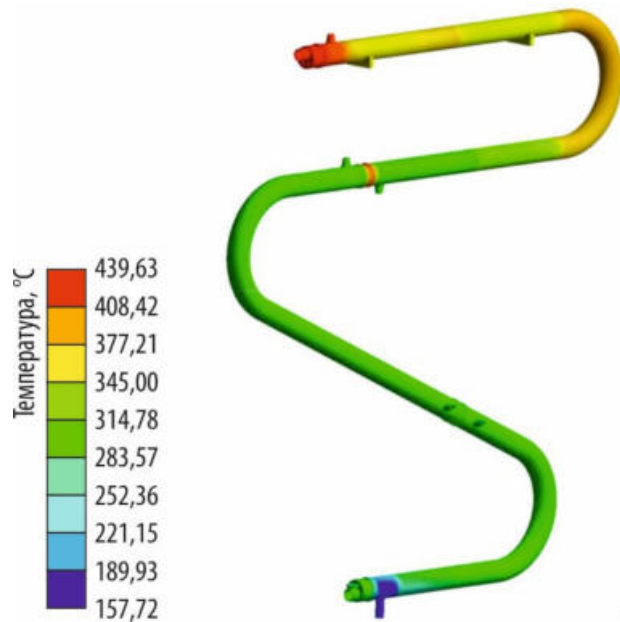


Рис. 1.31. Распределение температуры в стационарном режиме работы

Напряжённно-деформированное состояние модулей парогенератора во всех эксплуатационных режимах определено средствами программного комплекса конечно-элементного анализа ANSYS [3]. По результатам расчёта для каждого модуля выявлены наиболее напряжённые с точки зрения циклической прочности узлы: для экономайзера — узел, находящийся в зоне приварки трубного пучка к трубной доске модуля; для испарителя — узел в зоне стыковки трубного пучка с трубной доской модуля; для перегревателя — узел врезки патрубка входа пара сепаратора в корпус модуля (рис. 1.32). Расчёт на циклическую прочность в указанных узлах модулей парогенератора проведён по программе «Ресурс 86-2002», реализующей методику, представленную в нормативном документе [1], с учётом условного упругого приведённого напряжения. Циклическая прочность считается обеспеченной [1], если суммарное усталостное повреждение не превышает единицы. Наиболее важной с точки зрения обеспечения безопасности эксплуатации является прочность

Таблица 1.16

Граничные условия теплогидравлической задачи

трубного пучка с жидко-металлическим (натрий) теплоносителем внутри. Максимальная амплитуда значений напряжения реализуется в трубках экономайзера в зоне стыковки с трубной доской на выходе теплоносителя, что помимо механических нагрузок обусловлено градиентом температуры в данной зоне в переходных режимах. Расчётом опре-

Параметр	Модуль секции парогенератора		
	Экономайзер	Испаритель	Перегреватель
Расход на входе, кг/с:			
питательной воды /пара	0,81	0,81	0,65
натрия	9,66	9,66	9,66
Температура на входе, °C:			
питательной воды	158,7	288	300
натрия	310,9	401,6	439,5
Давление на выходе, МПа:			
питательной воды		9,8	
натрия		0,6	

делено, что на конец прогнозируемого срока службы максимальная суммарная циклическая повреждаемость в наиболее напряжённом узле экономайзера с учётом наличия сварного соединения составляет 0,158, что удовлетворяет условию циклической прочности.

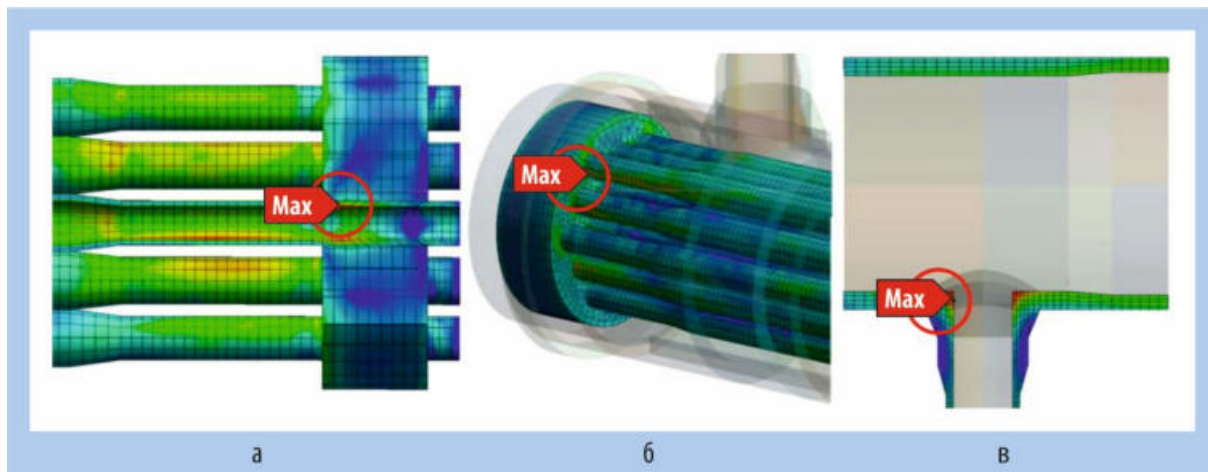


Рис. 1.32. Вид наиболее напряжённых узлов для экономайзера (а), испарителя (б), перегревателя (в)

Проведённые расчётные оценки показали возможность продления назначенного срока эксплуатации парогенератора ОПГ-1 с учётом принятых запасов прочности до 2028 года.

Список литературы

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
2. Буланова Т.М., Неустроев В.С., Гончаренко Ю.Д. и др. Материаловедческие исследования трубного пучка парогенератора ОПГ-1 реактора БОР-60. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 г.) / под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 117–120. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_nauchnyu_2016_sayt_2.pdf (дата обращения: 16.02.2021).
3. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общей редакцией Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.

Н.В. Киреев, Т.А. Полякова, И.Р. Сулейманов, Д.И. Яндаева

ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБРАЗЦОВ ОБМОТОЧНОГО ПРОВОДА В ПРОЦЕССЕ ВОЗДЕЙСТВИЯ ПОВЫШЕННОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ И ПОТОКА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ

Обмоточный провод на основе микрокомпозитного сплава меди и ниобия может быть использован в проектируемых изделиях атомной техники, в том числе электромагнитных насосах и насосах-дресселях холодных фильтров-ловушек. Целью работы было проведение ускоренных

экспериментальных исследований изменения электрофизических свойств образцов этого провода в атмосфере защитного газа (аргона) непосредственно в процессе реакторного облучения с одновременным воздействием повышенной температуры (около 450 °С) и потока быстрых нейтронов с энергией более 0,1 МэВ при наборе флюенса до величины, соответствующей назначенному ресурсу провода.

Испытаниям предшествовала большая подготовительная работа для обеспечения моделирования условий эксплуатации, которым будет подвергаться обмоточный провод. Нейтронно-физические расчёты показали, что достижение требуемого значения флюенса быстрых нейтронов ($1,6 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$) возможно в вертикальных экспериментальных каналах реактора БОР-60 [1], выбранных для проведения облучения образцов. Теплогидравлическими расчётами определено значение тепловой мощности, равномерно выделяемой электрическим нагревателем облучательного устройства и необходимой для обеспечения требуемых температурных условий испытаний. Разработаны программа и методика радиационных испытаний образцов обмоточного провода, а также конструкция сборки (рис. 1.33), в которой собраны образцы обмоточного провода двух типов: один образец первого типа и два образца второго типа. Образец первого типа предназначен для измерения электрического сопротивления проводника обмоточного провода в процессе облучения. Он выполнен в виде цилиндрической спирали, намотанной на каркас из алюминиевого сплава, что позволяет разместить в области с максимальной плотностью потока быстрых нейтронов по высоте вертикального экспериментального канала отрезок обмоточного провода наибольшей длины. Следовательно, для измерения малого значения электрического сопротивления данного образца (от 10 до 30 мОм) можно использовать доступную по цене аппаратуру для измерения малого сопротивления постоянному току (например, микромиллиомметр ИКС-1А). Образцы второго типа предназначены для испытаний межвитковой изоляции в процессе облучения и выполнены в виде отрезков провода, расположенных параллельно и плотно прилегающих друг к другу широкими боковыми поверхностями на длине 200 мм в соответствии с межгосударственным стандартом [2]. Образцы размещены в кольцевой полости между штангой и стенкой каркаса и расположены диаметрально противоположно друг другу. Конструкция данных образцов исключает возможность высоковольтного разряда на каркас и штангу при испытаниях межвитковой изоляции. Разработаны и изготовлены облучательные устройства (рис. 1.34) с электрическими нагревателями, включающие пробку биологической защиты и стойку, к которой прикреплена сборка с образцами; четырёхпроводные измерительные линии, подключённые к образцам первого типа; высоковольтные линии, подключённые к образцам второго типа; причём измерительные линии, высоковольтные части облучательных устройств и высоковольтная измерительная цепь гальванически изолированы от металлических частей реакторной установки. Корпус облучательных устройств снабжён штуцерами для подсоединения газовых линий от газовакуумного стенда. В вертикальные экспериментальные каналы загружены два облучательных устройства с образцами обмоточного провода на основе сплава меди и ниобия с различным содержанием последнего. Выполнена подготовка необходимого экспериментального оборудования: газовакуумного стенда и системы электропитания нагревателей, контроля и регулирования температуры внутри зоны обогрева облучательных устройств. Проверены газовые, электрические

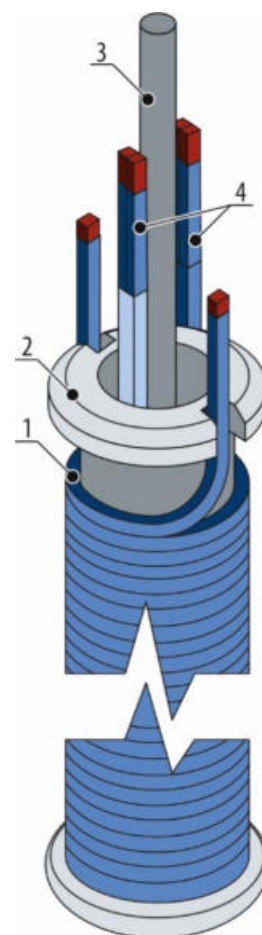
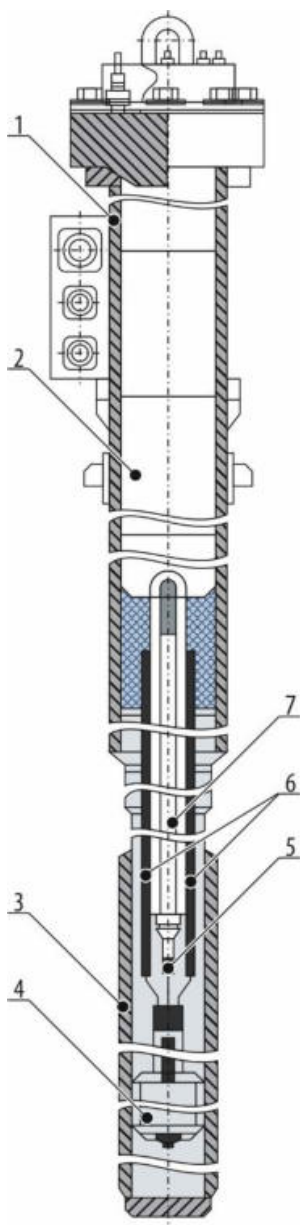


Рис. 1.33. Внешний вид сборки с образцами: 1 — образец первого типа; 2 — каркас из алюминиевого сплава; 3 — штанга; 4 — образец второго типа



силовые и контрольно-измерительные коммуникации. Получены экспериментальные значения электрического сопротивления проводников образцов первого типа и проверена сохранность (отсутствие пробоя) изоляции образцов второго типа обмоточного провода при одновременном воздействии температуры, примерно равной 450 °С, и потока быстрых нейтронов с энергией более 0,1 МэВ до флюенса, приблизительно равного $5 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$.

Электрофизические исследования образцов обмоточного провода в вертикальных экспериментальных каналах реактора БОР-60 будут продолжены в 2021 году. Результаты, полученные при выполнении исследований, могут быть использованы для обоснования выбора обмоточного провода для применения в проектируемых изделиях атомной техники.

Список литературы

1. Ревякин Ю.Л., Неверов В.А. Возможности вертикальных экспериментальных каналов реактора БОР-60 для облучения материалов в широком диапазоне температур и интенсивностей ионизирующих излучений: препринт: НИИАР-2(854). — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1996. — 28 с.
2. ГОСТ 15634.4-70. Межгосударственный стандарт. Провода обмоточные. Методы испытания изоляции напряжением. — М.: ФГУП «Издательско-полиграфический комплекс Госстандарта России "Издательство стандартов"», 1999. — 132 с.

Рис. 1.34. Общий вид облучательного устройства: 1 — корпус; 2 — пробка биологической защиты; 3 — электрические нагреватели и теплоизоляция; 4 — сборка с образцами; 5 — измерительные линии, подключённые к образцам первого типа; 6 — высоковольтные линии, подключённые к образцам второго типа; 7 — стойка

Ю.П. Гребёнкин, С.И. Жулинский, Ю.В. Набойщиков,
Н.С. Погляд, А.А. Полежаев

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКЕ ПРИ МГНОВЕННОЙ БЛОКИРОВКЕ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В реакторе на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БОР-60 одна из наиболее опасных проектных аварий связана с уменьшением или полным прекращением расхода теплоносителя через тепловыделяющие сборки активной зоны и последующим плавлением ядерного топлива. В настоящее время в реакторе функционируют системы диагностики различных стадий аварий с ТВС, поэтому её плавление может быть зарегистрировано и предотвращено на самых ранних стадиях за счёт остановки реактора. Целью работы было уточнение временных характеристик протекания аварийной ситуации с использованием современного расчётного программного комплекса.

Время развития аварийных процессов в тепловыделяющих сборках составляет от нескольких минут до нескольких часов. Развитие аварийной ситуации рассматривали для случая мгновенного полного перекрытия проходного сечения сборки, при котором процесс протекает в несколько этапов, а именно: разогрев твэлов и теплоносителя в сборке, кипение и выброс теплоносителя из сборки, расплавление и стекание оболочек твэлов, расплавление топлива, проплавление чехла тепловыделяющей сборки.

Для проведения расчётов нейтронно-физических характеристик использовали трёхмерные расчётные модели реактора, соответствующие его современному состоянию. Модели созданы с помощью программы KAP с учётом реального расположения всех сборок в реакторе, состава ядерного топлива, поглотителя и конструкционных материалов. Для проведения исследований выбрана наиболее теплонапряжённая ТВС в центральной части активной зоны, окружённая шестью штатными сборками, из-за чего возникают наиболее неблагоприятные условия теплообмена через межпакетные зазоры. Такой выбор способствует максимально консервативной оценке по протеканию аварийной ситуации.

Для проведения расчётов переходных процессов в тепловыделяющей сборке была создана трёхмерная модель полиячейки, включающая в себя исследуемую ТВС и шесть окружающих еёборок. Использование программы ANSYS позволило детально моделировать многокомпонентную систему с неоднородным распределением внутренних источников тепловыделения и сложными взаимозависящими процессами теплообмена. Штатные ТВС после установки в напорный коллектор реактора проходят процедуру внутрореакторной проливки, что даёт возможность определить значения расхода теплоносителя через каждую из семиборок. Это позволило на первом этапе рассчитать теплогидравлические условия в исследуемой полиячейке. С помощью нейтронно-физических расчётов было определено распределение удельного тепловыделения в различных материалах тепловыделяющей сборки и мощности соседних ТВС. Полученное распределение температуры и удельных тепловых потоков в элементах полиячейки, параметры течения и гидравлические профили скорости теплоносителя в ТВС и межпакетном пространстве, соответствующие работе реактора при номинальных параметрах, использовали в качестве начальных условий в последующих нестационарных расчётах.

После перекрытия проходного сечения циркуляция теплоносителя через тепловыделяющую сборку прекращается, в результате чего выделяющееся тепло расходуется на разогрев как самих твэлов, так и неподвижного натрия. Использование программы ANSYS позволило провести расчёты разогрева натрия в сборке до температуры насыщения с учётом неравномерности начального распределения температуры теплоносителя по сечению тепловыделяющей сборки. При штатной эксплуатации на стационарном уровне мощности реактора максимальное значение температуры наружной поверхности оболочки твэла в рассматриваемой ТВС наблюдается у центрального твэла. Именно на нём при прекращении расхода теплоносителя максимальное значение температуры наружной поверхности оболочки превысит температуру насыщения натрия, равную 883 °С, что является условием начала неразвитого поверхностного кипения. Максимальное значение температуры оболочек периферийных твэлов в этот момент соответствует эксплуатационным параметрам. В результате нестационарных расчётов определена величина временного промежутка (0,36 с) между блокировкой проходного сечения ТВС и началом неразвитого поверхностного кипения на центральном твэле. Кипение натрия с ростом температуры поверхности твэлов распространяется по внутреннему объёму тепловыделяющей сборки как в аксиальном, так и в радиальном направлениях. Пузырьки паров натрия на поверхности твэлов соединяются, образуя паровые плёнки. Это вызывает кризис теплообмена на поверхности твэлов и, соответственно, приводит к резкому росту температуры оболочек твэлов. Выполненные расчёты показали, что через 0,23 с после начала неразвитого начинается развитое поверхностное кипение на центральном твэле с сопутствующим кризисом теплоотдачи. Максимальное значение температуры оболочки центрального твэла при этом достигает 926 °С. По мере распространения кипения по внутреннему объёму тепловыделяющей сборки происходит рост толщины паровых плёнок, что приводит к отрыву паровых пузырей и началу развитого объёмного кипения натрия. За 0,32 с развитое кипение

распространяется с поверхности центрального твэла на всю активную часть тепловыделяющей сборки. Максимальное значение температуры оболочек твэлов при этом составляет 986 °С. Образовавшийся паровой пузырь выталкивает натрий из тепловыделяющей сборки и блокирует поступление теплоносителя сверху через отверстия в её головке. За 0,16 с с момента начала развитого поверхностного кипения внутренний объём ТВС оказывается заполнен парами натрия. Теплопроводность жидкого натрия превышает теплопроводность насыщенных паров натрия более чем в 1 100 раз, что через 0,81 с приводит к началу плавления оболочки центрального твэла.

Применяемое в штатной ТВС реактора БОР-60 оксидное топливо имеет сравнительно небольшую теплопроводность. Это в сочетании с высокими значениями удельного тепловыделения в топливе является причиной его неравномерного плавления по мере роста температуры. Плавление топлива в центральном твэле начинается через 0,32 с после оплавления оболочки. Поскольку программный комплекс ANSYS не позволяет моделировать перемещение массы при фазовом переходе, дальнейшие расчёты проведены для консервативной оценки временного промежутка, необходимого для полного расплавления топлива в центральном твэле и во всей ТВС. Эти временные промежутки составили 4,15 и 5,08 с. Возмущение, вносимое в температурное поле полиячейки, при этом достигает продольных осей ТВС окружения. Максимальное значение температуры оболочек твэлов в тепловыделяющих сборках окружения фиксируется на периферии, в твэлах, соседствующих с аварийной сборкой, и равно 1 067 °С, однако при условии сохранения расхода через ТВС окружения рассматриваемая аварийная ситуация на соседние тепловыделяющие сборки не распространяется.

В результате проведённых расчётных исследований уточнены временные характеристики протекания переходных процессов в штатной тепловыделяющей сборке реактора БОР-60 при мгновенной полной блокировке расхода теплоносителя. Эти данные применяют в системе управления и защиты реактора БОР-60 для повышения безопасности его эксплуатации.

Н.С. Погляд, Ю.В. Набойщиков, А.А. Полежаев

РАСЧЁТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВАЦИИ СТАЛЕЙ В РАЗЛИЧНЫХ СПЕКТРАХ НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРА БОР-60

Для обоснования возможности транспортировки облучённых образцов сталей в соответствии с техническими условиями и требованиями по транспортировке радиоактивных веществ необходима оценка их активности после облучения в реакторе. В отчётном периоде было проведено расчётное исследование активации перспективных малоактивируемых хромистых сталей с разным временем выдержки после облучения в различных спектрах нейтронов реактора БОР-60 до достижения повреждающей дозы 40 сна. Расчёт нейтронно-физических характеристик и условий облучения исследуемых образцов сталей выполнен по комплексам программ TRIGEX [1] и KAP [2], расчёт изменения нуклидного состава проведён с использованием программы CARE [3]. Для имитации облучения сталей были выбраны две ячейки: в массиве активной зоны (четвёртый ряд) и на границе активной зоны и бокового экрана (седьмой ряд) реактора БОР-60. Расчёт проводили в предположении, что реактор работал без остановок. Такой подход даёт верхнюю, консервативную оценку активности облучённых сталей. Изменения нейтронно-физических характеристик реактора, связанные с выгоранием ядерного топлива и вариантами компоновки активной зоны и бокового экрана, не учитывали. Для выполнения расчётных исследований акти-

вазии сталей использовали фактические параметры: расположение облучательного устройства в реакторе и образцов в облучательном устройстве, изменение нейтронно-физических характеристик по времени и реальные режимы работы реактора. Рассчитанные значения интегральной плотности потока нейтронов в активной зоне и на её границе с боковым экраном отличались более чем на 50 % (рис. 1.35), а максимальное значение интегральной плотности потока нейтронов в основном и определяет продолжительность облучения. Используя заданное значение тепловой мощности (50 МВт) и аксиальное распределение интегральной плотности потока нейтронов, определили усреднённую по сечениям выбранных ячеек плотность потока нейтронов.

Спектр нейтронов в ячейках также отличается (рис. 1.36): более жёсткий — в активной зоне, смягчённый — на границе с боковым экраном. Доля нейтронов с энергией свыше 0,1 МэВ в активной зоне составляет более 80 %, а в боковом экране — около 70 %, средняя энергия нейтронов в активной зоне примерно равна 330 кэВ, а в боковом экране — около 100 кэВ.

С помощью полученных данных рассчитали продолжительность облучения сталей до требуемых значений повреждающей дозы и в дальнейшем использовали при определении активации сталей. Основное влияние на активацию сталей оказывает спектр нейтронов и продолжительность облучения. Причём профиль удельной общей активности сталей после облучения в активной зоне ниже аналогичного профиля после облучения на границе с боковым экраном (рис. 1.37). Однако спустя месяц выдержки можно увидеть обратную картину: профиль удельной общей активности сталей после облучения в активной зоне становится выше (рис. 1.38).

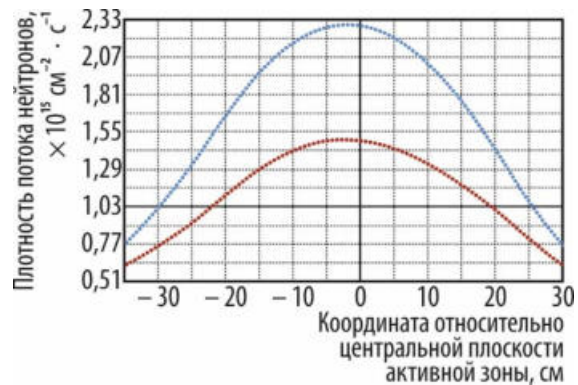


Рис. 1.35. Аксиальное распределение интегральной плотности потока нейтронов, усреднённой по сечениям выбранных ячеек в активной зоне (●●●) и на её границе с боковым экраном (●●●)

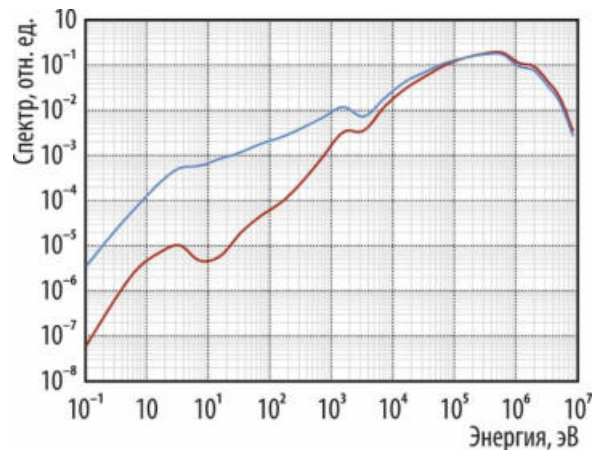


Рис. 1.36. Нормированный спектр нейтронов в выбранных ячейках в активной зоне (—) и на её границе с боковым экраном (—)

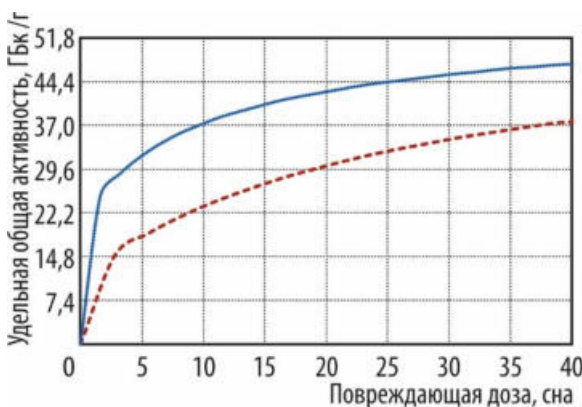


Рис. 1.37. Накопление удельной общей активности в процессе облучения для сталей в выбранных ячейках в активной зоне (—) и на её границе с боковым экраном (—)

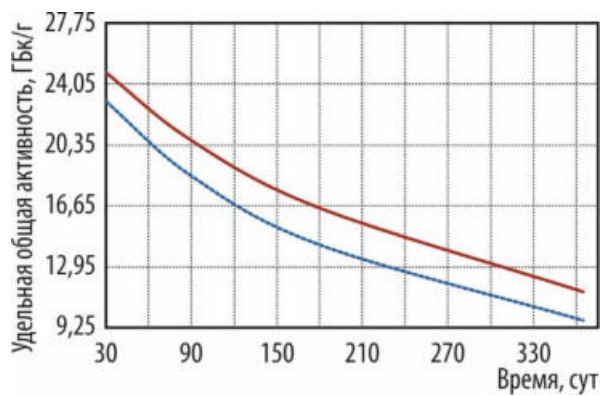


Рис. 1.38. Изменение удельной общей активности в зависимости от времени выдержки сталей, облучённых до повреждающей дозы 40 сна в выбранных ячейках в активной зоне (—) и на её границе с боковым экраном (—)

Список литературы

1. Серёгин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846. — Обнинск: ОАО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», 2000. — 14 с.
2. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.
3. Кочетков А.Л. Программа CARE — расчёт изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: препринт ФЭИ-2431. — Обнинск: ОАО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», 2000. — 14 с.

А.Э. Юсупова, Ю.В. Набойщиков, А.А. Полежаев

ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В реакторе БОР-60 планируют длительные испытания конструкционных материалов в контакте с теплоносителем в составе нескольких облучательных устройств при трёх значениях температуры: (400 ± 15) , (450 ± 20) и (550 ± 25) °С. Для обеспечения температурных условий облучения было предложено использовать три разборных облучательных устройства с твэльным подогревом теплоносителя. Все они будут иметь похожую конструкцию, ранее хорошо зарекомендовавшую себя при проведении таких исследований [1, 2], но различаться типом и нагрузкой образцов, мощностью твэльного подогрева. Одним из плюсов таких облучательных устройств является обеспечение требуемой температуры облучения при работе реактора на различных уровнях мощности, что достигается поддержанием соотношения мощности реактора и расхода теплоносителя через реактор на постоянном уровне, соответствующем номинальному режиму работы. В состав облучательных устройств входят корпус, подвеска с образцами конструкционных материалов и твэльный нагреватель. В корпусе присутствует газовая полость для теплоизоляции внутреннего пространства устройства от окружающихборок. Во внутренней полости корпуса размещается подвеска с образцами и кассета с твэлами. Существует возможность смещения пучка твэлов по высоте устройства для изменения мощности (компенсации выгорания топлива). Целью работы было расчётно-экспериментальное обоснование возможности достижения различной температуры при облучении устройств в одном ряду реактора БОР-60 и одинаковом расходе теплоносителя через все облучательные устройства. Реализовать требуемые температурные условия облучения возможно за счёт различной мощности твэльного подогрева, которая достигается изменением количества тепловыделяющих элементов и их высотным расположением в облучательных устройствах.

На аксиальное размещение твэлов подогрева в облучательном устройстве накладывается ограничение: верхняя граница топливного сердечника может располагаться в диапазоне от –20 до –15 см относительно центральной плоскости активной зоны, так как более низкое расположение твэлов невозможно по конструктивным причинам, а более высокое — будет уменьшать полезный экспериментальный объём и запас на подъём твэлов для компенсации выгорания топлива при длительных реакторных испытаниях. При выборе компоновки пучка твэлов в облучательном устройстве рассматривали различные варианты, представленные на рис. 1.39, наиболее предпочтительные из них — с симметричным размещением в твэльном пучке (подчёркнуты на рисунке).

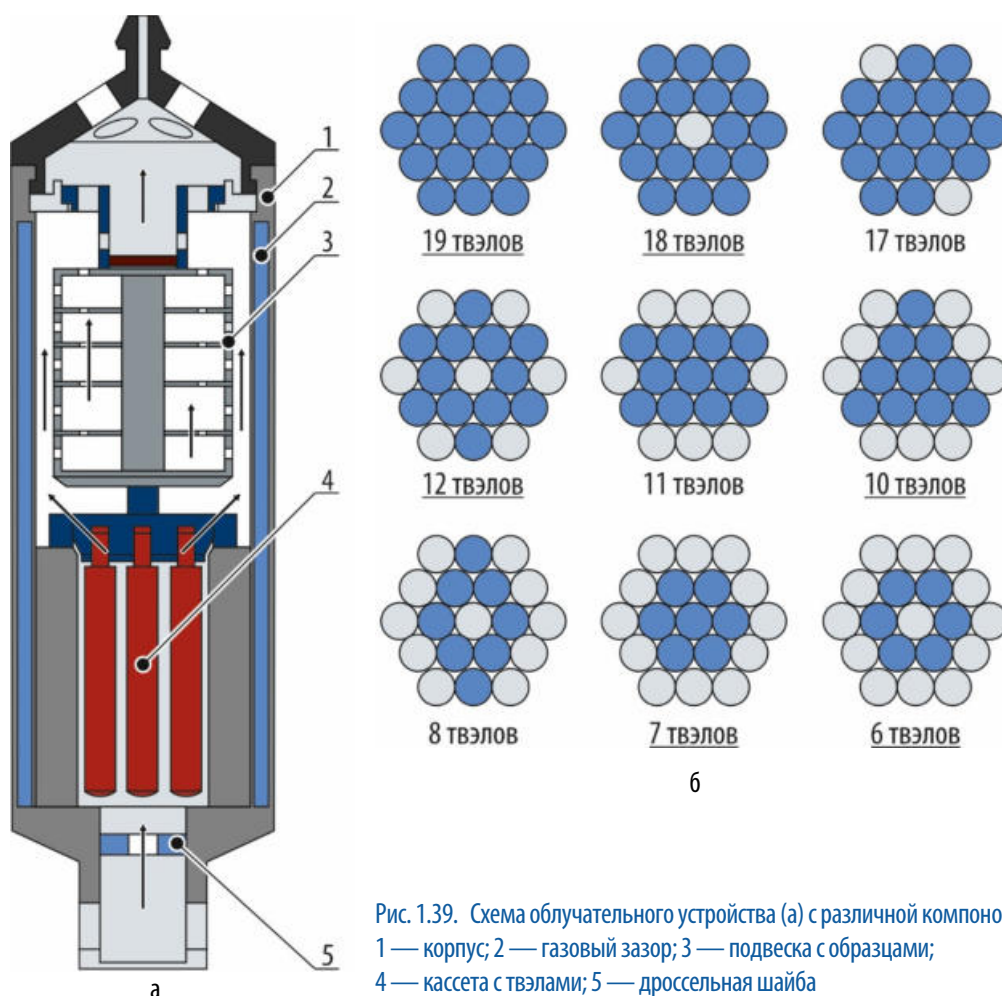


Рис. 1.39. Схема облучательного устройства (а) с различной компоновкой твэлов (б): 1 — корпус; 2 — газовый зазор; 3 — подвеска с образцами; 4 — кассета с твэлами; 5 — дроссельная шайба

Для проведения нейтронно-физических расчётов была использована трёхмерная расчётная модель, соответствующая современному состоянию реактора БОР-60 и учитывающая реальное расположение всех сборок в активной зоне реактора, состав ядерного топлива, поглотителя и конструкционных материалов. Результаты нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов позволили выбрать ячейки реактора для проведения длительного облучения. Определено пространственное распределение плотности потока нейтронов в устройствах. Для проведения теплогидравлических расчётов предварительно было рассчитано аксиальное распределение линейной мощности в твэлах нагревателей и удельного тепловыделения во всех элементах облучательных устройств. На основе данных аксиального распределения удельного тепловыделения и известного подогрева теплоносителя было определено значение расхода теплоносителя через все устройства при различном количестве твэлов и высотном расположении пучка относительно центральной плоскости активной зоны (рис. 1.40). При реализации одинакового расхода теплоносителя через облучательные устройства в диапазоне от 1,4 до 1,5 м³/ч можно обеспечить требуемые температурные условия реакторных испытаний в выбранных ячейках реактора БОР-60.

В теплогидравлическую модель облучательного устройства были заложены граничные условия, соответствующие выбранным ячейкам, и значения аксиального распределения удельного тепловыделения в материалах устройств, полученные в результате нейтронно-физических расчётов. По результатам проведённых детальных теплогидравлических расчётов было уточнено значение расхода теплоносителя через все устройства и показана возможность достижения требуемых значений температуры. Для проверки расчётных данных в текущем году был проведён методический эксперимент с устройством, содержащим 18 твэлов, в инструментированной ячейке реактора БОР-60. Результаты эксперимента показали удовлетворительное совпадение с расчётом.

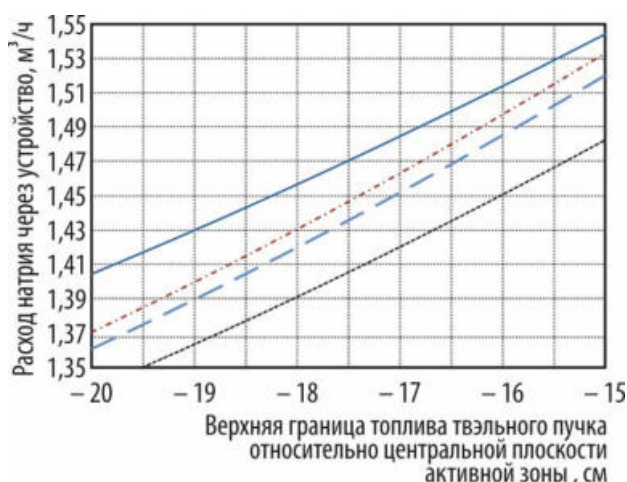


Рис. 1.40. Изменение требуемого расхода теплоносителя, полученное в расчётах, в зависимости от положения твэльного пучка в устройствах с 7 (—), 10 (---) и 18 (— • — •) твэлами, а также в методическом эксперименте (— —) — с 18 твэлами

собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet (дата обращения: 02.03.2021).

2. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Boev A.V. et al. Computational and experimental study of an irradiation rig with a fuel heater for the BOR-60 reactor // Nuclear Energy and Technology, 2016. Vol. 2, Is. 2. P. 126–131.

С.Г. Ерёмин, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Н. Дыреев,
А.В. Боев, А.А. Полежаев, М.Г. Шаронова

Расчётно-экспериментальным методом доказана возможность достижения и поддержания любой температуры облучения в диапазоне от 400 до 550 °С. Принципы, заложенные в описанную конструкцию, позволяют расширить температурный диапазон реакторных испытаний образцов вплоть до обоснованной максимальной температуры оболочек штатных твэлов реактора BOR-60.

Список литературы

1. Патент № 2524683, (13)С1, Российская Федерация, (51)МПК G21C 17/00(2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания материалов в ядерном реакторе / Ерёмин С.Г., Плотников А.И., Жемков И.Ю. // Бюл., 2014. № 22. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной

ПЛАНИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО СПЕКТРОМЕТРИИ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В РЕАКТОРЕ СМ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ

В сентябре 2020 года завершена очередная модернизация реактора СМ, в ходе которой были заменены центральная опорная решётка и бериллиевый отражатель, изменены конструкция и функциональное назначение центральных рабочих органов системы управления и защиты, усовершенствована компоновка нейтронной ловушки: количество ячеек для облучения в ней увеличено с 27 до 57.

Важной стадией любого реакторного эксперимента является его планирование, при котором нужно учесть все физические характеристики: температуру, давление, плотность и спектр нейтронного потока. Поскольку нейтронно-физические характеристики определяют расчётными методами, возникает необходимость верификации полученных значений методами экспериментальными. С этой целью был разработан и утверждён план спектрометрии нейтронных полей для различных зон реактора СМ: отражателя, активной зоны и ловушки. Планируется установить десять сборок: по три — в каналах ловушки и активной зоны, четыре — в отражателе (рис. 1.41). Разработанные и изготовленные устройства представляют собой спектрометрические и градиентные сборки, из которых первые предназначены для восстановления энергетического распределения спектра нейтронов, а вторые, оснащённые четырьмя наборами нейтронно-

активационных детекторов (мониторов) на основе золота и никеля, используют для определения аксиального распределения потоков тепловых и быстрых нейтронов. Всего в эксперименте будет задействовано 42 капсулы (десять — в кадмиевом экране (для отсека спектра), остальные — в алюминиевом). Для перекрытия всей области нейтронного спектра подобраны металлические и сплавные мониторы из индия, лантана, кобальта, меди, титана, железа, ниобия, родия, марганца, золота и никеля.

Все нейтронно-активационные детекторы изготовлены и упакованы в капсулы, спроектированы и собраны облучательные устройства, количество которых выбрано исходя из опыта предыдущих аналогичных измерений. Будут рассмотрены и новые облучательные устройства для уточнения нейтронно-физических характеристик.

Определение плотности и спектра нейтронного потока в различных зонах реактора СМ после модернизации улучшит метрологические показатели, позволит точнее планировать время облучения, обеспечит выполнение нормативных требований по нейтронно-дозиметрическому сопровождению экспериментов.

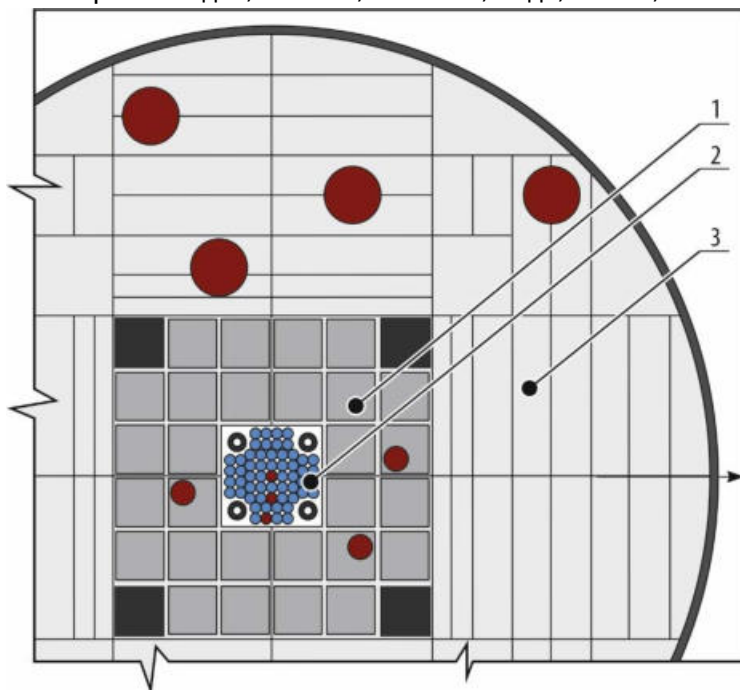


Рис. 1.41. Картограмма реактора СМ после модернизации с указанием места (●) установки облучательных устройств: 1 — активная зона; 2 — нейтронная ловушка; 3 — бериллиевые блоки отражателя

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

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ КОМПОНЕНТОВ ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКИ С ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ

В рамках разработки исследовательского жидкосолевого реактора с блоком переработки отработавшего ядерного топлива определены теоретически ожидаемые эксплуатационные параметры и характеристики, учитывающие требования радиационной безопасности. Получены расчётные оценки наведённой активности в конструктивных элементах петлевой установки с циркуляцией топливной соли во время облучения и расхолаживания. В качестве стартовых материалов рассмотрены химические составы сталей, используемых в качестве конструкционных основных узлов петлевой установки, и двойных (на основе фторидов лития и бериллия (флайб¹¹)) и тройных (на основе фторидов лития, натрия и калия (флинак¹²)) эвтектических солей с добавками тетрафторида урана и теллура с мольной долей 0,5 и 1,0 % соответственно. Расчёты наведённой активности выполнены средствами комплекса программ UPM-PREPRO_2017-ENDF/

¹¹ То же, что и FLiBe. — Прим. ред.

¹² То же, что и FLiNaK. — Прим. ред.

B-VII–ENDF/B-VII.0 [1–5], где PREPRO_2017 — пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF/B; ENDF/B-VII — библиотека ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, откуда брали данные о нейтронных сечениях и распределении частиц в реакциях, инициируемых нейтронами; ENDF/B-VII.0 — библиотека с константами по распадам радионуклидов. В используемых файлах ENDF/B-VII и ENDF/B-VII.0 хранятся результаты оценок в формате оценённых ядерных данных (ENDF/B), который представляет собой комбинации фактических таблиц данных и параметров резонанса. Наборы оценённых данных в формате ENDF/B автоматически преобразуются в формы, пригодные для приложения UPM с помощью обрабатывающих программ PREPRO. Так рассчитаны усреднённые по группам сечения из библиотеки ENDF/B для использования в нейтронных расчётах.

В результате расчётной оценки получены данные по суммарной активности компонентов петлевой установки с циркуляцией топливной соли во время облучения в течение 240 суток (табл. 1.17) и установлено, что в газах ураносодержащего имитатора актинидов — тетрафторида урана — массовая доля йода составляет 4 %, ксенона — 6 %, криптона и аргона — по 1 %, трития — менее 0,1 % по активности на момент конца облучения и в период расхолаживания продолжительностью в пять лет.

Таблица 1.17

Суммарная активность компонентов петлевой установки, около ТБк (кКи)

Топливная соль	Во время облучения	Через год после облучения	Через пять лет после облучения
Флайб	6 771 (183)	146,52 (3,96)	56,98 (1,54)
Флинак	7 733 (209)	142,82 (3,86)	54,39 (1,47)

Основным донором трития при облучении является рассматриваемая топливная соль. При облучении солей тритий образуется как дочерний нуклид по ядерной реакции



Реакция $(n, {}^3\text{H})$ для лития-6 с большой вероятностью происходит как на тепловых, так и на быстрых нейтронах. К основным каналам для наработки трития на быстрых нейтронах относится пороговая реакция



В процессе распада тритий превращается в гелий с испусканием электрона и антинейтрино (бета-распад), период полураспада трития — 12,32 года [6]. Значения скорости доминирующих ядерных реакций наработки трития (1.5) и (1.6) при облучении обеих эвтектик в отражателе реактора СМ составили $1,54 \cdot 10^{-7}$ и $4,01 \cdot 10^{-12} \text{ с}^{-1}$ соответственно. Накопление трития за счёт этих реакций прямо пропорционально флюенсу тепловых нейтронов при облучении в отражателе реактора, спектр которого характеризуется значительной долей тепловых нейтронов.

Так как планируется создание блока утилизации трития, то полезно провести анализ накопления трития в процессе облучения и усреднение макроскопического сечения по его наработке в исследуемых материалах с учётом конкретных параметров нейтронных потоков и расчётного энергетического распределения нейтронов в спектре отражателя реактора СМ. Накопление трития в топливной соли осуществляется по линейному закону

$$C({}^3\text{H}) = \Sigma F, \quad (1.7)$$

где $C({}^3\text{H})$ — концентрация трития в облучённой соли, моль/л;

Σ — усреднённое макроскопическое сечение наработки трития, $\times 10^{-24} \text{ см}^2$;

F — флюенс нейтронов, см^{-2} .

Это соотношение и значения усреднённого макроскопического сечения при облучении флайба ($1,42 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$) и флинака ($1,17 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$) справедливы только для отражателя реактора СМ.

По результатам расчётов наработки трития в течение 240 суток при облучении флайба и флинака активность трития на конец облучения и при расхолаживании топливной смеси в течение пяти лет составит 4 440 МБк (0,12 Ки или $2,5 \cdot 10^{18}$ ядер) и 2 960 МБк (0,08 Ки или $1,7 \cdot 10^{18}$ ядер) соответственно. В период расхолаживания солей основная доля активности практически полностью приходится на газообразные тритий и аргон. Однако в составе соли остаются такие долгоживущие примесные радиоизотопы с малой долей активности относительно активности трития ($4,6 \cdot 10^9$ Бк для флайба и $3,9 \cdot 10^9$ Бк для флинака) и с большими периодами полураспада, как бериллий-10 (2,2 кБк для флайба), хлор-36 (16 кБк для флинака) и аргон-39 ($3,2 \cdot 10^7$ Бк для флинака).

Расчёт активации тетрафторида урана нейтронами выполнен средствами программы FISPACT-II [7], который предназначен для исследования как термоядерных устройств, так и реакторов деления или источников нейтронов. Расчётными исследованиями выявлено, что основная доля активности от солей с добавками теллура и тетрафторида урана вносится:

- ◆ бета-излучателями:
 - для флайба: бериллием-10 и тритием с активностью не более 2,2 и $4,6 \cdot 10^9$ Бк соответственно;
 - для флинака: хлором-36, тритием и аргон-39 с активностью не более $1,6 \cdot 10^4$; $3,9 \cdot 10^9$ и $3,2 \cdot 10^7$ Бк соответственно;
 - для теллура: теллуром-123m, теллуром-125m, теллуром-127m, теллуром-129m, йодом-129 с активностью не более $2,8 \cdot 10^2$; $1,1 \cdot 10^8$; $6,7 \cdot 10^8$; $2,4 \cdot 10^8$ и 5,9 Бк соответственно;
- ◆ альфа-излучателями с максимальным парциальным вкладом:
 - для тетрафторида урана: ураном-239, нептунием-239 с активностью не более $2,3 \cdot 10^{13}$ и $2,2 \cdot 10^{13}$ Бк.

Список литературы

1. Markina N.V., Shimansky G.A. TRANS_MU computer code for computation of transmutant formation kinetics in advanced structural materials for fusion reactors // Journal of Nuclear Materials, 1999. Vol. 271–272. P. 30–34.
2. Belozerova A.R., Belozеров S.V., Shamardin V.K. Simulating the Effects of Nuclear Transmutation when Studying the Physical Properties of Zirconium Alloys // Physics of Metals and Metallography, 2020. Vol. 121, № 6. P. 508–519.
3. PREPRO2017 [Electronic resource]. PREPRO Code System Download. International Atomic Energy Agency — Nuclear Data Section. — Web site of International Atomic Energy Agency / Nuclear Data Services / Hot Topics / IAEA-CIELO / TENDL-2019 / JENDL-4.0u2 / ENDF/B-VIII.0. — Access mode: in free access. — URL: <https://www-nds.iaea.org/public/endl/prepro2017/> (date of the application: 14.03.2021).
4. ENDF-6 Formats and Codes, February 2018 Version [Electronic resource]. National Nuclear Data Center. — Upton, New York (USA): Brookhaven National Laboratory. — Web site of International Atomic Energy Agency, Division of Physical and Chemical Sciences, Nuclear Data Section. — Access mode: in free access. — URL: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm> (date of the application: 14.03.2021).
5. Chadwick M.B., Obložinsky P., Herman M. et al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology // Nuclear Data Sheets, 2006. V. 107, Is. 12. P. 2931–3060. — Access mode: by subscription. — URL: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0090375206000871>. — National Nuclear Data Center Databases. — Access mode: by subscription. — URL: <http://www.nndc.bnl.gov/endl/b7.0/download.html> (date of the application: 09.03.2021).
6. Эванс Э.А. Тритий и его соединения / пер. с англ. И.Б. Бравермана и [др.]. — М.: Атомиздат, 1970. — 311 с.
7. FISPACT-II [Electronic resource]. — Web site of All Right Reserved by UK Atomic Energy Authority. — Access mode: by subscription. — URL: <http://www.ccf.ac.uk/fispact.aspx> (date of the application: 14.03.2021).

А.Р. Белозерова

НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЬНЫХ СПЛАВОВ ЦИРКОНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Испытание циркониевых сплавов на границе активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 проводили с контролем флюенса нейтронов. Для этого в облучательном устройстве на трёх высотных отметках: –180; 0; 180 мм относительно центральной плоскости активной зоны — размещали наборы нейтронно-активационных детекторов (мониторов сопровождения) на основе ниобия и железа (диски из фольги природного изотопного состава толщиной около 0,1 мм и диаметром 1 мм). Мониторы находились в герметично запаянной капсуле из кварцевого стекла высотой около 10 мм, диаметром 3 мм и толщиной 0,4 мм. Восстановление спектра и определение значения флюенса нейтронов с энергией больше 1 МэВ проводили по результатам измерения активности мониторов. Эффективные пороговые сечения реакций их активации в местах расположения (табл. 1.18) получены с использованием методики восстановления энергетического спектра нейтронов по экспериментальным данным [1] и сечениям реакций из библиотеки ядерных данных FENDL-3.1 [2].

Таблица 1.18

Характеристики ядерных реакций

Маркировка монитора	Ядерная реакция	Эффективный порог реакции, МэВ	Эффективное сечение реакции, $\times 10^{-27}$ см ²	Массовая доля, %
Железо	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	3,0	391	5,8 (железо-54)
Ниобий	$^{93}\text{Nb}(n,n')^{93\text{m}}\text{Nb}$	1,0	224	100 (ниобий-93)

Испытания проводили в течение трёх микрокампаний при мощности реактора, равной 50 МВт. Расчёты нейтронно-физических характеристик и флюенса нейтронов с энергией выше 1 МэВ выполняли с использованием комплекса программ: MCU-RFFI [3], TRIGEX [4] и KAP [5] для каждой микрокампании. Трёхмерные модели реактора были созданы с помощью программы KAP с учётом реального расположения всех сборок в активной зоне. Расчётная неопределённость флюенса быстрых нейтронов в активной зоне составила 6 %, в боковом экране — около 9 %, а экспериментальная — $\pm 9,3$ % [6]. Экспериментальные и расчётные значения флюенса нейтронов с энергией выше 1 МэВ в местах размещения мониторов представлены в табл. 1.19.

Таблица 1.19

Экспериментальные и расчётные значения флюенса нейтронов

Длительность облучения		Координата, (± 5) мм	Флюенс нейтронов, $\times 10^{20}$ см ⁻²		Различие между экспериментальным и расчётным значениями, %
по дате	в эффективных сутках		Эксперимент	Расчёт	
19.01.20–24.02.20, 11.03.20–11.05.20	91,4	+180	14,8	14,9	0,4
		0	23,1	22,8	1,4
		–180	16,7	17,0	1,5
26.06.20–09.08.20	37,2	+180	5,90	6,10	3,4
		0	9,43	9,34	1,0
		–180	6,91	7,00	1,3

Аксиальное распределение флюенса нейтронов с энергией больше 1 МэВ для трёх микрокампаний показано на рис. 1.42. Представленные результаты демонстрируют удовлетворительное совпадение экспериментальных и расчётных значений.

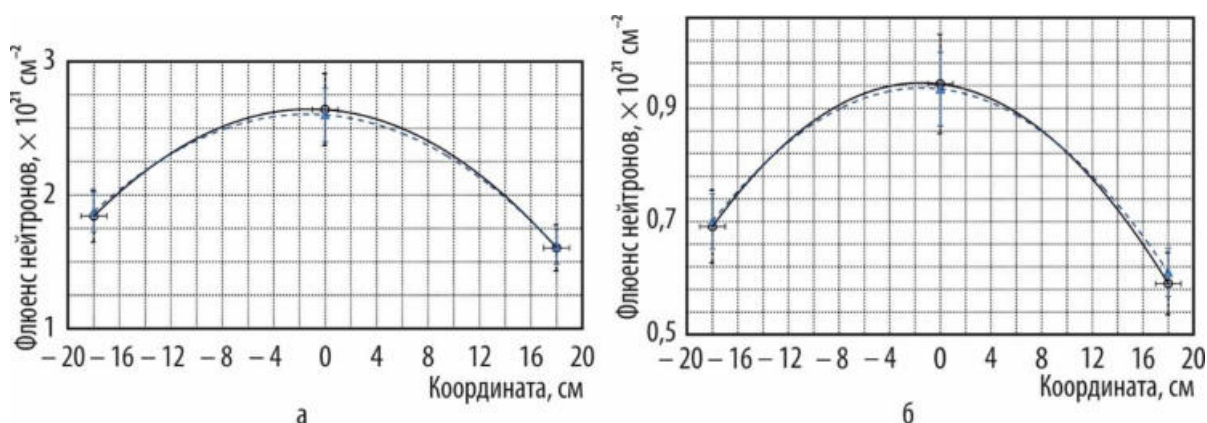


Рис. 1.42. Полученное в эксперименте (○) и расчёте (▲) аксиальное распределение флюенса нейтронов для двух первых (а) и третьей (б) микрокампаний

Список литературы

1. Wang Y.-Q., Kobayashi. K., Li Z.-H., Kimura I. A Parametrized Approach for Unfolding the Neutron Flux Spectrum. — In Reactor Dosimetry: Radiation Metrology and Assessment (Tenth International Symposium on Reactor Dosimetry, Osaka, Japan, September 12–17, 1999) / Editors: J.G. Williams, D.V. Vehar, F.H. Ruddy, D.M. Gilliam. — Philadelphia, Pennsylvania (USA): American Society for testing and materials, 2001. P. 516–523. — ASTM stock number: STR 1398. — Access mode: in free access. — URL: http://isrd17.reactordosimetry.org/PastSymposia/10th/10thISRD_Proceedings.pdf (date of the application: 14.03.2021).
2. FENDL-3.1b. Version 3.1b on 24 January 2018 [Electronic resource]: Fusion Evaluated Nuclear Data Library. — Web site of International Atomic Energy Agency, Division of Physical and Chemical Sciences, Nuclear Data Section. — Access mode: in free access. — URL: <https://www-nds.iaea.org/fendl/index.html>. (date of the application: 14.03.2021).
3. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др. Программа MCU для расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Т. 4. Верификация: препринт ИАЭ-5741/5. — М.: ФГУП «Российский научный центр "Курчатовский институт"», 1994. — 28 с.
4. Серёгин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846. — Обнинск: ОАО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», 2000. — 14 с.
5. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник научных трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.
6. Енин С.А., Павлов В.В., Белозерова А.Р., Чернышева Т.И. Нейтронно-дозиметрическое сопровождение экспериментов по изучению свойств конструкционных материалов в реакторных условиях. — Тезисы докладов XI конференции по реакторному материаловедению, посвящённой 55-летию отделения реакторного материаловедения АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, 27–31 мая 2019 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 194–196. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций / 27.05.2019. XI конференция по реакторному материаловедению, посвящённая 55-летию отделения реакторного материаловедения АО «ГНЦ НИИАР»/ Сборник тезисов докладов». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/sb_tez_xi_konf_orm_2019.pdf (дата обращения: 16.03.2021).

А.Р. Белозерова, О.В. Ишунина, С.А. Енин,
В.В. Павлов, Т.И. Чернышева, А.Э. Юсупова

ОРГАНИЗАЦИЯ И ПОДДЕРЖАНИЕ В ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВКАХ РЕАКТОРА МИР ВОДНО-ХИМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ СЛОЖНОГО СОСТАВА

Большинство актуальных исследований характеристик экспериментальных ATF-твэлов, в которых применяют перспективные материалы, покрытия и добавки, проводят в петлевых установках реактора МИР, возможности которого позволяют реализовывать необходимые мощностные и теплогидравлические параметры [1]. Важной составляющей проведения испытаний является имитация водно-химических режимов, в которых предполагается дальнейшая эксплуатация изделий. Испытания твэлов в первых контурах петлевых установок первоначально проводили в нейтральном бескоррекционном или слабоаммиачном водно-химических режимах. С расширением тематики исследований по водо-водяным реакторам и необходимостью обеспечения повышенной коррозионной устойчивости материалов ТВС моделируют аммиачно-борно-калиевый и борно-литиевый с дозированием газообразного водорода теплоносители реакторов типа ВВЭР и PWR [2]. Диапазоны значений концентрации координирующих реагентов, реализуемые в первых контурах петлевых установок реактора МИР, приведены в табл.1.20.

Таблица 1.20

Параметры водно-химических режимов

Параметр	Режим реактора	
	ВВЭР	PWR
Показатель рНт (300 °С)	6,9–7,4	
Концентрация:		
борной кислоты, г/кг	1,2–4,0*	3,0–8,0
аммиака, мг/кг	Не менее 3	–
ионов щелочных металлов, ммоль/кг	0,1–0,25 (Li ⁺ , K ⁺ , Na ⁺)	0,3–0,79* (Li ⁺)
ионов цинка, мкг/кг	–	5–40*
Объёмная концентрация, нсм ³ /кг:		
водорода	25–50	
кислорода	Не более 0,0035	

*Показатель может быть изменён по требованию заказчика.

На начальном этапе для организации в реакторе МИР водно-химического режима реактора ВВЭР был смонтирован узел дозирования химических реагентов, включающий ёмкости для растворов координирующих реагентов и насосы для подачи их в первый контур петлевой установки, а также электрообогреваемый бак для растворения борной кислоты. Реализация водно-химического режима первого контура реакторов типа PWR, предусматривающего введение газообразного водорода для подавления радиолитических процессов и ионов цинка для снижения радиационных полей, потребовала разработки соответствующих систем. К узлу коррекции химических реагентов была подведена линия подачи водорода, смонтирована ёмкость предварительного растворения газа [2], отработана технология непрерывного дозирования ионов цинка в первый контур с применением насоса-дозатора высокого давления малой производительности [3]. Выполнен комплекс работ по совершенствованию возможностей лаборатории химического контроля состава теплоносителя: расширена номенклатура определяемых параметров; проведена метрологическая аттестация методик; внедрены современные методы анализа: ионная хроматография, атомно-абсорбционная спектрометрия, поточные анализаторы высокого давления контроля газов [4].

В настоящее время разрабатывается проект системы регулирования концентрации координирующих реагентов теплоносителя реакторов PWR. Предусмотрена установка дополнительного фильтра периодического использования с ионообменной смолой для снижения в первом контуре петлевой установки содержания ионов лития, которые образуются при работе реактора на мощности по реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$. Система будет обеспечивать фильтрацию теплоносителя при рабочем давлении контура до 17 МПа и температуре не более 60 °С (предельная для работы ионитов) независимо от режима эксплуатации действующего штатного ионообменного фильтра установки. Предусмотрены также трубопроводы для гидрозакгрузки / выгрузки смолы, электрическое управление запорно-регулирующей арматурой. Реализация проекта позволит оперативно корректировать отклонения концентрации координирующего реагента от заданных значений, поддерживая при этом стабильность по другим параметрам водно-химического режима.

Список литературы

1. Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Бурукин А.В. и др. Текущие и перспективные направления испытаний в реакторе МИР. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 2. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 96–109. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборники трудов / Архив». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/5111> (дата обращения: 15.03.2021). ISBN 978-5-94831-160-9.
2. Ижутов А.Л., Романовский С.В., Свистунов В.А. и др. Совершенствование технологии поддержания водно-химического режима петлевых установок реактора МИР. — В сб. «Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического контроля в атомной энергетике». — Сосновый Бор: ФГУП «Научно-исследовательский технологический институт имени А. П. Александрова», 2014. С. 277–283.
3. Владимирова О.Н., Свистунов В.А., Двойнишникова С.А. и др. Организация экспериментов по дозированию ионов цинка в водный теплоноситель первого контура петлевой установки реактора МИР. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 2. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 63–68. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборники трудов / Архив». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/5107> (дата обращения: 15.03.2021). ISBN 978-5-94831-160-9.
4. Владимирова О.Н., Васильев В.И., Дубинина С.А. и др. Химико-аналитическое сопровождение петлевых испытаний в реакторе МИР. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2019. Вып. 2. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 47–53. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборники трудов / Архив». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/5452> (дата обращения: 15.03.2021). ISBN 978-5-94831-184-5.

*О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, С.А. Дубинина,
Е.О. Демидовская, А.Ю. Халяпин, С.В. Рогожкин*

ИЗМЕРЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В РЕАКТОРНЫХ МИШЕНЯХ ПО СОБСТВЕННОМУ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЮ

Для получения тяжёлых изотопов трансурановых элементов в нейтронную ловушку реактора СМ помещают мишени-накопители из стартового материала [1]. Используемая конструкция мишени-накопителя представляет собой заключённый в оболочку из нержавеющей стали топлив-

ный сердечник в виде набора таблеток диаметром 9,0 мм из смеси алюминия с оксидами плутония, америция и кюрия. Каждая мишень проходит проверку качества на соответствие требованиям технических условий, финальной стадией которой является определение неравномерности распределения стартового материала по длине мишени. Для нахождения коэффициента неравномерности используют неразрушающий метод пассивного гамма-сканирования — регистрации гамма-излучения изотопов, входящих в состав стартовой композиции.

Масса стартового материала пропорциональна скорости счёта в пике полного поглощения, скорректированной на коэффициент поправки на самопоглощение испускаемого излучения в смеси оксида тяжёлого элемента и матрицы:

$$m \sim CrCf, \quad (1.8)$$

где Cr — скорость счёта в пике полного поглощения, c^{-1} ;

Cf — коэффициент поправки на самопоглощение, отн. ед.

Основную сложность представляет определение коэффициента поправки на самопоглощение. Часто для этого используют представительные контрольные образцы, подобранные наиболее близко по размерам, форме и составу к исследуемым [2]. Но для мишеней из трансурановых элементов такой метод не применим из-за малого количества стартового материала и его высокой стоимости. К тому же элементный и изотопный состав стартового материала при изготовлении каждой партии мишеней различается. На практике значение этого коэффициента определяют с учётом линейного коэффициента ослабления, геометрической конфигурации и положения образца относительно детектора или используют численные методы [2]. Чаще всего, когда расстояние между образцом цилиндрической формы и детектором в несколько раз превышает максимальный размер образца или детектора, коэффициент Cf сильно зависит от линейного коэффициента ослабления образца и слабо зависит от его размеров и расстояния до детектора, а также имеет пренебрежимо малую зависимость от размеров, формы и эффективности детектора. Текущая геометрия измерительного узла (использование коллиматора длиной, много превышающей его диаметр) позволяет рассматривать модель и формулы для расчёта коэффициента Cf как случай дальней геометрии. Для образца в форме пластины существует достаточно простое выражение расчёта коэффициента Cf . Поэтому для упрощения формулу мишени вместо цилиндра представляют в виде пластины толщиной, равной диаметру топливного сердечника. Такое упрощение возможно, так как коэффициент Cf для цилиндра несколько меньше, чем для образца в форме пластины. Для дальней геометрии коэффициент Cf для прямоугольных образцов, просматриваемых в направлении, перпендикулярном к боковой их стороне, описывается выражением [2], которое удобнее представить в виде

$$Cf = \frac{\frac{\mu}{\rho} m_S}{\left(1 - \exp\left(-\frac{\mu}{\rho} m_S\right)\right)}, \quad (1.9)$$

где $\frac{\mu}{\rho}$ — массовый коэффициент ослабления элемента для данной энергии, значение которого рассчитывают аппроксимацией значений из таблиц [3], $см^2/г$;

ρ — плотность материала, $г/см^3$;

m_S — поверхностная плотность материала, $г/см^2$.

Для двухэлементной смеси тяжёлых элементов (ТЭ) и алюминия (Al) формула расчёта коэффициента самопоглощения Cf примет вид

$$Cf = \frac{\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{ТЭ} (m_S)_{ТЭ} + \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{Al} (m_S)_{Al}}{\left(1 - \exp\left(-\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{ТЭ} (m_S)_{ТЭ} - \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{Al} (m_S)_{Al}\right)\right)}. \quad (1.10)$$

Для нахождения поверхностной плотности в области сердечника, ограниченной коллиматором с отверстием диаметром 5 мм и длиной 60 мм, расположенном между измеряемой мишенью и детектором, нужно рассчитать поверхностную плотность тяжёлых элементов и алюминия в этом объёме топливного сердечника. В качестве исходных данных используем значения массы тяжёлых элементов и алюминия, длины и диаметра топливного сердечника. Область сердечника мишени, ограниченная коллиматором, в рассматриваемом случае имеет объём V_k , равный 141,52 мм³. Поверхностная плотность тяжёлых элементов и алюминия в искомом объёме равна произведению общей массы материала в стержне на отношение объёма стержня, ограниченного коллиматором, к объёму стержня, делённому на площадь окна коллиматора:

$$\diamond m_S^{TЭ} = M_{TЭ} \frac{16 V_k}{\pi^2 D_c^2 L_c D_k^2}, \quad (1.11)$$

$$\diamond m_S^{Al} = M_{Al} \frac{16 V_k}{\pi^2 D_c^2 L_c D_k^2}, \quad (1.12)$$

где $M_{TЭ}$ и M_{Al} — масса тяжёлых элементов и алюминия соответственно, г;

V_k — объём топливного сердечника мишени, ограниченный коллиматором, мм³;

D_c — диаметр топливного сердечника, мм;

L_c — длина топливного сердечника, мм;

D_k — диаметр коллиматора, мм.

Максимально допустимая неравномерность для данного типа мишеней составляет 15 %. Массу стартового материала, соответствующую максимальной неоднородности, рассчитываем по формуле

$$m_{1,15} \sim Cr_{1,15} Cf_{1,15}. \quad (1.13)$$

Значение неоднородности не должно превышать значения

$$N \leq \frac{Cr_{1,15}}{Cr} = 1,15 \frac{Cf}{Cf_{1,15}}, \quad (1.14)$$

где \overline{Cr} — средняя скорость счёта в пике полного поглощения по длине топливного сердечника мишени (без учёта 30 мм от краёв), с⁻¹.

Коэффициент поправки на самопоглощение Cf рассчитываем исходя из условия, что смесь тяжёлого элемента и матрицы достаточно равномерна и однородна по составу и плотности. Используя выражения (1.10–1.12) можно вычислить поправки на самопоглощение для любого элемента, используемого в качестве стартового материала.

Максимальную неоднородность распределения тяжёлых элементов в мишени вычисляем по формуле

$$N_{max} = \frac{Cr_{max}}{\overline{Cr}}. \quad (1.15)$$

Так как коллиматор не охватывает весь объём сердечника, то мишень располагают в положениях 0, 120, 240 градусов и рассчитывают среднюю скорость счёта в пике полного поглощения по трём точкам измерения. Этим исключается влияние возможной смещённой азимутальной неоднородности относительно оси топливного сердечника. Если максимальная неоднородность распределения тяжёлых элементов в мишени больше значения, определённого по формуле (1.14), то мишень отбраковывают.

Для оценки неопределённости метода нужно определить её составляющие — неопределённости скорости счёта в пике полного поглощения и максимальной неоднородности распределения тяжёлых элементов в мишени. Следует отметить, что первая составляющая — измеряемая, а вторая — расчётная. Неопределённость площади пика представляет собой корень квадратный из суммы неопределённости общей площади пика и взвешенной неопределённости фона. Для того чтобы определить выражение неопределённости для максимальной неоднородности распределения тяжёлых элементов в мишени, необходимо представить выражение коэффициента самопоглощения как функцию $N(M_{TЭ}, M_{Al}, D_c)$ от аргументов: массы тяжёлого элемента и алюминия и диаметра сердечника мишени. Абсолютная неопределённость коэффициента

самопоглощения равна корню квадратному из суммы квадратов частных производных функции по всем независимым переменным:

$$\Delta N(x, y, z) = \sqrt{\left(\frac{\partial N}{\partial x} \Delta x\right)^2 + \left(\frac{\partial N}{\partial y} \Delta y\right)^2 + \left(\frac{\partial N}{\partial z} \Delta z\right)^2}. \quad (1.16)$$

Исходя из начальных данных — значений массы тяжёлых элементов и алюминия, длины и диаметра топливного сердечника, расчёт неопределённости по формулам (1.14, 1.16) определяет значение самопоглощения материала для критического превышения неравномерности в 15 % и его неопределённость [4].

Список литературы

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. — М.: Атомиздат, 1972. — 272 с.
2. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х., Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: пер. с англ. — М.: ЗАО «Издательство Бином», 2000. — 720 с.
3. X-ray Mass Attenuation Coefficients [Electronic resource]. — Database of National Institute of Standards and Technology (NIST). — Access mode: free access. — URL: <https://physics.nist.gov/PhysRefData/Xcom/html/xcom1.html> (date of application: 14.12.2020).
4. Малков А.П., Романовский В.С., Кремер А.В. и др. Измерение распределения трансурановых элементов в реакторных мишенях по собственному гамма-излучению. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2021. Вып. 1. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 3–11. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборники трудов / Архив». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/5876> (дата обращения: 15.04.2021).

А.П. Малков, В.С. Романовский, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко

ИЗМЕРЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАРТОВОГО МАТЕРИАЛА В РЕАКТОРНЫХ МИШЕНЯХ НА ОСНОВЕ ПЛУТОНИЯ

В АО «ГНЦ НИИАР» изготавливают мишени-накопители трансурановых элементов на основе плутония, америция и кюрия. Основным критерием качества изготовления мишеней является равномерность распределения стартового материала (рис. 1.43) в сердечнике [1]. Для контроля этого параметра используют метод относительных измерений, основанный на регистрации гамма-излучения изотопов, входящих в состав стартовой композиции, в процессе сканирования мишени. Наибольшую сложность при применении этого метода для анализа представляет учёт самопоглощения регистрируемого излучения в топливном сердечнике мишени [2].

Анализ неравномерности распределения стартового материала по длине сердечника мишени состоит из нескольких этапов. На первом этапе измеряют гамма-спектр по длине мишени с шагом 5 мм. После проведения сканирования по измеренным спектрам выбирают энергетическую линию для анализа распределения. Мишени на основе тяжёлых изотопов плутония (с массовым числом не менее 240) сильно отличаются не только изотопным составом плутония, но и его массовой долей, количеством примесных радионуклидов и массой стартового материала (от 2 до 10 г). Поэтому нужны корректировки при выборе энергетической линии, по которой будет проводиться анализ распределения стартового материала. На рис. 1.44 показаны спектры гамма-излучения трёх мишеней, наиболее отличающихся друг от друга. Для одной мишени содержание примеси америция-241 было настолько высокое, что анализ распределения стартового материала можно было провести только по энергетической линии 59,4 кэВ.

На втором этапе рассчитывают коэффициент поправки на самопоглощение [3], а на третьем — сравнивают полученное максимальное относительное значение неоднородности по пикам полного поглощения с расчётным предельным значением неоднородности, учитывая коэффициент самопоглощения и его неопределённость. При превышении — мишень отбраковывают [3]. Как видно из рис. 1.45, максимальное значение интенсивности по пику полного поглощения, равное $(9,8 \pm 0,3) \%$, отмечено на координате 355 мм. Поскольку значение допустимой неоднородности составляет $(12,1 \pm 1,2) \%$ при доверительной вероятности равной 0,95, данная мишень соответствует требованиям технических условий.

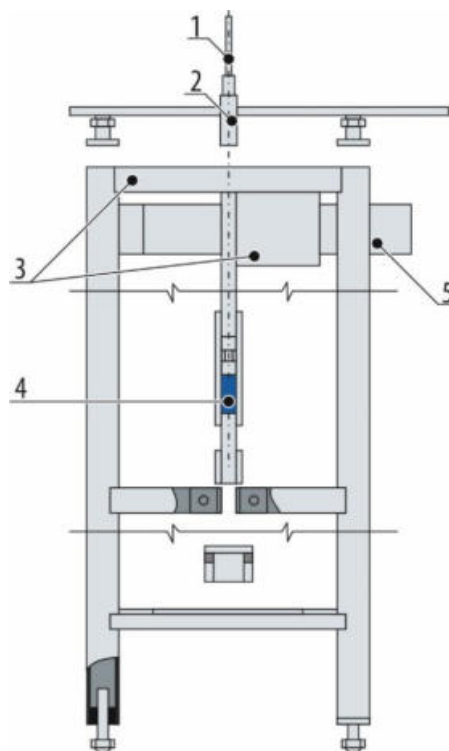


Рис. 1.43. Схема установки измерения распределения стартового материала в мишени: 1 — мишень; 2 — измерительный канал; 3 — защита детектора от внешнего гамма- и нейтронного излучения с установленным коллиматором; 4 — система автоматизированного перемещения образцов; 5 — сцинтилляционный гамма-спектрометр

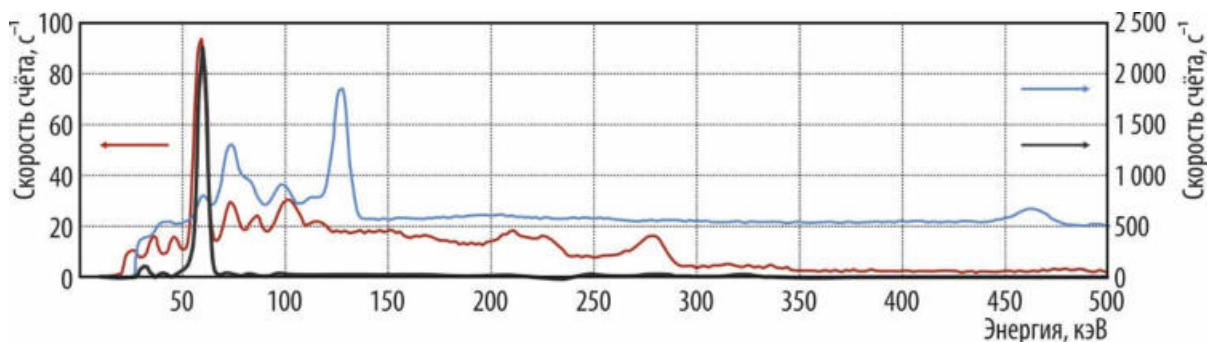


Рис. 1.44. Спектры гамма-излучения трёх мишеней (—, —, — соответственно) с тяжёлыми изотопами плутония в диапазоне значений энергии до 500 кэВ

На примере распределения стартового материала реальной мишени с тяжёлыми изотопами плутония и учёта поправки на самопоглощение регистрируемого излучения в сердечнике мишени показано соответствие данного изделия требованиям технических условий.

Список литературы

1. Гаджиев Г.И., Грачёв А.Ф., Гремячкин В.А. и др. Исследовательские реакторы института и их экспериментальные возможности: под ред. В.А. Цыканова. — Димитровград: Научно-исследовательский институт атомных реакторов, 1991. — 104 с.

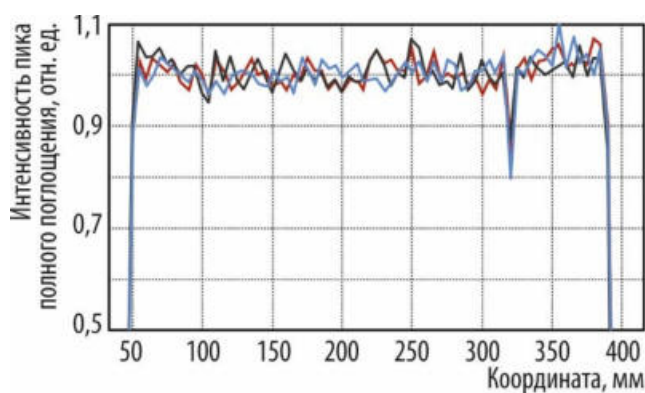


Рис. 1.45. Распределение стартового материала в мишени с тяжёлыми изотопами плутония в диапазоне значений энергии до 500 кэВ при различной азимутальной ориентации: 0 (—), 120 (—) и 240 (—) градусов

2. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х., Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: пер. с англ. — М.: ЗАО «Издательство Бином», 2000. — 720 с.
3. Малков А.П., Романовский В.С., Кремер А.В. и др. Измерение распределения трансурановых элементов в реакторных мишенях по собственному гамма-излучению. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2021. Вып. 1. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 3–11. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборники трудов / Архив». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/5876> (дата обращения: 15.04.2021).

*А.П. Малков, В.С. Романовский, А.В. Кремер,
А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко*

СИСТЕМА ДИСТАНЦИОННОГО УПРАВЛЕНИЯ ПОВОРОТОМ НЕЙТРОННО-ПОГЛОЩАЮЩЕГО ЭКРАНА

В разработанном устройстве, предназначенном для проведения эксперимента по моделированию изменения мощности АЭС в зависимости от суточного изменения нагрузки на энергетическую сеть, необходимое изменение мощности твэлов обеспечивается поворотом на 180° вокруг оси устройства нейтронно-поглощающего экрана. Для перемещения экрана разработана установка, оснащённая шаговым сервоприводом СПШ20-23017 [1], выбрана оптимальная схема дистанционного управления и разработана программа MotorSPS для её реализации.

В сервоприводе используют интерфейс USB с протоколом предоставления доступа — технологическим протоколом для обмена сообщениями, длина которых семь байт, а формат представлен ниже, байт:

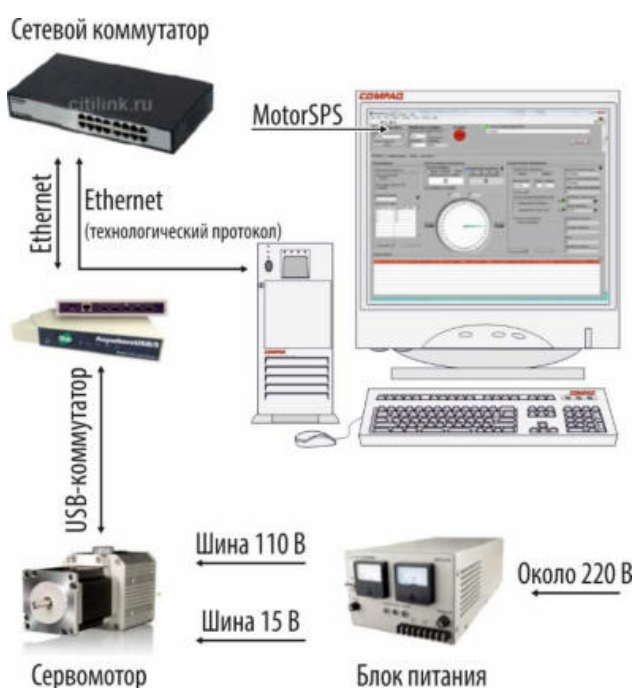


Рис. 1.46. Принципиальная схема системы управления сервоприводом

Команда	1
Адрес параметра	2
Значение параметра.....	1–4

Технологический протокол позволяет запрашивать и устанавливать значения параметров контроллера управления привода с помощью команд (табл. 1.21). Сервопривод подключён к сетевому USB-коммутатору (рис. 1.46), который в свою очередь — к персональному компьютеру через интерфейс Ethernet. Поскольку при использовании интерфейса USB длина линии связи ограничена, а расстояние между сервоприводом и персональным компьютером превышает допустимые 5 м, была реализована схема с дополнительным усилителем сигнала. Так как сетевой USB-коммутатор имитирует физическое подключение USB-устройства к персональному компьютеру по сети Ethernet, это позволило реализовать дистанционное управление сервоприводом.

Таблица 1.21

Доступные команды технологического протокола

Команда	Краткое описание	Примечание
5	Запрос значения параметра	Команда передаётся внешним контроллером при запросе значения параметра
6	Передача текущего значения параметра	Команда передаётся приводом в ответ на команду 5
7	Установка значения параметра	Команда передаётся внешним контроллером при установке значения параметра
17	Запуск программы программируемого логического контроллера (ПЛК)	В поле «Адрес параметра» передаётся число 0x0000 в шестнадцатеричной системе счисления. В поле «Значение параметра» — номер банка программ в шестнадцатеричной системе счисления, из которого требуется запустить программу (например, запустить программу из банка 1: для остановки текущей программы необходимо передать сообщение с поля «Значение параметра» — число 0x00FF в шестнадцатеричной системе счисления)

Основная настройка сервопривода осуществляется с помощью программы «МотоМастер» [1], которая выполняет следующие действия:

- ◆ просмотр и редактирование параметров привода и режимов его работы;
- ◆ ручное управление сервоприводом;
- ◆ разработку и отладку программ для программируемого логического контроллера привода;
- ◆ анализ динамических процессов, протекающих в приводе в режиме реального времени.

Сервопривод [2] использует интерфейс USB для связи с компьютером, поэтому для нормальной работы программ «МотоМастер» и MotorSPS необходимо установить драйвер виртуального COM-порта по интерфейсу USB.

MotorSPS — это пользовательская программа дистанционного управления сервоприводом в составе экспериментальной установки. Программа абстрагирует от пользователя реализацию взаимодействия с контроллером сервопривода, позволяет регистрировать и хранить информацию о положении экрана, вести хронологию взаимодействия пользователя с программой.

Программа MotorSPS разработана в среде разработки LabVIEW, на графическом языке G.

Разработаны схема электропитания и управления сервоприводом для поворота нейтронно-поглощающего экрана и необходимое программное обеспечение. Установка собрана и проведена апробация работы программы MotorSPS на смонтированной системе.

Список литературы

1. Интегрированный сервопривод СПШ: руководство пользователя. Версия 3.4. — М: ЗАО «Сервотехника», 2014. — 46 с. — Доступно на официальном сайте ЗАО «Сервотехника». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://www.servotechnica.ru/files/doc/documents/file-1562.pdf> (дата обращения: 15.03.2021).
2. Интегрированный сервопривод СПШ и СПС: описание параметров. Версия 5.1. — М: ЗАО «Сервотехника», 2013. — 29 с. — Доступно на официальном сайте ЗАО «Сервотехника». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://www.servotechnica.ru/files/doc/documents/file-1168.pdf> (дата обращения: 15.03.2021).

Д.А. Черников

АНАЛИЗ РАБОТЫ РЕАКТОРА МИР

В отчётном году в реакторе МИР проводили ресурсные испытания твэлов в петлевых тепловыделяющих сборках в заданных режимах облучения, краткосрочные динамические эксперименты, направленные на подтверждение работоспособности твэлов и ТВС в аварийных и переходных режимах, а также наработку иридия-192 и тяжёлых изотопов плутония. Ключевой проблемой при выборе загрузки активной зоны реактора МИР является решение задачи согласования режимов облучения петлевых тепловыделяющих сборок, облучательных устройств для накопления радионуклидов, различных по влиянию на нейтронно-физические характеристики реактора. Основным способом обеспечения режимов облучения в петлевых каналах и поддержания их в течение кампании служит профилирование загрузки окружения канала рабочими тепловыделяющими сборками с различным выгоранием топлива. При этом необходимо комплексно учитывать такие факторы, как материальный состав объектов реакторных испытаний, требуемые режимы облучения, отравление бериллиевой кладки продуктами ядерных реакций с большим сечением поглощения нейтронов.

В течение года было проведено 19 кампаний реактора, что на две больше, чем в прошлом году. Из них восемь — краткосрочные (табл. 1.22), основная цель которых заключалась в испытаниях твэлов в условиях, моделирующих аварийные и переходные режимы эксплуатации.

Время работы на мощности в краткосрочных кампаниях было сравнимо или меньше времени подготовки реактора к кампании. В связи с этим реализация указанных экспериментов в значительной степени осложнялась нарастающим отравлением блоков бериллиевой кладки ядрами гелия-3 с большим сечением поглощения нейтронов. Это требовало дополнительной догрузки топлива для компенсации отрицательного эффекта от накопления ядер-отравителей.

Средняя за год концентрация гелия-3 в кладке активной зоны реактора составила $0,147 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-3}$. В каждой краткосрочной кампании, следующей друг за другом (590, 591, 599, 601 и 603-LOCA, 603), концентрация поглотителя выше средней и от кампании к кампании происходит её увеличение, связанное с тем, что время работы на мощности сравнимо или меньше времени подготовки эксперимента. В связи с достаточно большим количеством краткосрочных кампаний

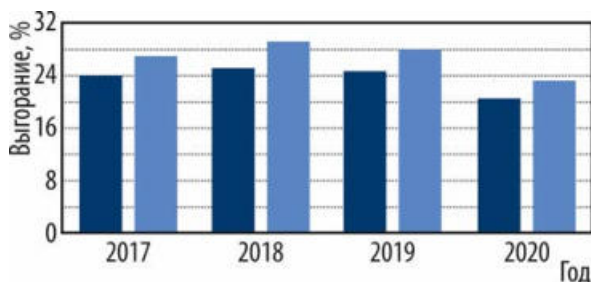


Рис. 1.47 Среднее выгорание топлива на начало (■) и конец (■) кампаний за последние четыре года

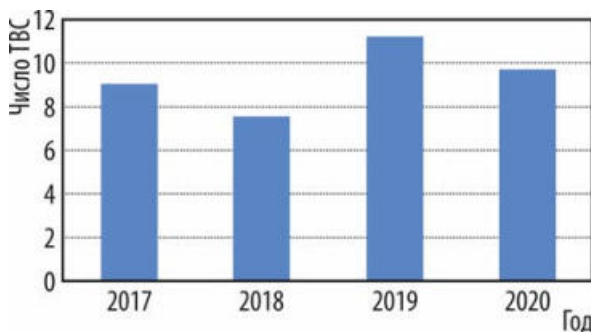


Рис. 1.48. Расход необлучённых тепловыделяющих сборок

в отчётном году, а также необходимостью обеспечения высокой энергонаработки облучательных устройств (при сокращении длительности облучения в отдельных кампаниях) для накопления изотопов среднее выгорание топлива на начало и конец кампаний снизилось примерно на 4,4 % (рис. 1.47) по сравнению с 2019 годом.

Используя результаты анализа показателей работы реактора и применяемые принципы формирования загрузки активной зоны, удалось достичь обеспечения требуемых режимов облучения облучательных устройств и петлевых тепловыделяющих сборок, различавшихся по мощности в 3,7 раза. Расход ТВС по сравнению с 2019 годом практически не изменился и составил 77 сборок. За счёт оптимизации компоновки активной зоны удалось снизить на 14 % расход необлучённых тепловыделяющих сборок на 1 000 МВт-сут энерговыработки (рис. 1.48).

Таблица 1.22

Характеристики краткосрочных кампаний

Номер кампании	Продолжительность, сут		Цель испытаний	Мощность реактора, МВт
	работы на мощности	подготовки к кампании		
590	2,23	21,87	Определение предельной мощности двух экспериментальных твэлов с ураноциркониевым топливом в результате поэтапного увеличения мощности окружения целевой ячейки петлевого канала с 1,0 до 2,45 МВт	43,8
591	2,88	3,00	Определение показателей работоспособности рефабрикованного твэла реактора ВВЭР-1000 с высоким выгоранием топлива (около 57 МВт сут/кг урана) в условиях проектной аварии с возрастанием реактивности (увеличение мощности окружения целевой ячейки петлевого канала с 1,3 до 2,0 МВт с последующей генерацией импульса нейтронной мощности посредством перемещения поглощающего экрана)	51,0
594	2,36	4,83	Определение предельной мощности двух экспериментальных твэлов с ураноциркониевым топливом в результате поэтапного увеличения мощности окружения целевой ячейки петлевого канала с 1,0 до 2,55 МВт	34,0
599	4,88	3,21	Изучение поведения одного рефабрикованного и пяти полномасштабных твэлов, извлечённых из отработавших ТВС реактора ВВЭР-1000, в режиме скачкообразного увеличения мощности окружения целевой ячейки петлевого канала с 0,33 до 0,83 МВт за 10–15 мин	24,9
600	2,14	2,15	Изучение поведения двух ATF-твэлов реактора ВВЭР-1000 в режиме скачкообразного увеличения мощности окружения целевой ячейки петлевого канала с 0,3 до 0,63 МВт за 20–25 мин	34,7
601	6,90	5,96	Определение предельной мощности трёх экспериментальных твэлов с ураноциркониевым топливом в результате поэтапного увеличения мощности окружения целевой ячейки петлевого канала с 1,0 до 2,7 МВт	60,0
603-LOCA	0,04	4,16	Изучение поведения твэлов с РЕМИКС-топливом в условиях, моделирующих аварию типа LOCA при выгорании топлива около 50 МВт-сут/кг урана (равномерное увеличение температуры оболочки твэла с 300 до 700 °С)	Около 8,0
603	2,51	2,29	Изучение поведения двух твэлов с РЕМИКС-топливом в режиме скачкообразного увеличения мощности окружения целевой ячейки петлевого канала с 1,13 до 2,26 МВт за 20–25 мин	60,5

В отчётном году формирование загрузок активной зоны реактора МИР на основании результатов анализа фактических показателей работы реактора (табл. 1.23) позволило обеспечить:

- ◆ согласование режимов облучения экспериментальных устройств, различавшихся по требуемой мощности в несколько раз;
- ◆ требуемую энергонаработку облучательных устройств для наработки изотопов;
- ◆ требуемые режимы испытаний в динамических экспериментах, проведённых в краткосрочных кампаниях;
- ◆ снижение на 14 % расхода необлучённых ТВС на 1 000 МВт-сут энерговыработки;
- ◆ непревышение параметров, важных для ядерной безопасности.

Таблица 1.23

Эффекты реактивности при различных операциях с облучательными устройствами, % $\Delta k/k$

Показатель	Значение, $\beta_{эфф}$	
	на основании 16 градуировок	паспортное
Запас реактивности	2,7–23,3	39
Подкритичность активной зоны при взведённых рабочих органах аварийной защиты	9,3–24,6	Не менее 6,8
Эффективность рабочих органов:		
аварийной защиты и компенсации реактивности	0,065–2,71	0,065–3,2
компенсаторов с догрузкой	0,08–6,65	0,08–7,0
автоматического регулирования	0,21–0,66	0,1–0,7

П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Калыгин, Д.В. Фомин

АНАЛИЗ РАБОТЫ РЕАКТОРА РБТ-10/2

Исследовательский реактор РБТ-10/2 представляет собой бассейновый водо-водяной реактор на тепловых нейтронах, работающий на отработавших тепловыделяющих сборках высокопоточного реактора СМ. В течение 2020 года в реакторе выполняли:

- ◆ наработку изотопов (за год в реактор для накопления молибдена-99 было загружено 52 облучательных устройства и 42 — для наработки йода-131), радиационное окрашивание минералов, легирование кремния;
- ◆ перевод реактора на новое более ураноёмкое топливо (6 г урана-235 на твэл);
- ◆ ввод в эксплуатацию и проведение испытаний новой аппаратуры системы управления и защиты АСУЗ-21Р.

Перевод на новое топливо осуществляют поэтапно, каждый раз выполняя расчётное обоснование безопасности для выбранной компоновки активной зоны. Число ТВС нового типа в активной зоне за год было увеличено с 59 до 68 (заполнение активной зоны новым топливом — 87 %). Неотъемлемой частью процедуры перевода на новое топливо является проведение после каждой перегрузки экспериментальной оценки эффективности рабочих органов системы управления и защиты. Тем самым, в дополнение к расчётному обоснованию, экспериментально подтверждается соответствие их текущих характеристик паспортным значениям. Диапазон измеренных значений эффективности рабочих органов системы управления и защиты, значений запаса реактивности и подкритичности активной зоны при взведённых рабочих органах аварийной защиты в холодном неотравленном состоянии реактора по результатам градуировок в 2020 году приведён в табл. 1.24. Анализ фактических параметров работы реактора за год показал правильность реализованных подходов к выбору компоновок активной зоны при осуществлении процедуры перевода на новое топливо с безусловным соблюдением требований ядерной безопасности.

В течение IV квартала 2020 года была введена в эксплуатацию и испытана новая аппаратура системы управления и защиты. Реализация утверждённой в установленном порядке программы комплексных испытаний в целом подтвердила соответствие характеристик новой аппаратуры заявленным производителем. Ввод в эксплуатацию новой аппаратуры системы управления и защиты позволит заменить морально и физически устаревшее оборудование, повысить качество и безопасность управления реактором.

Таблица 1.24

Параметры реактора, важные для безопасности

Параметр	Значение	
	Экспериментальное	Паспортное
Эффективность рабочего органа системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$:		
◆ компенсации реактивности:		
первого	0,73–1,06	0,65–2,20
второго	0,96–1,11	0,95–2,80
третьего	0,71–1,20	0,65–2,20
четвёртого	1,15–1,19	
пятого	1,07–1,65	0,95–2,80
шестого	0,84–0,97	0,65–2,20
◆ аварийной защиты:		
первого	0,93–1,02	0,45–1,95
второго	1,20–1,52	1,20–3,20
третьего	0,81–1,06	0,45–1,95
четвёртого	0,80–1,16	
пятого	1,32–2,18	1,20–3,20
шестого	1,23–1,24	0,45–1,95
◆ автоматического регулирования	0,43–0,47	0,20–0,60
Суммарная эффективность рабочих органов, $\beta_{эфф}$	13,26–14,75	До 19,5
Запас реактивности, $\beta_{эфф}$	4,86–5,01	До 9
Подкритичность активной зоны, % $\Delta k/k$	1,17–1,21	Не менее 1

П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.М. Шараев, Е.И. Ефимов

РЕЗУЛЬТАТЫ ОСНОВНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ, ПРОВЕДЁННЫХ НА КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДАХ РЕАКТОРОВ СМ И МИР

В отчётном году на критическом стенде МИР исследовали влияние экспериментальной тепловыделяющей сборки на характеристики реактора, а на критическом стенде СМ изучали изменение нейтронно-физических параметров реактора с модернизированной активной зоной при заполнении трубок внешнего ряда нейтронной ловушки мишенями для наработки кобальта-60.

Для проведения ресурсных испытаний экспериментальной ТВС в петлевом канале реактора МИР необходимо было определить её влияние на нейтронно-физические характеристики активной зоны. Экспериментальные исследования проводили на критической сборке — полномасштабной физической модели реактора, в ходе которых определяли:

- ◆ эффект реактивности при загрузке экспериментальной тепловыделяющей сборки в петлевую ячейку второго радиуса активной зоны;
- ◆ эффект реактивности при аварийном осушении петлевого канала;
- ◆ влияние загрузки облучательного устройства на эффективность рабочих органов системы и управления защиты.

Экспериментальная ТВС (рис. 1.49) представляла собой пучок самодистанционирующихся элементов, размещённых в циркониевом кожухе (диаметром 60 мм и толщиной 0,8 мм) с концевыми деталями, обеспечивающими установку сборки в один из типов экспериментальных каналов петлевой установки совместно с нажимным устройством. Сборка содержит 51 твэл, оболочки которых выполнены из циркониевого сплава и имеют сечение квадратной формы (5,1 на 5,1 мм) с описанным диаметром по рёбрам. Топливо — ураноциркониевый сплав с различающимся содержанием урана в твэлах внешних и внутренних рядов. Экспериментальную ТВС устанавливали в макет петлевого канала, состоящий из алюминиевого корпуса (диаметр — 88 мм, толщина стенки — 5 мм), стального вакуумного чехла (диаметр — 100 мм, толщина стенки — 1 мм) и разделителя потока (диаметр — 65 мм, толщина стенки — 1 мм) из нержавеющей стали.

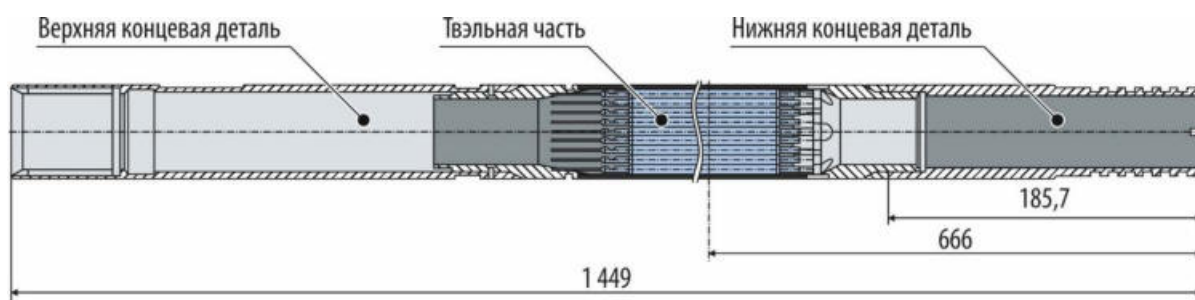


Рис. 1.49. Эскиз экспериментальной тепловыделяющей сборки

По итогам проведённых экспериментов получены следующие результаты:

- 1) загрузка экспериментальной тепловыделяющей сборки в петлевой канал второго радиуса даёт положительный эффект $((1,60 \pm 0,14) \beta_{эфф})$ в условиях критической сборки с неотравленным бериллием и необлучёнными рабочими ТВС вокруг петлевого канала;
- 2) осушение петлевого канала с загруженной экспериментальной тепловыделяющей сборкой в условиях критической сборки приводит к вводу положительной реактивности $((1,70 \pm 0,14) \beta_{эфф})$;
- 3) эффективность рабочих органов системы управления и защиты при проведении испытаний сохранилась в пределах паспортных значений.

Значения эффектов реактивности, полученные на критической сборке, завышены по отношению к реализуемым в реакторе МИР, что обусловлено следующими факторами:

- ◆ за счёт небольшой мощности критической сборки, не превышающей 5 Вт, в бериллии отсутствуют ядра-отравители, накопление которых характерно для реакторных блоков, поэтому эффекты реактивности, полученные для критической сборки, завышены не менее чем в 2,5 раза [1, 2];
- ◆ в ячейки, окружающие макет петлевого канала с экспериментальной тепловыделяющей сборкой, были загружены необлучённые ТВС, что в реальных реакторных условиях не требуется.

Таким образом, значение эффекта реактивности при загрузке сборки в петлевой канал 2-6 составит не более $+0,69 \beta_{эфф}$, а при аварийном осушении петлевого канала в рабочем режиме — не более $+0,74 \beta_{эфф}$. Полученные данные были использованы для обоснования безопасности проведения испытаний экспериментальной тепловыделяющей сборки в петлевой установке ПВК-2 реактора МИР, проверки расчётных моделей и формирования загрузки активной зоны реактора при совместном проведении экспериментов.

Для уточнения нейтронно-физических характеристик реактора СМ после модернизации провели ряд экспериментов на критической сборке — физической модели реактора. Определяли реактивностные характеристики активной зоны при различном заполнении 16 трубок внешнего ряда сепаратора нейтронной ловушки и загрузке типовых имитаторов мишеней в остальные ячейки (табл. 1.25 и 1.26).

Таблица 1.25

Реактивные характеристики активной зоны

Заполнение внешних трубок сепаратора	Положение органа компенсации реактивности в критическом состоянии, мм (по указателю положения)				Эффективность четырёх рабочих органов, $\beta_{эфф}$		Запас реактивности, $\beta_{эфф}$	Подкритичность, $\beta_{эфф}$
	1	2	3	4	компенсации реактивности	аварийной защиты и компенсации реактивности		
Мишени с кобальтом-59	41		42		$5,81 \pm 0,35$	$4,36 \pm 0,26$	$3,42 \pm 0,38$	$5,15 \pm 0,57$
Имитаторы мишеней с сердечниками из вольфрама и стали			55		$5,94 \pm 0,36$	$4,91 \pm 0,29$	$4,07 \pm 0,45$	$4,98 \pm 0,55$

Таблица 1.26

Значения эффектов реактивности

Заполнение внешних ячеек сепаратора	Эффект реактивности для ячеек, $\beta_{эфф}$			
	по запасу		по подкритичности	
	16 ячеек	1 ячейка	16 ячеек	1 ячейка
Имитаторы мишеней с сердечниками из вольфрама и стали	$-1,32 \pm 0,21$	$-0,08 \pm 0,01$	$0,25 \pm 0,04$	$0,016 \pm 0,003$
Мишени с кобальтом-59	$-1,97 \pm 0,32$	$-0,12 \pm 0,02$	$0,42 \pm 0,07$	$0,027 \pm 0,004$

В результате проведения экспериментов установлено, что происходит:

- ◆ при загрузке 16 имитаторов мишеней с сердечниками из вольфрама:
 - уменьшение запаса реактивности на $1,32 \beta_{эфф}$ и увеличение подкритичности на $0,25 \beta_{эфф}$;
 - уменьшение суммарной эффективности рабочих органов компенсации реактивности в 1,09 раза;
 - уменьшение суммарной эффективности рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности в 1,17 раза.
- ◆ при загрузке 16 мишеней с кобальтом:
 - уменьшение запаса реактивности на $1,97 \beta_{эфф}$ и увеличение подкритичности на $0,42 \beta_{эфф}$;
 - уменьшение суммарной эффективности рабочих органов компенсации реактивности в 1,12 раза;
 - уменьшение суммарной эффективности рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности в 1,31 раза.

Полученные результаты будут использованы при инженерно-физическом сопровождении эксплуатации реактора СМ.

Список литературы

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

А.В. Пайдулов, А.П. Малков, А.М. Шараяев, П.А. Зайченко, О.И. Дреганов

О ВОЗМОЖНОСТИ УВЕЛИЧЕНИЯ НАРАБОТКИ МОЛИБДЕНА-99 В РЕАКТОРЕ РБТ-6

В реакторе РБТ-6 нарабатывают осколочный молибден-99, облучая объединённые в специальные устройства мишени с высокообогащённым ураном [1]. Особенности конструкции и состава устройств таковы, что размещение каждого из них в активной зоне оказывает существенное влияние на её характеристики:

- ◆ значительно увеличивается запас реактивности (до $1 \beta_{эфф}$) и уменьшается подкритичность реактора;
- ◆ изменяется эффективность как отдельных рабочих органов системы управления и защиты, так и их суммарная эффективность;
- ◆ значительно изменяется распределение энерговыделения по активной зоне.

Поэтому количество устройств в активной зоне ограничено по параметрам ядерной безопасности. В настоящее время обоснована возможность одновременного облучения в реакторе РБТ-6 не более трёх устройств для наработки молибдена-99, которые загружают в экспериментальные каналы, расположенные в ячейках активной зоны, специально для этого предусмотренных проектом. Но в зависимости от объёма заказа может возникнуть необходимость облучать большее количество устройств. Для возможного решения этой задачи рассмотрено размещение устройств не только в экспериментальных каналах, но и в других ячейках активной зоны вместо штатных тепловыделяющих сборок. Такой подход основан на значимом отрицательном эффекте реактивности при замене штатной ТВС на устройство. Цель работы состояла в определении оптимального размещения трёх и более устройств для наработки молибдена-99 в реакторе РБТ-6 с точки зрения их влияния на нейтронно-физические характеристики активной зоны.

В качестве целевой функции оптимизации (минимизации) принято абсолютное значение эффекта реактивности от размещения устройств в активной зоне. Варьируемые параметры — количество устройств в ячейках для экспериментальных каналов и для ТВС. Ограничивающие факторы при рассмотрении принимали следующие:

- ◆ мощность максимально напряжённой ТВС в активной зоне не должна превышать эксплуатационного предела — 208 кВт;
- ◆ эффективность рабочих органов системы управления и защиты не должна выходить за пределы, значения которых приведены в паспорте реактора.

Кроме того, при прочих равных условиях предпочтение должно отдаваться варианту с максимальной суммарной мощностью устройства.

Расчёты выполняли с помощью численной модели реактора РБТ-6, созданной на основе пакета прикладных программ MCU [2] (версия MCU-RFFI/A [3]), в котором реализовано решение уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло¹³ на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией. В модели задавали следующее состояние активной зоны:

- ◆ распределение топлива соответствует реальной картограмме загрузки;
- ◆ во всех ячейках активной зоны, предназначенных для размещения экспериментальных каналов, в исходном состоянии установлены алюминиевые вытеснители с алюминиевыми пробками;
- ◆ суммарная мощность всех ТВС и устройств равна 6 МВт.

Значения эффекта реактивности от размещения устройств в активной зоне вычисляли как разность значений запаса реактивности активной зоны при наличии устройств и без них.

¹³ Здесь и далее в отчёте Метод Монте-Карло — общее название группы численных методов, основанных на получении большого числа реализаций стохастического (случайного) процесса, который формируется таким образом, чтобы его вероятностные характеристики совпадали с аналогичными величинами решаемой задачи. Название метода происходит от названия коммуны в княжестве Монако, знаменитого своими многочисленными казино, поскольку именно рулетка является одним из самых широко известных генераторов случайных чисел. — Прим. ред.

На рис. 1.50, демонстрирующем результаты расчётов, значения эффекта реактивности нанесены рядом с маркерами на координатной плоскости. Обозначены также наклонные прямые, которые соответствуют линиям постоянства числа устройств, размещённых в ячейках для ТВС. Круглыми маркерами с заливкой выделены варианты, в которых для данного числа устройств в реакторе эффект реактивности минимален по абсолютному значению. Для наглядности через эти точки проведена сплошная ломаная линия. Маркерами треугольной формы обозначены реализованные на практике варианты размещения устройств (в ячейках для экспериментальных каналов). Видно, что эти варианты не оптимальны. Круглыми маркерами без заливки отмечены остальные варианты расчёта. При чётном числе устройств в реакторе оптимальным является размещение половины из них в ячейках для экспериментальных каналов, а другой половины — в ячейках для тепловыделяющих сборок. При нечётном общем числе устройств в реакторе в ячейках для ТВС их должно быть на одно больше.

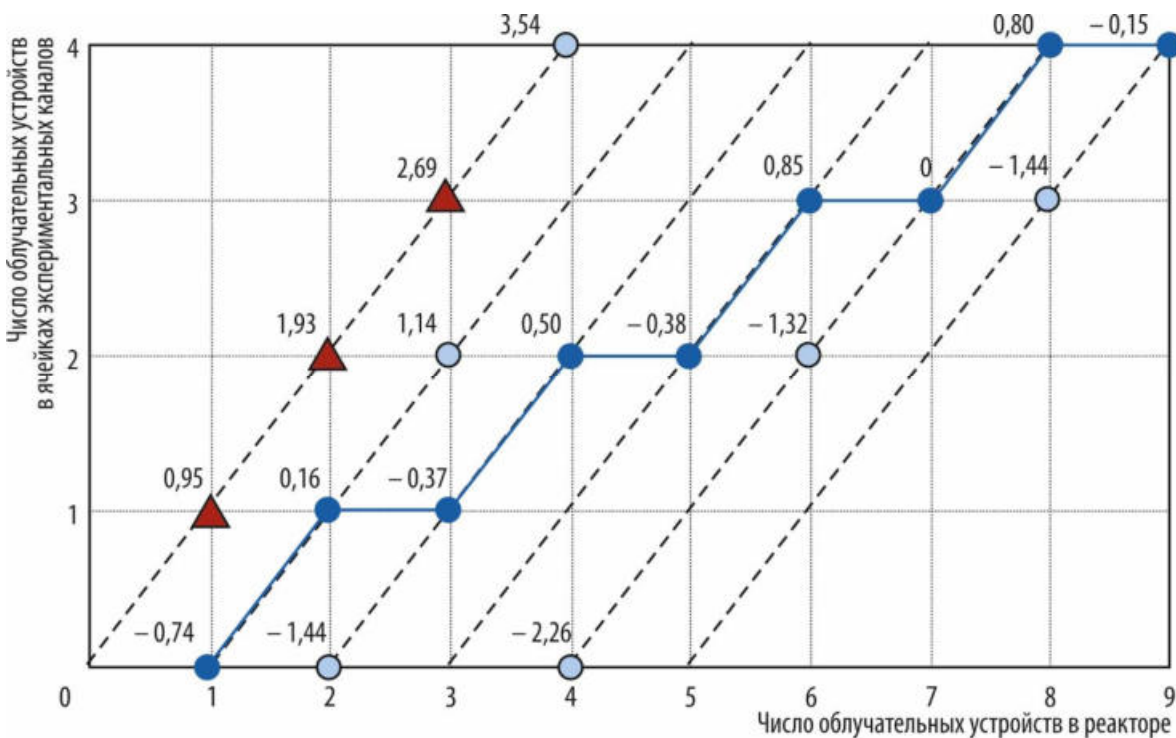


Рис. 1.50. Распределение значений эффекта реактивности ($\beta_{эфф}$) относительно базовой компоновки активной зоны в зависимости от числа устройств

Следует отметить, что для всех приведённых вариантов мощность максимально напряжённых ТВС меньше предельно допустимой, а эффективность рабочих органов системы управления и защиты не выходит за паспортные значения. При этом в случае оптимального размещения устройств в реакторе их средняя мощность выше и, следовательно, будет обеспечена максимальная наработка целевого продукта.

Активность молибдена-99 рассчитывали исходя из следующих предположений:

- 1) длительность облучения — шесть суток;
- 2) длительность расхолаживания устройств, переработки мишеней и транспортировки препарата — трое с половиной суток;
- 3) технологический выход молибдена-99 при переработке мишеней — 70 %;
- 4) время калибровки — шесть суток.

В табл. 1.27 приведены расчётные данные по наработке молибдена-99 для различных вариантов размещения устройств в активной зоне. В верхней части таблицы приведены

данные для оптимального размещения устройств в реакторе, а в нижней части (для сравнения) — для размещения в ячейках экспериментальных каналов. Видно, что оптимальное размещение устройств позволит наработать молибдена-99 на 10–30 % больше.

Таблица 1.27

Наработка молибдена-99 при различных вариантах размещения устройств в активной зоне

Число устройств			Калиброванная активность молибдена-99, Гбк (Ки)	
общее	в ячейках экспериментальных каналов	в ячейках ТВС	средняя в устройстве	суммарная
1	–	1	7 289 (197)	
2	1	1	6 882 (186)	13 727 (371)
3	1	2	7 030 (190)	21 053 (569)
4	2	2	6 993 (189)	27 972 (756)
8	4	4	7 289 (197)	58 201 (1 573)
1	1	–	6 216 (168)	
2	2		6 179 (167)	12 358 (334)
8	8		5 439 (147)	43 401 (1 173)

Список литературы

1. Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Старков В.А. и др. Освоение реакторной технологии наработки молибдена-99. — Годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2010 году). — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 30–33.
2. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов: препринт ИАЭ-5837/5. — М.: Российский научный центр «Курчатовский институт», 1994. — 62 [2] с.
3. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып. 3. С. 50–55.

В.В. Калыгин, В.В. Пименов

РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА БОР-60, ВАЖНЫХ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Специфика большого количества разноплановых исследований по облучению материалов диктует необходимость нескольких остановок реактора в течение года для перегрузки штатных тепловыделяющих сборок и экспериментальных устройств. Состав активной зоны формируют

таким образом, чтобы обеспечить согласованность параметров облучения всех штатных и экспериментальных сборок, а также создать запас реактивности, достаточный для работы реактора на заданном уровне мощности на протяжении всей микрокампании. После завершения перегрузки для проверки соблюдения требований по безопасности и обеспечению эффективной эксплуатации реактора определяют его нейтронно-физические характеристики и теплогидравлические параметры.

В соответствии с графиком работы реактора БОР-60 в отчётном году было выполнено четыре перегрузки (табл. 1.28).

Таблица 1.28

**Состав активной зоны реактора
после завершения перегрузочных работ**

Номер микрокампании	Количество сборок, шт.						Среднее выгорание выгруженных ТВС, % т. а.	Подкритичность активной зоны при перегрузке, % $\Delta k/k$	
	штатных	экспериментальных		бокового экрана	выгруженных штатных	загруженных штатных		в начале	в конце
		топливных	нетопливных						
110A	116	8		125	0	2	–	6,70	6,50
111	115	7	9	126	12	11	14,78	7,30	6,40
111A	116	10		122	0	1	–	6,67	
112	113	11	13	120	15	12	15,46	7,30	6,35

В табл. 1.29 приведены параметры облучения штатных тепловыделяющих сборок: выгорание ядерного топлива, флюенс нейтронов с энергией не менее 0,1 МэВ на чехле ТВС, максимальные линейная мощность твэлов и температура их оболочек для самых энергонапряжённых сборок из рядов активной зоны с наибольшим энерговыделением при заданной тепловой мощности, расходе теплоносителя через реактор и входной температуре теплоносителя. Видно, что максимальная температура оболочки твэлов штатных тепловыделяющих сборок и максимальная линейная мощность твэлов не превышают предельно допустимых значений — 690 °С и 500 Вт/см соответственно.

При больших изменениях в загрузке активной зоны выполняют замеры в камерах высокого и низкого давления напорного коллектора для определения выталкивающей силы теплоносителя (таб. 1.30). Она не должна превышать вес самой лёгкой (чаще всего экспериментальной) сборки в реакторе. Минимальное значение запаса на всплытие сборок, разрешённое руководством по эксплуатации реактора (0,4 кг), при расходе теплоносителя первого контура, равном 1 100 м³/ч, не превышено.

Параметры работы реактора в отчётном году представлены в табл. 1.31. Данные по результатам градуировки рабочих органов системы управления и защиты после завершения перегрузочных работ приведены в табл. 1.32, из которых видно, что эффективность рабочих органов не выходит за пределы паспортных значений.

Таким образом, все перегрузки были спланированы и выполнены с обеспечением требований ядерной безопасности и необходимого уровня подкритичности активной зоны на всех этапах.

Выбраны режимы работы реактора, обеспечивающие параметры облучения штатных и экспериментальных тепловыделяющих сборок. Определён расход теплоносителя, исключающий всплытие сборок из ячеек активной зоны. Обеспечены значения запаса реактивности, позволяющие отработать микрокампании на требуемом уровне тепловой мощности в соответствии с графиком работы реактора.

Таблица 1.29

Параметры облучения штатных тепловыделяющих сборок

Номер микро-кампании	Ряд активной зоны	Выгорание топлива, % т. а.	Флюенс нейтронов, $\times 10^{22}$, см ⁻²	Максимальная линейная мощность твэлов, Вт/см	Максимальная температура оболочек твэлов, °С	Тепловая мощность реактора, МВт	Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	Входная температура, °С
110А	1	5,9	5,2	326	610	50	1 100	315–320
	2	0,7	0,6	378	654			
	3	2,9	1,9	375	650			
111	1	7,0	6,2	326	610			
	2	0	0	378	654			
	3	0	0	355	635			
111А	1	7,6	6,8	326	610	49	900	
	2	0,7	0,6	378	654			
	3	0	0	355	635			
112	1	0	0	377	630	50	1 100	
	2	0	0	379	640			
	3	0	0	363	635			

Таблица 1.30

Результаты определения выталкивающей силы теплоносителя

Номер микрокампании	Минимальная масса сборки в активной зоне, кг	Максимальная выталкиваемая масса теплоносителем, кг	Расход теплоносителя, м ³ /ч
110А, 111, 111А	9,0	8,6	1 100
112	9,0	8,5	1 100

Таблица 1.31

Параметры работы реактора в 2020 году

Микрокампания		Запас реактивности, % $\Delta k/k$	Количество эффективных суток	Максимальная тепловая мощность, МВт
Номер	Длительность, сут.			
110А	63	1,80	104	49
111	47	2,00	119	45
111А	65	1,32	83	49
112	45	1,70	100	50

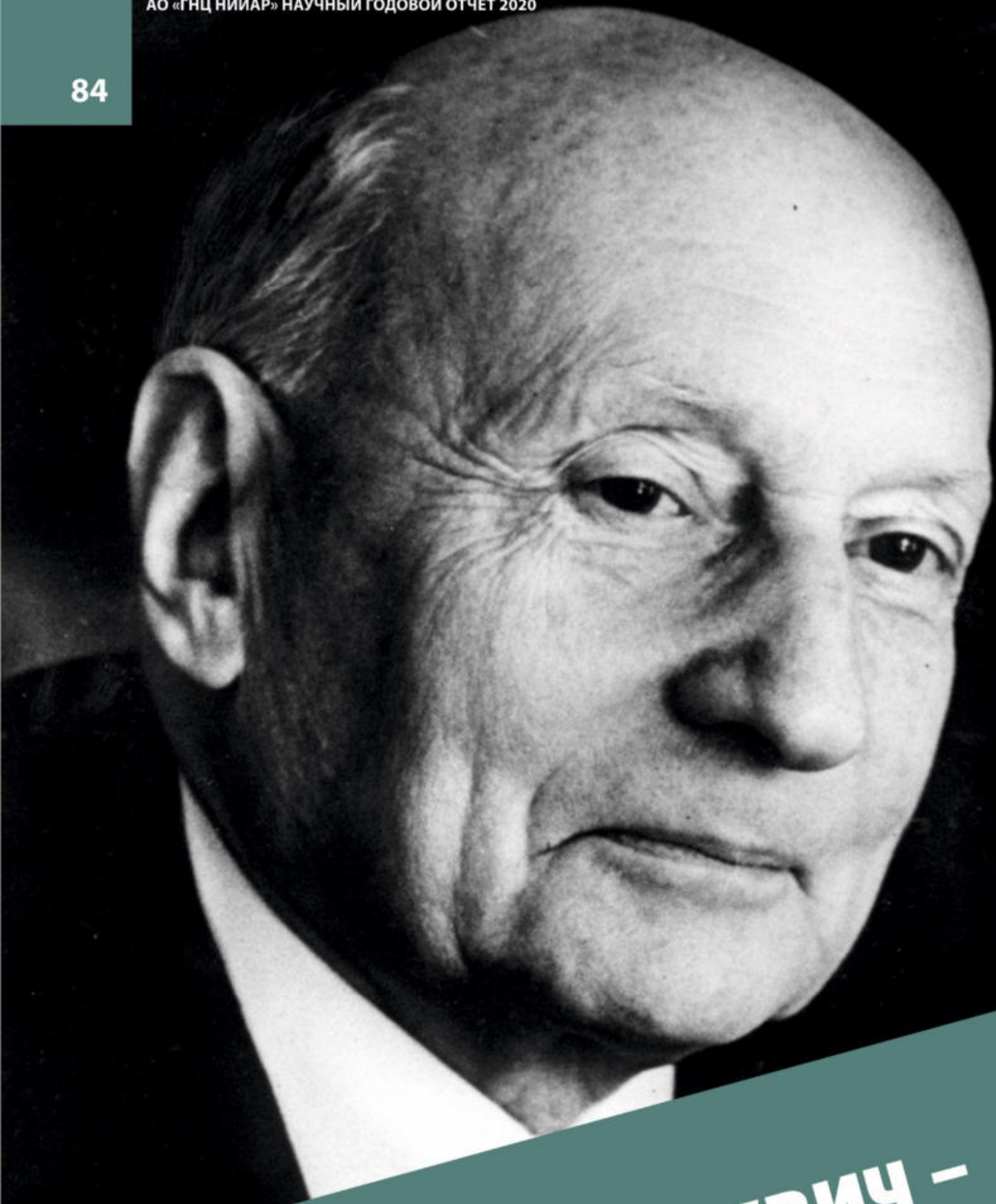
Таблица 1.32

**Эффективность рабочих органов
системы управления и защиты, % $\Delta k/k$**

Рабочий орган	Паспортные значения	Номер микрокампании			
		110А	111	111А	112
Орган автоматического регулирования:					
Первый	0,17–0,49	0,24 ± 0,01	0,22 ± 0,01	0,22 ± 0,01	0,21 ± 0,01
Второй	0,17–0,49	0,27 ± 0,01	0,32 ± 0,02	0,32 ± 0,02	0,30 ± 0,02
Орган ручного регулирования:					
Первый	1,05–1,68	1,42 ± 0,08	1,35 ± 0,08	1,35 ± 0,08	1,36 ± 0,08
Второй	1,89–2,8	2,35 ± 0,14	2,28 ± 0,13	2,28 ± 0,13	2,38 ± 0,13
Орган аварийной защиты:					
Первый	1,09–1,83	1,61 ± 0,09	1,56 ± 0,09	1,56 ± 0,09	1,68 ± 0,09
Второй	1,09–1,83	1,77 ± 0,10	1,64 ± 0,10	1,64 ± 0,10	1,62 ± 0,10
Третий	0,91–1,68	1,39 ± 0,08	1,41 ± 0,08	1,41 ± 0,08	1,46 ± 0,08

В.Ю. Анисимов¹⁴, А.Е. Дьяченко¹⁴, А.П. Малков, Н.И. Широкова

¹⁴ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.



БОЧВАР АНДРЕЙ АНАТОЛЬЕВИЧ –

учёный-металловед, доктор технических наук, академик, создатель отечественной школы радиационного материаловедения и участник советского уранового проекта и испытаний термоядерного заряда. Известны его работы в области кристаллизации, литейных свойств, рекристаллизации и жаропрочности цветных металлов и сплавов, металлостроения урана и плутония. Принимал активное участие в организации работ по реакторному материаловедению в НИИАРе.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

2

Основные работы, выполненные отделением реакторного материаловедения в отчётном году, направлены на решение задач комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года», проектного направления «Прорыв», различных отраслевых программ, коммерческих договоров и контрактов.

Получены первые экспериментальные данные, характеризующие состояние российских ATF-твэлов типоразмеров ВВЭР и PWR после первого этапа облучения в петлевых каналах реактора МИР, по свойствам их оболочек и топлива различных вариантов исполнения, состоянию хромсодержащих покрытий оболочек. Впервые исследовано ураномолибденовое топливо.

В рамках направления «Прорыв» проведены послереакторные исследования твэлов экспериментальной сборки со смешанным ураноплутониевым нитридным топливом и оболочками из стали марки ЭП823-Ш после опытной эксплуатации в течение трёх микрокампаний в реакторе БН-600 до выгорания 6,0 % т. а. и повреждающей дозы в материале оболочки, равной 63,6 сна. Проверена герметичность всех твэлов, выявлен негерметичный твэл, найдено место сквозного дефекта. Установлено, что все герметичные твэлы находятся в удовлетворительном состоянии, их ресурс не исчерпан, разгерметизация одного твэла не связана со свойствами нитридного топлива, а обусловлена особенностями конструкции.

С целью оценки влияния реакторного облучения и внутритвэльной среды на состояние оболочек в условиях эксплуатации проведены комплексные исследования оболочек из сталей марок ЭК164-ИД х. д. и ЭП823-Ш твэлов со смешанным нитридным и оксидным ураноплутониевым и оксидным урановым топливом после испытаний в реакторе БН-600 в составе различных экспериментальных тепловыделяющих сборок. Получены результаты по изменению элементного состава, структурно-фазового состояния и механических свойств оболочек в сравнении с исходным необлучённым состоянием, а также после термических отжигов.

В результате исследований макетов твэлов реактора МБИР, облучённых в составе трёх экспериментальных ТВС реактора БОР-60, получены данные, которые позволили подтвердить правильность выбранных технических и технологических параметров топливной композиции, конструкционных материалов и твэлов и рекомендовать применение виброуплотнённого МОКС-топлива для топливообеспечения реактора МБИР.

Результаты исследований состояния и физико-механических свойств материала конструктивных элементов каркаса тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000 усовершенствованных конструкций (ТВСА-12, ТВС-2М) позволили подтвердить их работоспособность и технические характеристики. В рамках плана мероприятий по выявлению и устранению причин повышенного окисления оболочек твэлов проведены измерения толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек твэлов и твэгов трёх сборок ТВС-2М, отработавших на Балаковской АЭС один, два и три топливных цикла при работе реакторных установок на мощности 104 % от номинальной. Результаты исследований показали, что максимальная величина оксидной плёнки на участке локального повышенного окисления зависит от среднего выгорания и длительности эксплуатации ТВС.

Установлена причина увеличения длины и диаметра твэгов с оксидом гадолиния по сравнению с твэлами (для диапазона значений выгорания топлива от 30 до 50 МВт-сут/кг урана), заключающаяся в повышенном распухании ураногадолиниевого топлива в периферийной области топливных таблеток по сравнению с диоксидным урановым топливом.

В рамках международного проекта «Нулевой уровень отказа ядерного топлива» проведены исследования двух негерметичных тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000, отработавших по одной топливной кампании в пятом блоке Нововоронежской АЭС и втором блоке Ростовской АЭС. В обеих ТВС во внутренних рядах пучка обнаружено по одному негерметичному твэлу со сквозным дефектом оболочки под дистанционирующей решёткой, образовавшимся из-за механического взаимодействия оболочек твэлов с посторонним предметом.

Завершены термические испытания полномасштабных твэлов ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива в условиях, моделирующих штатный и аварийные режимы сухого хранения. В процессе испытаний все твэлы сохранили герметичность.

С целью оценки состояния материала шпилек малой и большой поворотных пробок реактора БОР-60 для обоснования продления срока их службы проведены исследования и получены значения величины распухания и механических свойств образцов из направляющих труб материаловедческих пакетов, облучавшихся при условиях, близких к условиям эксплуатации шпилек. Для образцов, облучённых до повреждающей дозы 32,3 сна, при всех значениях температуры испытания относительное удлинение не ниже 2,4 %, при этом сохраняется пластический характер разрушения. Для получения экспериментальных данных по характеристикам структуры, радиационного роста, радиационно-термической ползучести и механическим свойствам материала после облучения в реакторе БОР-60 образцов труб направляющих каналов и полос из сплава Э635 на основе губчатого циркония были разработаны и изготовлены облучательные устройства для испытаний образцов на ползучесть при растяжении и сжатии.

Для верификации нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов параметров облучения образцов мелкозернистого графита марки NG-СТ-10 в реакторе БОР-60 при различной температуре было разработано и изготовлено специальное устройство, оснащённое термомонитором и макетами двух ампул, для проведения методического эксперимента. Разработаны также четыре устройства, в каждом из которых для исследования радиационной ползучести графита предусмотрено облучение образцов под сжимающей нагрузкой, обеспечивающей напряжение на образцах около 15 МПа.

Повышение качества исследований неразрывно связано с разработкой и внедрением более совершенных методов испытаний и исследований материалов. В отчётном году было разработано и изготовлено соответствующее оборудование, отработана методика и впервые проведены испытания на релаксацию напряжения при растяжении (при поддержании постоянной деформации) облучённых сегментных образцов при различной температуре и отношении приложенного осевого напряжения к пределу текучести. Были освоены и использованы для выполнения работ по текущим договорам и контрактам:

- ◆ метод масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией для экспериментального определения атомной доли изотопа бора-10 в облучённом карбиде бора;
- ◆ метод испытаний кольцевого образца внутренним давлением деформируемого сердечника, обеспечивающий напряжённо-деформируемое состояние, исключающее изгибные деформации, характерные для испытаний колец на полукруглых опорах;
- ◆ методика определения температурного коэффициента линейного расширения твёрдых образцов;
- ◆ методика атомно-эмиссионного с индуктивно связанной плазмой спектрального анализа определения содержания молибдена в облучённых образцах циркониевых сплавов;
- ◆ способ изготовления образцов для исследования микроструктуры оболочек твэлов в поперечном сечении методом трансмиссионной электронной микроскопии.

Е.А. Звир

ИССЛЕДОВАНИЕ КОРРОЗИОННОГО СОСТОЯНИЯ КОНСТРУКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ КАРКАСА СБОРКИ ТВСА-12, ОТРАБОТАВШЕЙ ЧЕТЫРЕ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛА

ТВСА-12 — тепловыделяющая сборка новой конструкции реактора ВВЭР-1000, особенно каркаса которой по сравнению со сборкой ТВСА-Альфа является увеличенное (с восьми до двенадцати) число дистанционирующих решёток при сохранении высоты их поля ячеек (35 мм). Исследования коррозионного состояния конструктивных элементов каркаса сборки ТВСА-12 проводили с целью подтверждения работоспособности и технических характеристик тепловыделяющей сборки новой конструкции. В рамках данной работы исследовали два направляющих канала (один из наружного, а второй из внутренних рядов), центральную трубу и три дистанционирующие решётки (вторую, седьмую и одиннадцатую). Изучение структуры изделий на поперечных шлифах выполняли с использованием метода оптической микроскопии, содержание водорода в материале определяли методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа.

Коррозионное состояние направляющих каналов и центральной трубы является типичным для конструктивных элементов ТВС, выполненных из сплава Э635 (рис. 2.1). Толщина оксидной плёнки на наружной поверхности направляющих каналов с ростом высотной координаты увеличивается с 17–21 мкм на координате 390 мм до максимальных 38–42 мкм на участке с координатами 3 000–3 070 мм. В верхней части, на участке с координатами около 3 500 мм, толщина плёнки уменьшается до 31–32 мкм. Разница в её толщине на наружной поверхности в сечениях направляющих каналов не превышает 5–6 мкм. Существенных различий по толщине оксида на направляющих каналах и центральной трубе не наблюдается. Толщина оксидной плёнки на внутренней поверхности направляющих каналов центральной трубы имеет примерно такой же профиль изменения по высоте. Значимых различий по толщине со стороны наружной и внутренней поверхности не выявлено.

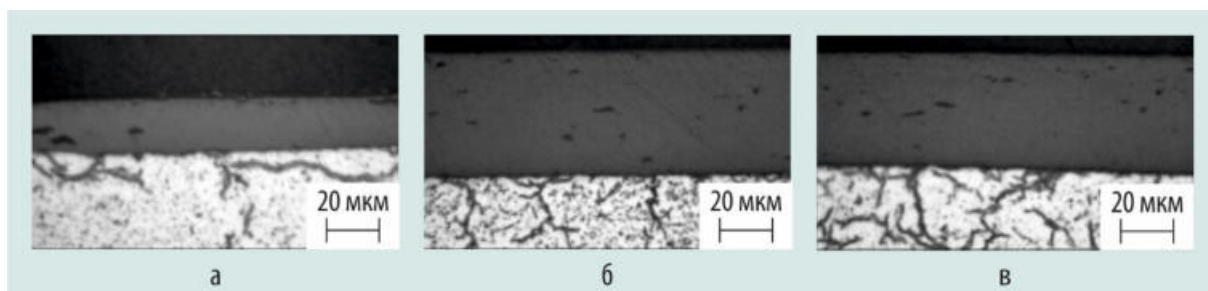


Рис. 2.1. Изменение толщины оксидной плёнки на наружной поверхности направляющих каналов на различных высотных координатах: 390 (а), 3 000 (б), 3 500 (в) мм

Выделения гидридной фазы на травленной поверхности шлифа направляющих каналов наблюдаются в виде мелких точек и протяжённых гидридов. Их распределение по толщине стенки каналов преимущественно равномерное (рис. 2.2). Массовая доля водорода в материале каналов с ростом высотной координаты увеличивается: в нижней части составляет 0,0049–0,0060 %, на участке максимального окисления — 0,0148–0,0187 %. Удельная длина гидридов также увеличивается с 0,0159–0,0232 мкм⁻¹ в нижней части до 0,0620–0,0748 мкм⁻¹ на участке максимального окисления. Значение коэффициента радиальных гидридов меняется в пределах от 0,27 до 0,42. В центральной трубе каких-либо особенностей в морфологии гидридов и содержании водорода не выявлено.

Коррозионное состояние дистанционирующих решёток сборки ТВСА-12 по сравнению с решётками сборки ТВСА-Альфа особенностей не имеет. С ростом высотной координаты толщина оксидной плёнки как на наружной, так и на внутренней поверхностях ячеек

и обода решёток увеличивается с 3–5 мкм для второй дистанционирующей решётки до 6–8 мкм для одиннадцатой (рис. 2.3). Возрастает и массовая доля водорода в материале ячеек с 0,0104 до 0,0251 %, концентрация протяжённых гидридных выделений также увеличивается. Дефектов в сварных соединениях между ячейками и между ячейкой и ободом не выявлено (рис. 2.4). Концентрация гидридов в зоне сварного соединения небольшая, их ориентация преимущественно радиальная.

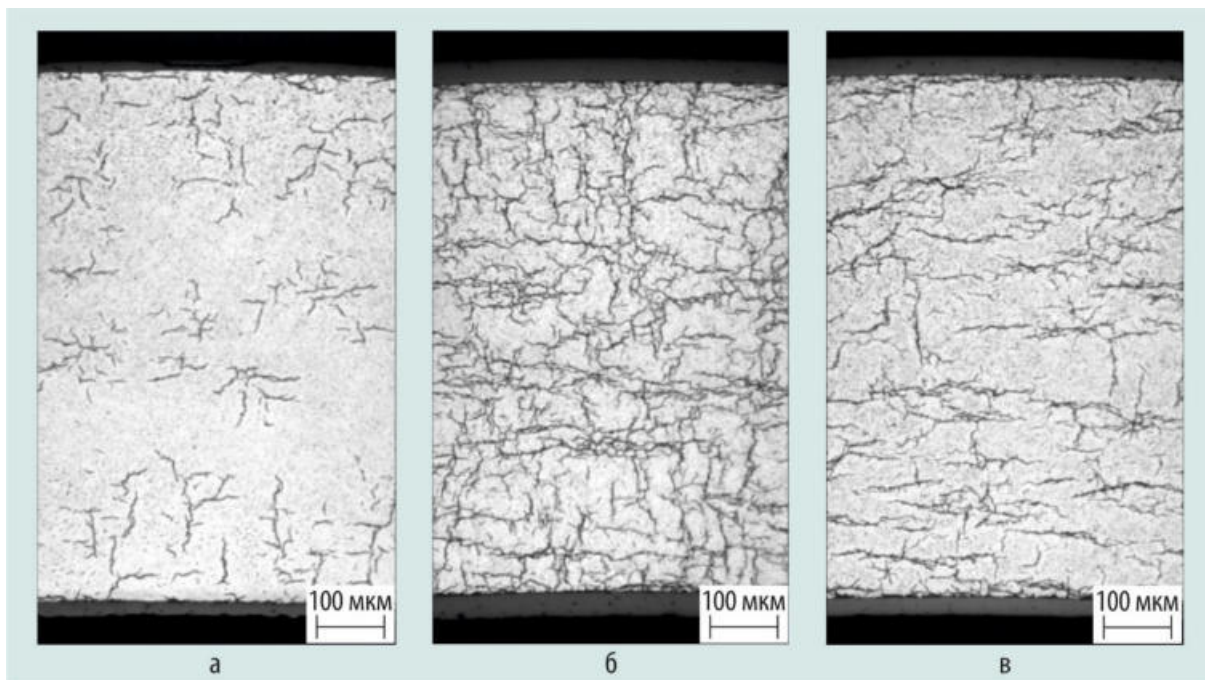


Рис. 2.2. Структура материала направляющих каналов в поперечном сечении на различных высотных координатах: 390 (а), 3 000 (б), 3500 (в) мм

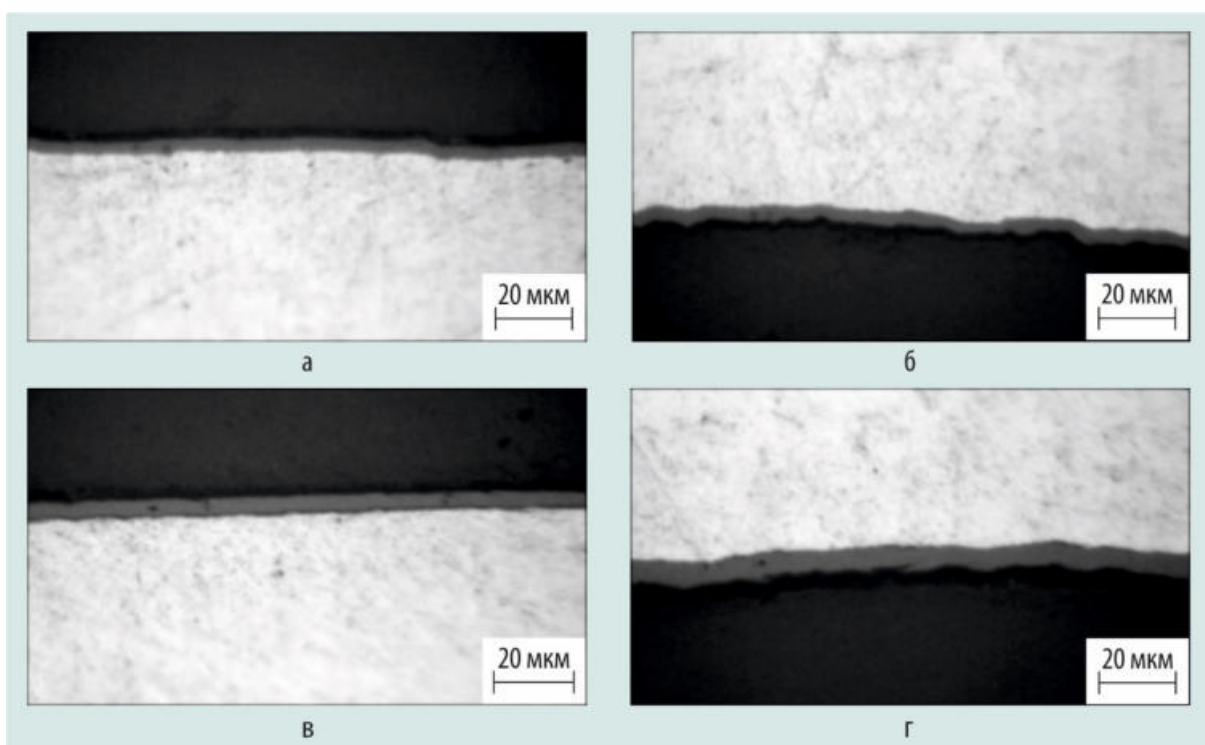


Рис. 2.3. Вид оксидных плёнок на наружной поверхности обода (а, в) и внутренней поверхности ячеек (б, г) в зоне сварных соединений второй (а, б) и одиннадцатой (в, г) дистанционирующих решёток

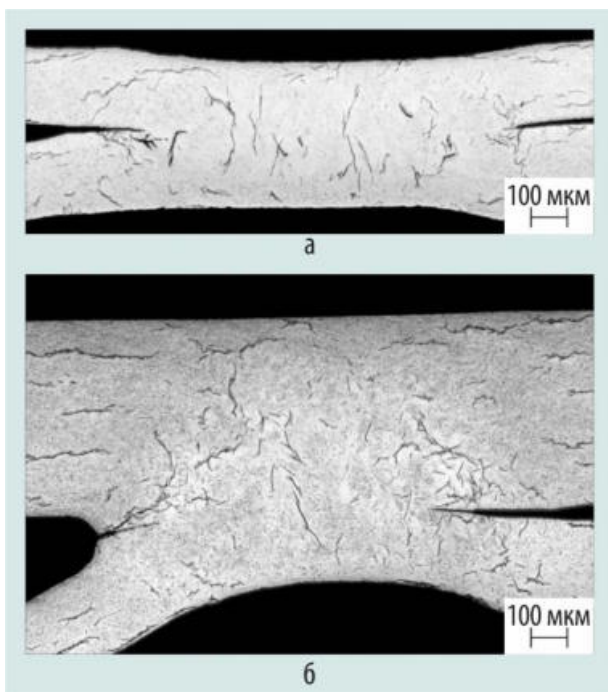


Рис. 2.4. Микроструктура сварных соединений между ячейками (а) и между ячейкой и ободом дистанционирующих решёток после травления

В сварных соединениях каркасного уголка из сплава Э635 и обода дистанционирующих решёток из сплава Э110 наблюдается обеднение водородом ядра сварки и околошовной зоны со стороны уголка и обогащение околошовной зоны со стороны обода, по-видимому, связанные с диффузионным перераспределением водорода между разнородными материалами (рис. 2.5).

В общем, состояние направляющих каналов, центральной трубы и дистанционирующих решёток является типичным для достигнутого выгорания топлива. Работоспособность и технические характеристики тепловыделяющей сборки новой конструкции не вызывают сомнений.

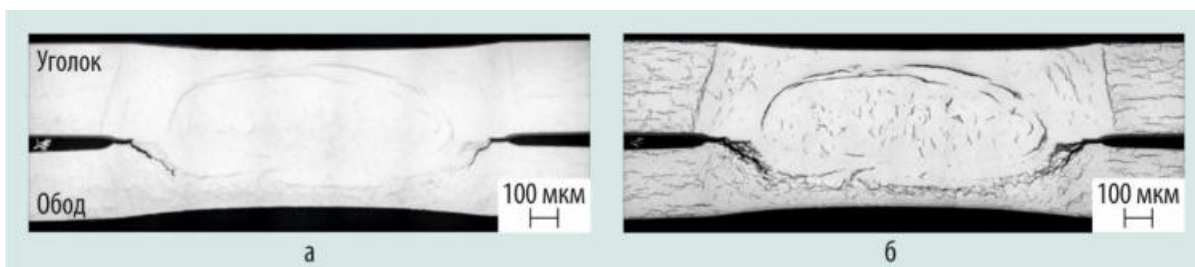


Рис. 2.5. Микроструктура сварного соединения между уголком и ободом дистанционирующих решёток до (а) и после (б) травления

И.Н. Волкова, В.А. Жителев, Г.В. Шишалова

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ATF-ТВЭЛОВ ПОСЛЕ ПЕРВОГО ЭТАПА ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР

Авария, произошедшая в марте 2011 года на японской АЭС «Фукусима-1», показала исключительную опасность пароциркониевой реакции, возникающей при повышении температуры оболочек твэлов в результате потери теплоносителя или всплеска реактивности. В настоящее время в странах, имеющих развитую атомную энергетику, активно разрабатывают новое топливо (Accident Tolerant Fuel) с повышенной устойчивостью к подобным аварийным ситуациям на водо-водяных энергетических реакторах. В АО «ГНЦ НИИАР» в рамках работ по созданию российского ATF-топлива для АЭС с реакторами ВВЭР и PWR проводят реакторные испытания и послереакторные исследования экспериментальных твэлов основных типоразмеров с различными вариантами оболочек и топлива. У разработанных в АО «ВНИИНМ» твэлов оболочки

из сплава Э110 о. ч. с хромсодержащим покрытием и из сплава 42ХНМ, топливные таблетки из диоксида урана и ураномолибденового сплава.

Испытания ATF-твэлов проводят в петлевых каналах реактора МИР в составе двух экспериментальных тепловыделяющих сборок в условиях водно-химических режимов реакторов ВВЭР (первая ТВС) и PWR (вторая ТВС). Запланированы четыре этапа испытаний, после первого и второго этапов — послереакторные исследования выгруженных твэлов. В данной статье представлены результаты исследований твэлов после первого этапа испытаний, длительность которого составила 103 эфф. сут, максимальное расчётное выгорание топлива для первой ТВС — 7,7 МВт·сут/кг урана; для второй — 8,7 МВт·сут/кг урана. За время испытаний твэлы сохранили герметичность. Целью послереакторных исследований было получение экспериментальных данных по свойствам топлива и оболочек ATF-твэлов, определение состояния хромсодержащего покрытия на оболочках из сплава Э110 о. ч. Ураномолибденовое топливо было исследовано впервые.

Послереакторные исследования включали в себя визуальную инспекцию и фотографирование, измерение длины и профилометрию твэлов, гамма-спектрометрию и гамма-сканирование по длине топливных сердечников, прокол оболочек твэлов с ураномолибденовым топливом с определением количества и состава газа. Для исследования состояния хромсодержащего покрытия и структурно-фазового состояния топлива использовали методы оптической микроскопии, сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа. Для ураномолибденового топлива выполняли рентгеноструктурный анализ, измерение плотности и микротвёрдости.

По результатам проведённых исследований не обнаружено каких-либо дефектов внешнего вида: участков повышенного коррозионного поражения, следов механического взаимодействия пуклёвок ячеек дистанционирующих решёток с оболочками (истирания поверхности оболочки), повреждений сварных соединений. Поверхность твэлов первой ТВС гладкая, практически однотонная, со слабо выраженной неравномерностью изменения насыщенности цвета по длине. Поверхность большинства твэлов второй ТВС матовая, с явно выраженным изменением насыщенности цвета по длине с периодом, приблизительно равным высоте топливной таблетки, что может быть объяснено неравномерным распределением отложений по поверхности (рис. 2.6).

Профиль распределения продуктов деления по длине топливного сердечника для всех твэлов с обоими видами топлива имеет одинаковую несимметричную куполообразную форму с максимумом на участке с координатами 100–120 мм, на котором выгорание топлива и линейная мощность имели максимальные значения (рис. 2.7).

Результаты измерения геометрических параметров показали различие в изменении диаметра и длины твэлов с оболочками из разных сплавов. Относительное удлинение твэлов с оболочками из сплава Э110 о. ч. составило 0,6 %, удлинение твэлов с оболочками из сплава 42ХНМ пренебрежимо мало. Диаметр твэлов с оболочками из сплава Э110 о. ч. в нижней части меньше, чем на остальных участках (рис. 2.8, а, в). Профилограммы твэлов с оболочками из сплава 42ХНМ каких-либо особенностей, проявившихся вследствие действий условий облучения, не имеют. Профили изменения диаметра у них, по-видимому, сформировались в процессе изготовления оболочечных труб (см. рис. 2.8, б, г). На твэлах второй ТВС, отработавших в условиях водно-химического режима реактора PWR, ещё наблюдается короткопериодическая составляющая изменения диаметра, которая может быть вызвана неравномерным распределением отложений (см. рис. 2.8, в).

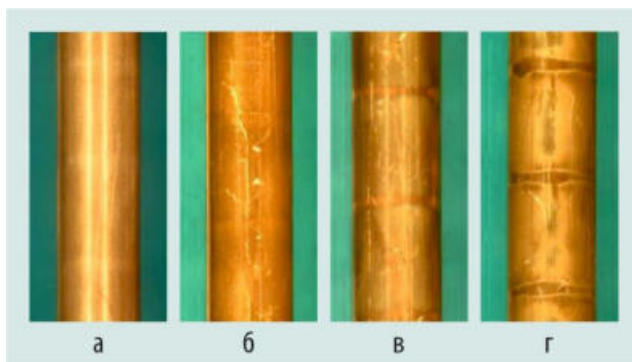


Рис. 2.6. Внешний вид твэлов первой (а, б) и второй (в, г) ТВС с оболочками из сплавов Э110 о. ч. (а, в) и 42ХНМ (б, г)

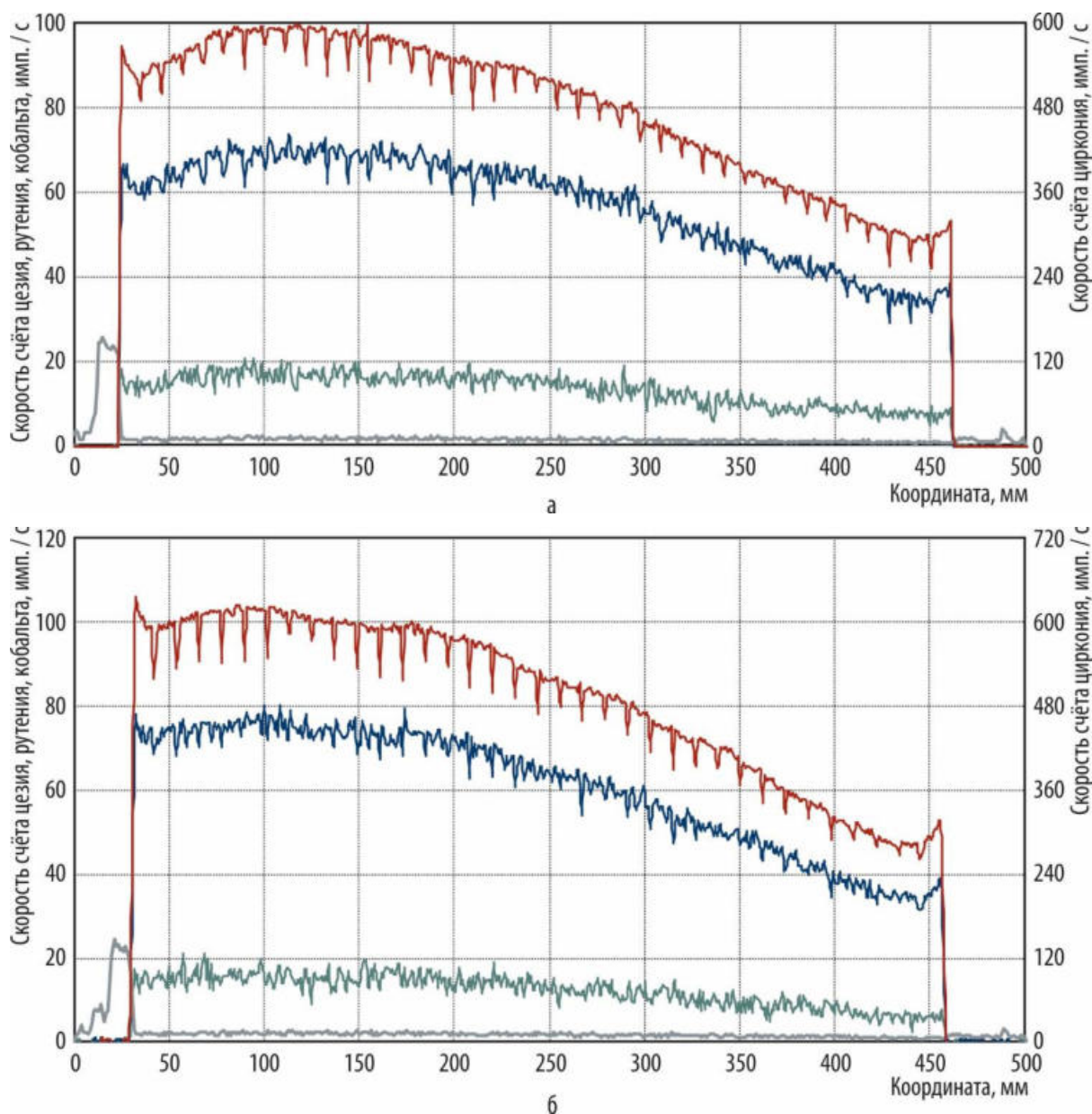


Рис. 2.7. Распределение продуктов деления: цезия-137 с энергией 661,7 кэВ (—), рутения-106 с энергией 621,8 кэВ (—), кобальта-60 с энергией 1 332,5 кэВ (—) и циркония-95 с энергией 724,2 кэВ (—) по длине твэлов первой (а) и второй ТВС (б)

У всех твэлов с оболочками из сплава Э110 о. ч. было выявлено наличие хромового покрытия. Его толщина максимальна (12 мкм) в средней части твэлов, в нижней и верхней частях — не превышает 4 мкм (рис. 2.9, а). На отдельных участках этих твэлов были выявлены дефекты протяжённостью примерно до 1 мм в виде слоёв оксида циркония (толщиной до 18 мкм) между покрытием и наружной поверхностью оболочки (см. рис. 2.9, б). Гидрирование оболочек незначительное: выделения гидридов имеют вид точек или коротких штрихов, равномерно распределённых по всему сечению оболочки (см. рис. 2.9, в). Массовая доля водорода в оболочках не превышает 51 ppm¹⁵. На твэлах с оболочкой из сплава 42ХНМ признаков окисления наружной поверхности не обнаружено (см. рис. 2.9, г).

¹⁵ Здесь и далее в отчёте ppm (от англ. parts per million) — миллионная доля, единица измерения каких-либо относительных величин, равная 10⁻⁶ от базового показателя, млн⁻¹. — Прим. ред.

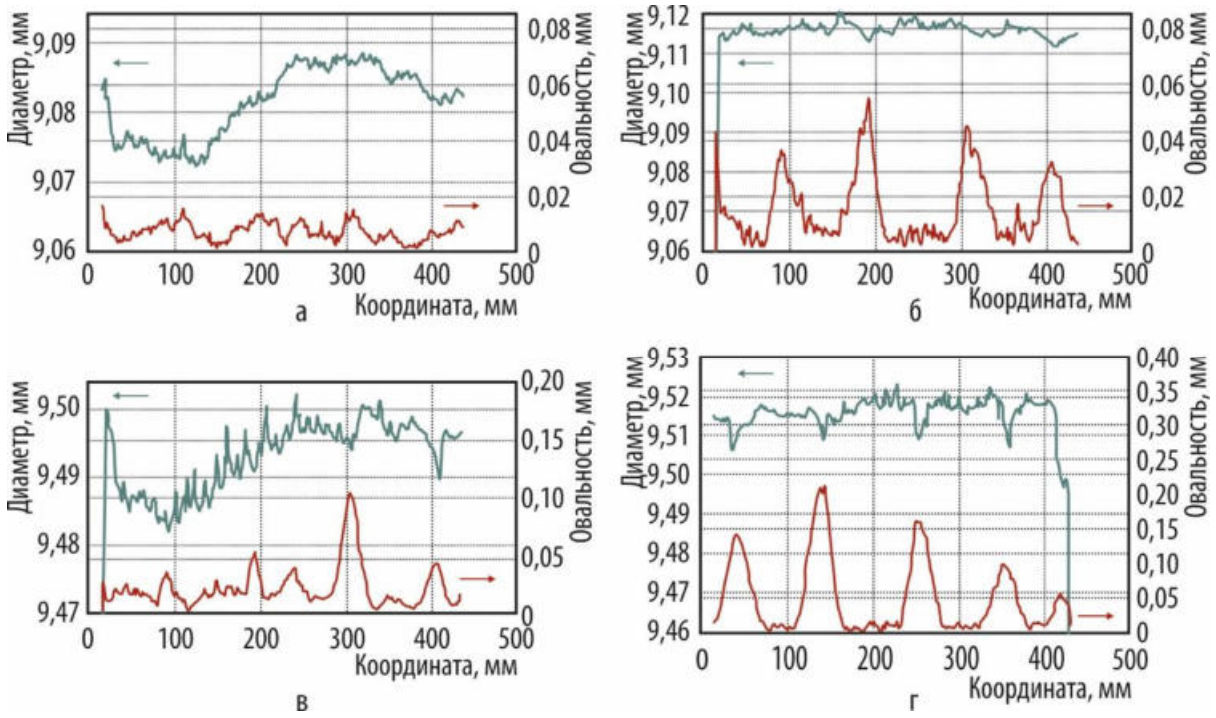


Рис. 2.8. Изменение диаметра по длине твэлов первой (а, б) и второй ТВС (в, г) с оболочками из сплавов Э110 о. ч. (а, в) и 42ХНМ (б, г)

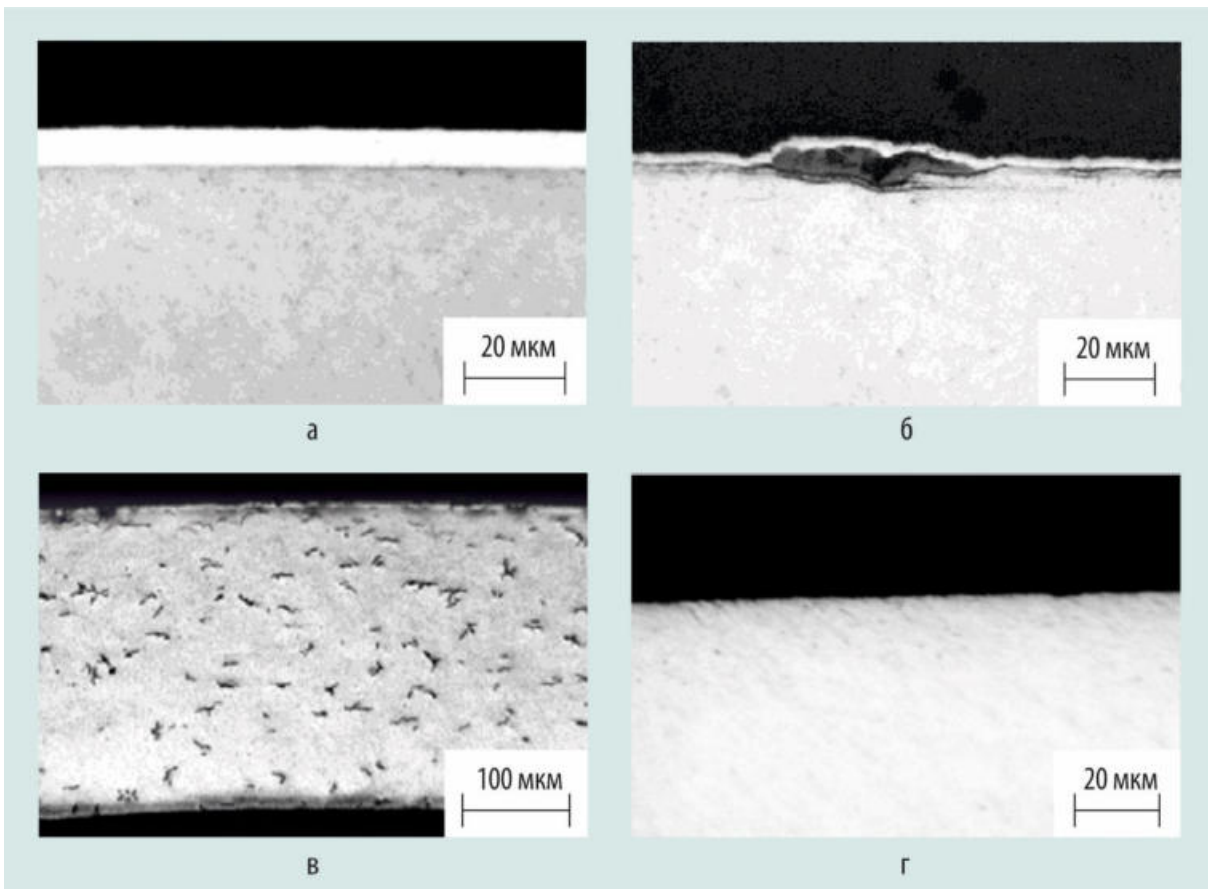


Рис. 2.9. Микроструктура оболочек твэлов из сплавов Э110 о. ч. (а–в) и 42ХНМ (г) после полировки (а, б, г) и травления (в)

Механические свойства оболочек из обоих сплавов достаточно высоки. Условный предел текучести оболочек из сплава Э110 о. ч. при температуре испытаний, равной 20 °С, находится в диапазоне от 499 до 600 МПа, а оболочек из сплава 42ХНМ — от 615 до 670 МПа; при температуре испытаний, равной 380 °С, значения этих характеристик — 313–366 и 472–525 МПа соответственно. Общее относительное удлинение для оболочек из сплава Э110 о. ч. при комнатной температуре не опускается ниже 11 %, а для сплава 42ХНМ оно превышает 45 %.

Результаты исследований показали, что микроструктура диоксида урана является типичной для данного топлива, отработавшего до низкой глубины выгорания. Микроструктура ураномолибденового топлива состоит из трёх основных фаз, отличающихся содержанием урана и молибдена:

- 1) альфа-уран: массовая доля урана составляет примерно 99 %, молибдена — около 1 %; имеет орторомбическую кристаллическую решётку;
- 2) гамма-уран: массовая доля урана — примерно 81–85 %, молибдена — около 14,6–18,2 %; имеет объёмно-центрированную кубическую решётку;
- 3) фаза на основе молибдена: массовая доля урана — примерно 9–10 %, молибдена — около 81–82 %, алюминия — 6,7–6,8 % (рис. 2.10).

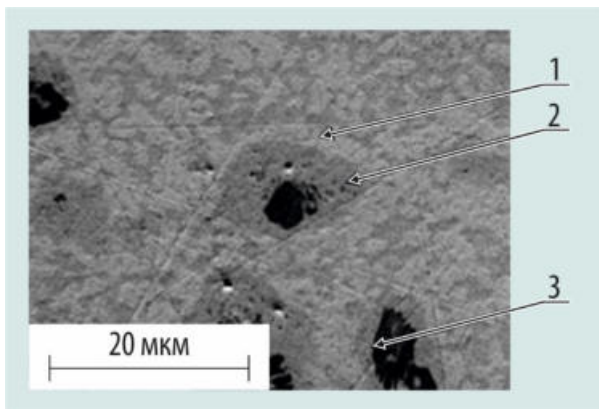


Рис. 2.10. Изображение микроструктуры характерного участка поперечного сечения таблетки ураномолибденового топлива в отражённых электронах: 1 — альфа-уран; 2 — гамма-уран; 3 — фаза на основе молибдена

Среднее значение плотности облучённого ураномолибденового топлива находится в диапазоне от 16,44 до 16,59 г/см³, что несколько меньше исходного значения 16,5–16,7 г/см³. Микротвёрдость ураномолибденового топлива для твэлов первой ТВС составила 47,1–51,5 МПа (480–525 кгс/мм²); для твэлов второй — 50,6–55,3 МПа (516–564 кгс/мм²). Особенности структурно-фазового состояния ураномолибденового топлива и, как следствие, отличие свойств могут быть связаны как с технологией изготовления таблеток, так и с температурным режимом их работы. В целом исследования подтвердили радиационную стабильность ураномолибденового топлива после первого этапа облучения, об этом свидетельствует наличие зазора между топливом

и оболочкой, отсутствие газовой пористости в топливе, а также незначительный выход газообразных продуктов деления под оболочку твэлов. Реакторные испытания тепловыделяющих сборок с экспериментальными ATF-твэлами продолжаются.

*А.А. Шельдяков, К.В. Борисов, В.А. Жителев, Г.П. Кобылянский,
О.Н. Никитин, Илгиз Ф. Гильмутдинов, С.В. Кузьмин*

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА ВВЭР-1000, ОТРАБОТАВШИХ ОДНУ ТОПЛИВНУЮ КАМПАНИЮ НА НОВОВОРОНЕЖСКОЙ И РОСТОВСКОЙ АЭС

В рамках проекта «Нулевой уровень отказа» проведены исследования негерметичных тепловыделяющих сборок, отработавших одну топливную кампанию:

- ◆ на пятом блоке Нововоронежской АЭС — ТВС чехловой конструкции № 4301210920 со средним выгоранием топлива, равным 13,14 МВт-сут/кг урана (первая ТВС);
- ◆ на втором блоке Ростовской АЭС — ТВС-2М № 130006370 со средним выгоранием топлива, равным 11,73 МВт-сут/кг урана (вторая ТВС).

В обеих ТВС во внутренних рядах пучка обнаружено по одному негерметичному твэлу с дефектом оболочки под первой дистанционирующей решёткой (рис. 2.11). Данные дефекты были идентифицированы как первичные сквозные дефекты из-за механического взаимодействия оболочек твэлов с посторонним предметом (дебриз-повреждение).

Неразрушающие исследования показали существенные отличия состояния негерметичных твэлов от герметичных. Помимо дебриз-дефектов при осмотре были обнаружены вторичные дефекты, обусловленные массивным гидрированием оболочки, в виде побеления и увеличения диаметра участков оболочек в верхней части расположения топливного сердечника и районе верхних заглушек (рис. 2.12). Это массивное гидрирование привело к хрупкому разрушению оболочки в районе верхних заглушек при транспортно-технологических операциях.

Так как после разгерметизации уменьшение диаметра твэлов под действием давления теплоносителя прекратилось, негерметичные твэлы имели большее значение диаметра, чем герметичные (рис. 2.13, а). По результатам гамма-спектрометрических исследований в негерметичных твэлах зафиксирована миграция летучих продуктов деления выше расположения дебриз-дефектов (см. рис. 2.13, б).

Металлографические исследования при послойном шлифовании образцов, вырезанных из негерметичных твэлов, подтвердили наличие сквозных дефектов в оболочках твэлов (рис. 2.14). Размеры сквозного дефекта в приведённых сечениях твэла первой тепловыделяющей сборки по наружной и внутренней поверхности составили около 2,2 мм и примерно 40 мкм, а в сечениях негерметичного твэла второй ТВС — 1,4 мм и 260 мкм соответственно. Поверхность берегов сквозной трещины твэла второй тепловыделяющей сборки покрыта оксидной плёнкой толщиной до 12 мкм, что свидетельствует о том, что твэл после разгерметизации эксплуатировался длительное время. В твэле первой ТВС толщина этой плёнки равна 9 мкм. На внутренней поверхности оболочки вблизи сквозного дефекта толщина оксидной плёнки в твэле второй ТВС составляет около 25 мкм, а на наружной — 10 мкм, а в твэле первой ТВС — 78 мкм и 6 мкм соответственно. Внутренняя поверхность оболочек негерметичных твэлов покрыта оксидной плёнкой. Максимальная её толщина для негерметичного твэла первой тепловыделяющей сборки составляет примерно 100 мкм на участке выше сквозного дефекта

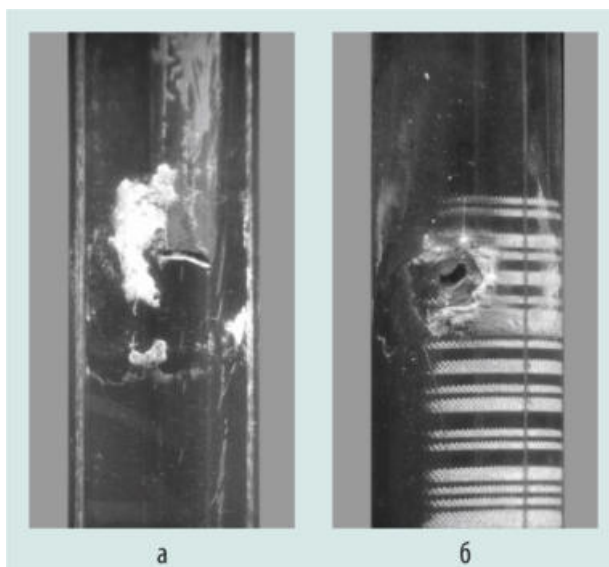


Рис. 2.11. Внешний вид оболочек негерметичных твэлов первой (а) и второй (б) ТВС с дебриз-повреждением

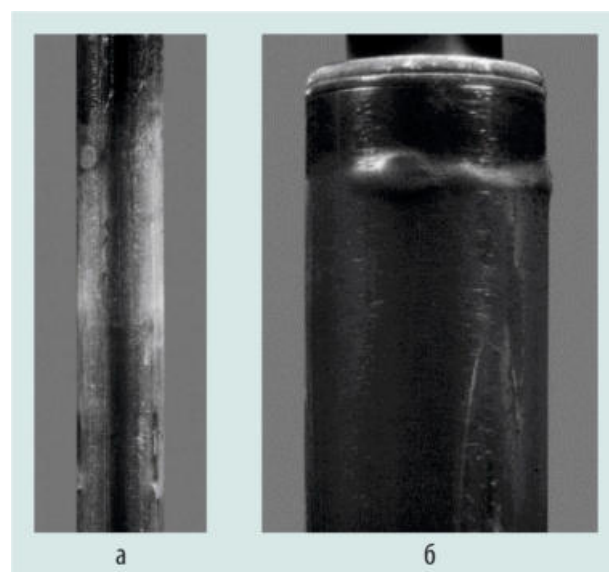


Рис. 2.12. Вид вторичных дефектов оболочки негерметичного твэла первой ТВС в верхней части топливного сердечника (а) и районе верхней заглушки (б)

приблизительно на 250 мм, в районе газосборника — 6 мкм. Для негерметичного твэла второй тепловыделяющей сборки на участке, отстоящем от первичного дефекта на 1 140 мм, толщина оксида достигает примерно 70 мкм, а в районе газосборника — 4 мкм.

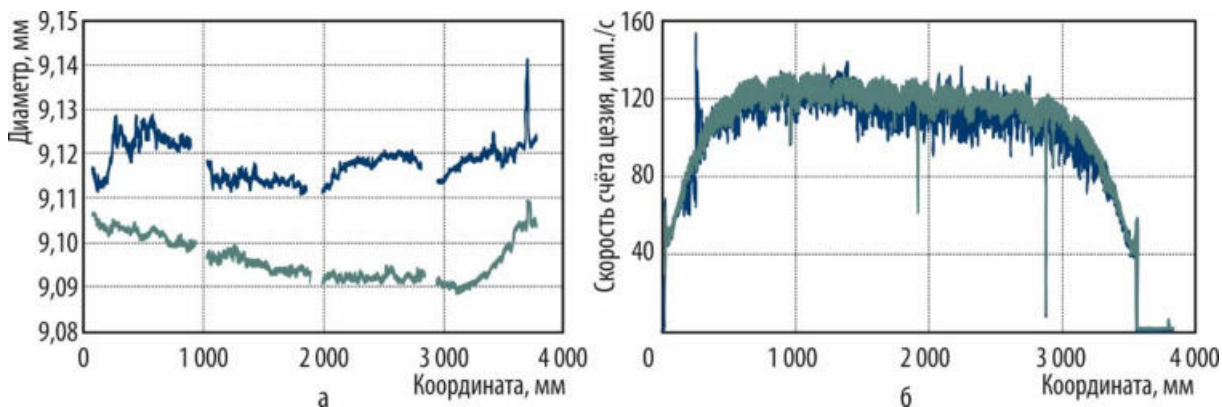


Рис. 2.13. Изменение диаметра (а) и распределение цезия-137 (б) по длине негерметичного твэла (—) и твэла-свидетеля (—) первой тепловыделяющей сборки

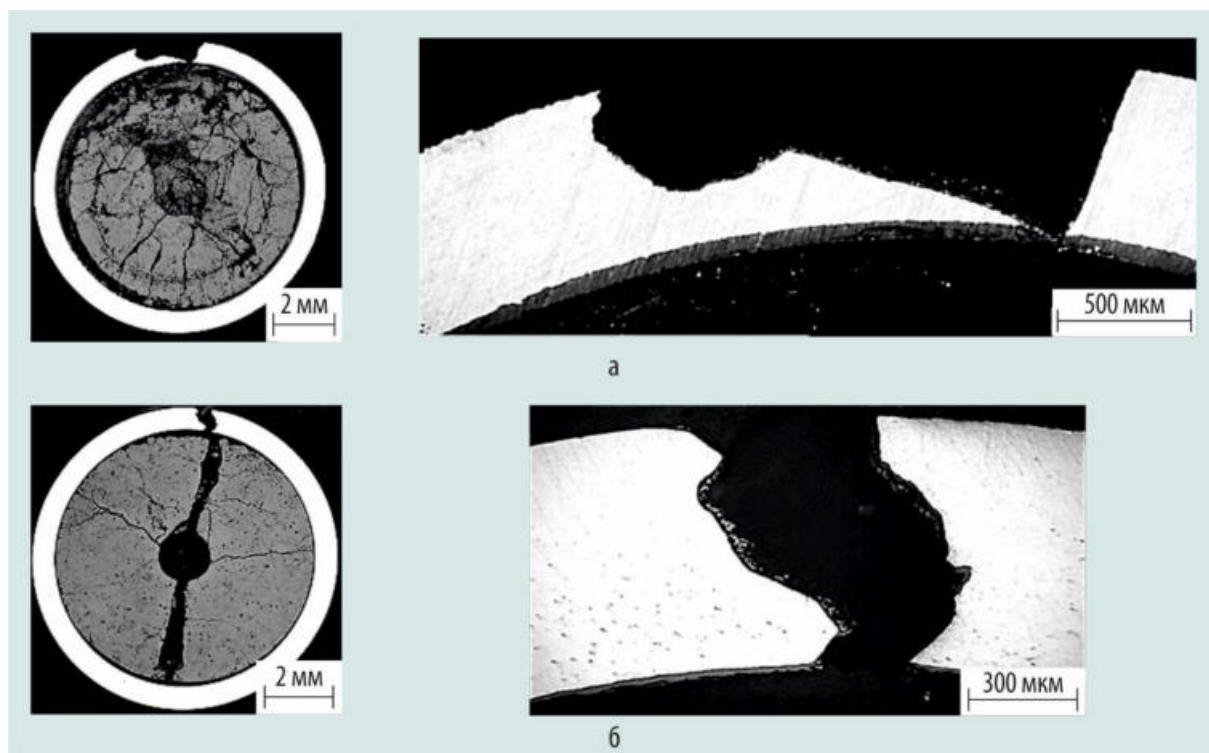


Рис. 2.14. Изображения макро- и микроstructures поперечных сечений твэлов первой (а) и второй (б) тепловыделяющих сборок в месте сквозных дефектов оболочек

Попадание воды в твэл привело к повышению температуры и газовому распуханию топлива, выходу газовых и летучих продуктов деления из твэла в теплоноситель. В периферийной области и на середине радиуса топливной таблетки наблюдаются в основном технологические поры (рис. 2.15). Вблизи центрального отверстия повышенная пористость, вызванная распуханием топлива из-за более высокой температуры в этой области таблетки, проявляется в виде декорирования слившимися порами границ зёрен.

Исследования сварных соединений оболочек с заглушками твэлов-свидетелей не выявили наличия каких-либо дефектов (непроваров, крупных пор, трещин). Особенности коррозионного состояния негерметичных твэлов в районе верхнего сварного соединения вызваны процессами

его вторичного повреждения, заключающимися в образовании слоя сплошного гидрида в оболочке, что и привело к её хрупкому разрушению. В нижнем сварном соединении негерметичных твэлов на внутренней поверхности оболочки и торца заглушки образовалась оксидная плёнка толщиной 5–7 мкм, в то время как в твэлах-свидетелях следов окисления не обнаружено.

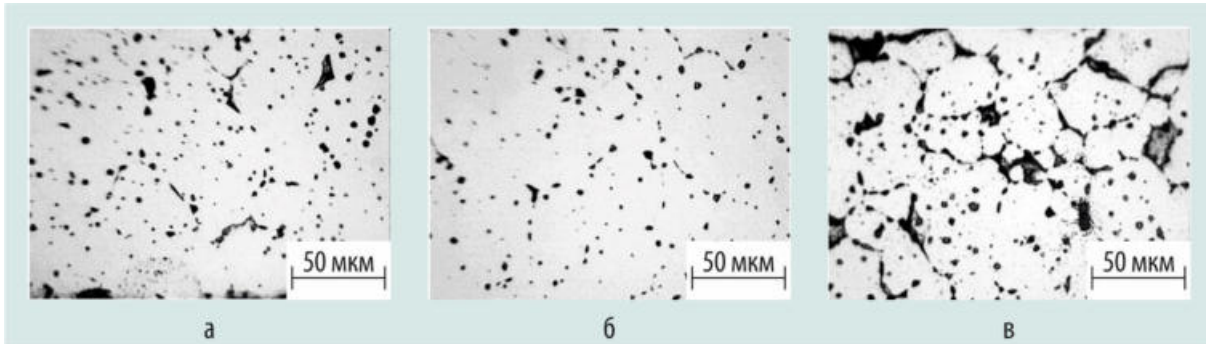


Рис. 2.15. Микроструктура топлива в продольном сечении негерметичного твэла второй тепловыделяющей сборки на участке с координатами 1 250–1 263 мм: рядом с оболочкой (а), по середине радиуса (б) и вблизи центрального отверстия (в)

Массовая доля водорода в материале оболочек твэлов-свидетелей находится в диапазоне от 0,0024 до 0,0050 %. В негерметичных твэлах рядом со сквозным дефектом массовая доля водорода примерно такая же, как и у твэлов-свидетелей, а на участках, расположенных значительно выше дефекта, она имеет более высокие значения. В местах образования массивных гидридов массовая доля водорода достигает примерно 0,2 %, а на соседних участках меньше — 0,01 %.

*А.О. Мазаев, А.С. Хренов, Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук,
П.И. Гринь, С.С. Сагалов, Г.В. Шишалова, А.С. Ореховский*

СОСТОЯНИЕ МАТЕРИАЛА ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИХ РЕШЁТОК МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В ТЕЧЕНИЕ ТРЁХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Одной из целей послереакторных исследований сборки ТВС-2М (№ 485408750) было изучение коррозионного состояния и физико-механических свойств материала её дистанционирующих решёток. Тепловыделяющая сборка, отработавшая во втором энергоблоке Балаковской АЭС в течение трёх полуторогодичных топливных кампаний, характеризуется не только наибольшей продолжительностью эксплуатации, но и имеет наибольшее значение выгорания топлива (59,73 МВт·сут/кг урана) из всех ранее исследованных в АО «ГНЦ НИИАР» аналогичных сборок реактора ВВЭР-1000.

Исследовали три дистанционирующие решётки: третью, седьмую, двенадцатую. Изучение коррозионного состояния материала ячеек проводили с использованием методов металлографии, содержание водорода определяли методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа, а механические свойства — в испытаниях на растяжение. Исследования микроструктуры материала ячеек выполняли на таких характерных участках, как участки обода, гибы ячеек между пуклёвкой и сварной точкой, места взаимодействия ячеек с твэлами (пуклёвки) и сварные соединения между ячейками, между ячейкой и ободом и между ячейкой и направ-

ляющим каналом. На рис. 2.16 представлены типичные макроструктуры ячеек наружного, внутреннего рядов дистанционирующих решёток и направляющего канала.

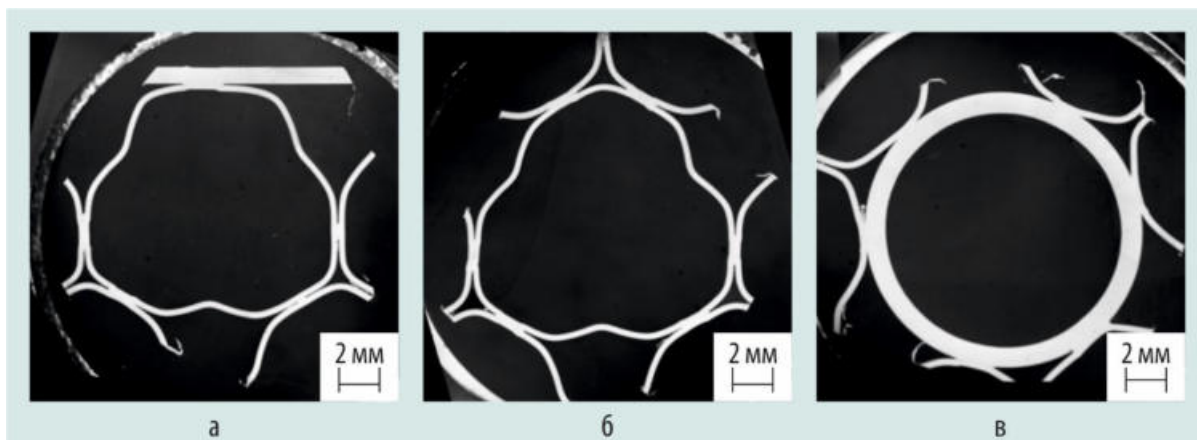


Рис. 2.16. Макроструктура ячеек наружного (а) и внутреннего (б) рядов и сварного соединения между ячейкой и направляющим каналом (в)

Коррозионное состояние материала (сплав Э110) дистанционирующих решёток характеризуется окислением и гидрированием, степень которых изменяется по высоте тепловыделяющей сборки. Толщина оксидной плёнки на поверхности ячеек с ростом высотного расположения увеличивается с 3–6 мкм для третьей до 6–9 мкм для двенадцатой дистанционирующей решётки (рис. 2.17), массовая доля водорода в материале ячеек возрастает с 0,0079 для третьей до 0,0141 % для двенадцатой. На прямолинейных участках стенок ячеек, а также вблизи выпуклых участков гидриды располагаются преимущественно в тангенциальном направлении, вблизи вогнутых участков — преимущественно в радиальном направлении.

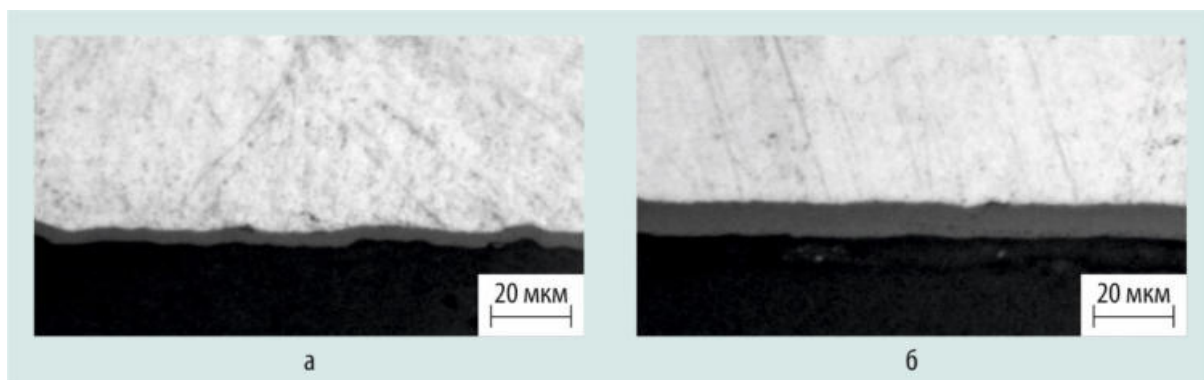


Рис. 2.17. Изображение оксидных плёнок на поверхности ячеек в зоне сварных соединений третьей (а) и двенадцатой (б) дистанционирующих решёток

Сварные соединения между ячейками и между ячейкой и ободом дефектов не имеют. Концентрация гидридов в области сварного шва небольшая, гидриды ориентированы преимущественно перпендикулярно стенкам ячеек (рис. 2.18). Морфология гидридов в зоне сварного соединения между ячейкой и направляющим каналом на различных высотных отметках не одинакова (рис. 2.19). С ростом высотной координаты наблюдается обеднение водородом ядра сварки и околошовной зоны со стороны направляющего канала, а также соответствующее обогащение околошовной зоны со стороны стенки ячейки. В нескольких сварных соединениях были обнаружены трещины, проходящие в стенке ячейки по границе зоны термовлияния. В прилегающих к сварному шву участках направляющего канала и стенок ячейки морфология гидридов остаётся типичной для соответствующего высотного расположения дистанционирующей решётки.

Результаты испытаний ячеек и их сварных соединений на разрыв показали снижение прочностных свойств для дистанционирующей решётки, расположенной в верхней части ТВС-2М. Если для третьей, а также для седьмой дистанционирующих решёток усилия на разрыв стенок ячеек и разрыв сварных соединений составляют 3 306–4 925 и 273–396 Н, то для ячеек двенадцатой дистанционирующей решётки эти показатели снижены до 1 584–2 820 и 140–271 Н соответственно.

Рис. 2.18. Микроструктура сварных соединений между ячейками (а) и между ячейкой и ободом (б) дистанционирующей решётки после травления

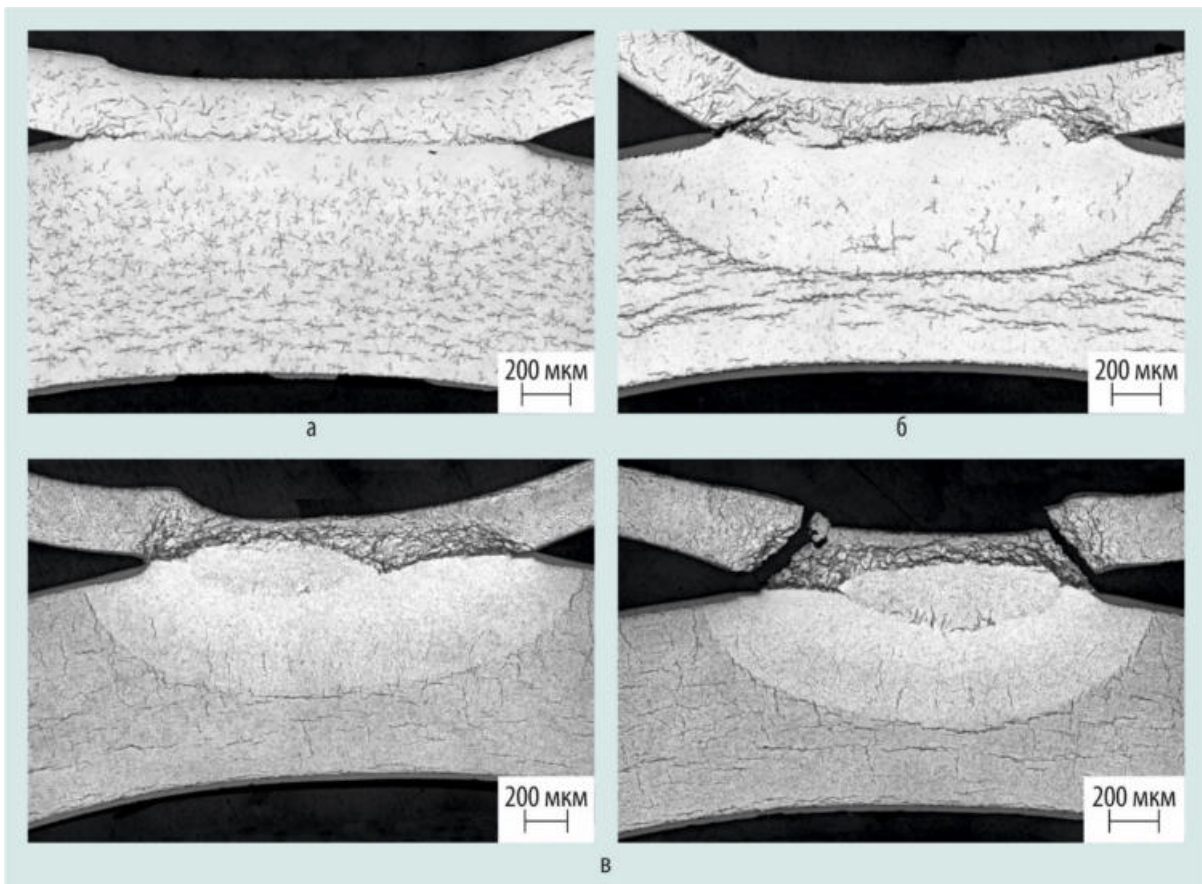
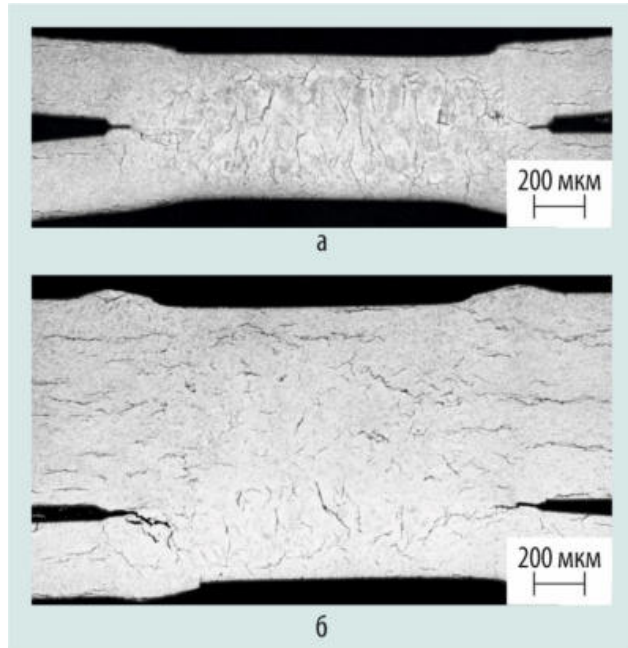


Рис. 2.19. Микроструктура сварных соединений между ячейкой и направляющим каналом третьей (а), седьмой (б) и двенадцатой (в) дистанционирующих решёток после травления

ИССЛЕДОВАНИЕ НАПРАВЛЯЮЩИХ КАНАЛОВ И ЦЕНТРАЛЬНОЙ ТРУБЫ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В ТЕЧЕНИЕ ТРЁХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Было исследовано состояние направляющих каналов и центральной трубы сборки ТВС-2М (№ 485408750), отработавшей на втором энергоблоке Балаковской АЭС в течение трёх топливных циклов до среднего выгорания топлива 59,73 МВт-сут/кг урана. Приваренные контактно-точечной сваркой к ячейкам тринадцати дистанционирующих решёток направляющие каналы составляют основу каркаса сборки ТВС-2М. Центральная труба проходит через центральные ячейки дистанционирующих решёток и жёстко с ними не связана. Материалом направляющих каналов и центральной трубы является сплав Э635 в частично рекристаллизованном состоянии. Наружный диаметр изделий составляет около 13 мм, внутренний — 11 мм, длина направляющего канала без наконечника — $(4\,138 \pm 0,8)$ мм, центральной трубы — $(4\,037 \pm 0,8)$ мм.

В процессе эксплуатации на направляющие каналы и центральную трубу оказывают воздействие радиационные, температурные, силовые и коррозионные факторы. В первом приближении накопленная доза облучения на этих элементах каркаса изменяется по их высоте пропорционально соответствующему изменению выгорания топлива, то есть достигает максимального значения в районе координат примерно от 500 до 3 000 мм от верхней плоскости нижней решётки. Из-за отсутствия заметного тепловыделения при эксплуатации температура направляющих каналов и центральной трубы практически соответствует температуре теплоносителя, которая возрастает по высоте активной зоны с 290 до 320 °С. Из-за взаимодействия с другими элементами ТВС, блоком защитных труб и другими сборками направляющие каналы и центральная труба находятся в сложном напряжённо-деформированном состоянии. Взаимодействие с водным теплоносителем приводит к окислению их наружной и внутренней поверхности, которое сопровождается поглощением водорода материалом этих изделий, образующим с цирконием гидриды при превышении предела растворимости. Помимо влияния эксплуатационных параметров на состояние изделий могут оказывать влияние условия их транспортировки с АЭС. К примеру, из-за высокого тепловыделения от сборки ТВС-2М, составляющего на тот момент 4,96 кВт, расчётная температура на большей части длины направляющих каналов, особенно внутреннего ряда, и центральной трубы превышала температуру во время эксплуатации. Даже небольшой такой перегрев при длительной выдержке в этом диапазоне значений температуры приводит к частичному отжигу радиационных дефектов, оказывающему влияние на свойства облучённых циркониевых сплавов.

С учётом результатов исследований неразрушающими методами были выбраны участки наружного и внутреннего рядов направляющих каналов (по одному из каждого) и центральной трубы, различающиеся высотными координатами (расстояниями от верхней плоскости нижней решётки), для металлографических исследований их коррозионного состояния и оценки механических свойств.

Металлографические исследования проводили на поперечных и продольных шлифах. Измерения показали, что толщина оксидной плёнки увеличивается с 23–31 мкм на нижнем участке наружной и внутренней поверхности направляющих каналов и центральной трубы до 46–54 мкм при увеличении высотной координаты примерно до 3 200 мм (между девятой и одиннадцатой дистанционирующими решётками), а затем снижается до значений, характерных для нижнего участка (табл. 2.1). Следует отметить, что наибольшая азимутальная неравномерность окисления наблюдается на нижнем участке изделий: различие между максимальной и минимальной толщиной оксида здесь достигает 6 мкм у центральной трубы, 7 и 9 мкм — у двенадцатого и восемнадцатого направляющих каналов соответственно. На внутренней поверхности большая неравномерность толщины в азимутальном направлении (6 мкм) встречается

у двенадцатого направляющего канала лишь на координате 3 162 мм и у восемнадцатого — на координатах 438 и 1 502 мм, где разница составила 10 и 7 мкм соответственно. Фронт окисления наружной и внутренней поверхности направляющих каналов и центральной трубы в основном ровный, в оксидной плёнке замечены мелкие и крупные трещины, наблюдаются случаи её скалывания и отслоения.

С ростом высотной координаты в поперечных сечениях происходит изменение содержания водорода и морфологии гидридов в материалах направляющих каналов и центральной трубы (см. табл. 2.1). Изменение содержания водорода и удельной длины гидридов коррелирует с изменением по высотной координате толщины оксидной плёнки. Максимальные значения содержания водорода и удельной длины гидридов достигаются на участках, характеризующихся наличием наиболее толстых оксидных плёнок. Типичное изменение микроструктуры поперечного сечения направляющего канала с ростом высотной координаты показано на рис. 2.20. Значительное количество гидридов с радиальной ориентацией (высокие значения коэффициента F_n) появляется на участках между десятой и двенадцатой дистанционирующими решётками. Повышенное количество радиальных гидридов на этих участках связано, по-видимому, с наличием тангенциального напряжения, увеличивающегося с ростом толщины оксидных плёнок вследствие отличия их удельных объёмов и коэффициентов термического расширения по сравнению с металлом направляющих каналов и центральной трубы.

Таблица 2.1

**Изменение толщины оксидной плёнки, содержания водорода
и параметров морфологии гидридов
по высоте направляющих каналов и центральной трубы**

Изделие	Координата, мм	Максимальная толщина оксида, мкм		Массовая доля водорода, %	Удельная длина гидридов, мкм ⁻¹	Коэффициент F_n , отн. ед.
		Снаружи	Внутри			
Направляющий канал 12	438	25	29	0,0115	0,0192	0,35
	1 250	34	35	–	0,0296	0,08
	1 502	38	39	0,0158	0,0320	0,09
	3 162	50	49	0,0261	0,0514	0,35
	3 633	38	37	–	0,0412	0,35
	3 722	29	26	0,0145	–	–
Направляющий канал 18	438	28	23	0,0103	0,0163	0,13
	1 502	38	37	0,0161	0,0282	0,09
	3 162	50	46	0,0289	0,0446	0,18
	3 460	38	35	–	0,0413	0,32
	3 720	28	25	0,0145	–	–
Центральная труба	470	29	31	0,0107	0,0151	0,12
	1 502	41	41	0,0147	0,0208	0,06
	3 172	54	49	0,0233	0,0347	0,08
	3 465	49	43	0,0226	0,0433	0,22
	3 720	27	26	0,0139	0,0346	0,24

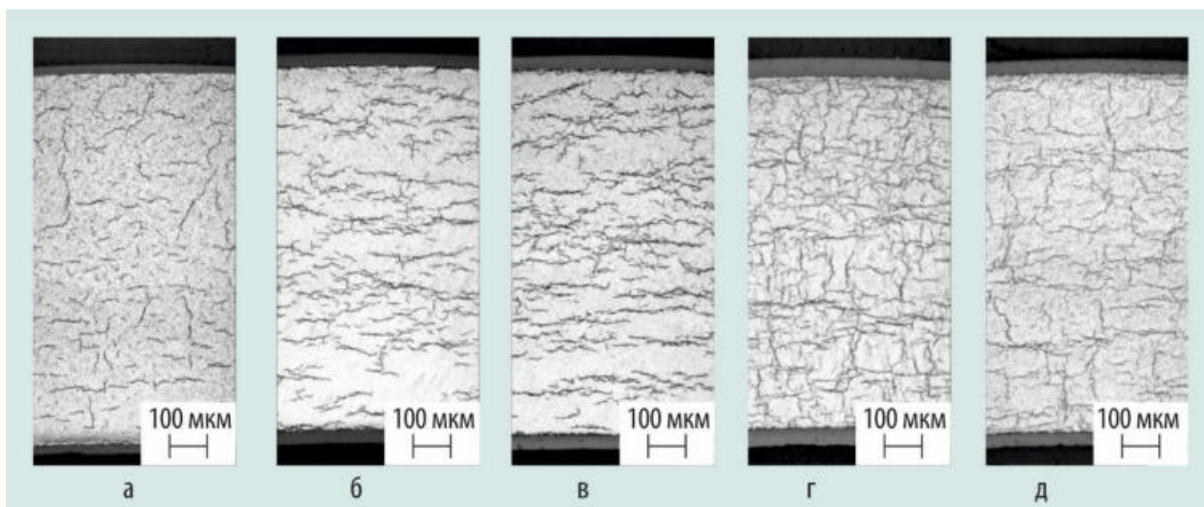


Рис. 2.20. Изменение микроструктуры поперечных сечений двенадцатого направляющего канала с ростом высотной координаты: 438 (а), 1 250 (б), 1 502 (в), 3 162 (г), 3 633 (д) мм

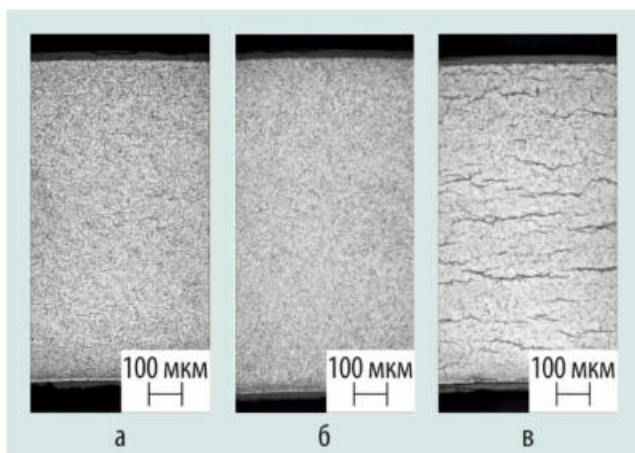


Рис. 2.21. Структура материала двенадцатого (а) и восемнадцатого (б) направляющих каналов и центральной трубы (в) в поперечном сечении на координате 3 720 мм после травления

Результаты исследований направляющих каналов и центральной трубы сборки ТВС-2М показали, что по сравнению с ранее исследованными сборками такого типа существенного различия в их коррозионном состоянии не наблюдается. Отмечена лишь особенность различия морфологии гидридов в материале между двенадцатой и тринадцатой дистанционирующими решётками, материалов направляющих каналов и центральной трубы (рис. 2.21). Если для центральной трубы выделения гидридной фазы здесь выглядят в виде протяжённых линий преимущественно тангенциальной ориентации, то для направляющих каналов они имеют вид мелких штрихов, распределённых

равномерно по толщине стенки, без преимущественной ориентации. Причина такого различия пока не выяснена. Скорее всего, она связана с различием температурных изменений в этих изделиях на какой-то стадии обращения с ТВС, но для моделирования таких режимов требуется проведение специальных экспериментов.

Определены механические свойства направляющих каналов и центральной трубы по результатам испытания их на растяжение в продольном (сегментные образцы с выделенной рабочей частью) и поперечном (кольцевые образцы без выделенной рабочей части) направлениях при комнатной и рабочей (320 °С) температуре. На рис. 2.22 представлено изменение по высоте тепловыделяющей сборки характеристик прочности и пластичности направляющих каналов и центральной трубы при комнатной температуре. В средней их части значения прочности ниже, чем на краях, а значения пластичности в большинстве случаев наоборот выше как для продольного, так и поперечного направления. Это связано, скорее, с тем, что из-за более высокой (по сравнению с эксплуатационной) температуры на этих участках во время транспортировки тепловыделяющей сборки произошёл частичный возврат механических свойств вследствие частичного отжига радиационных дефектов. Чем дальше указанные участки от краёв ТВС как в аксиальном, так и радиальном направлениях, тем этот эффект проявляется сильнее из-за градиента температуры.

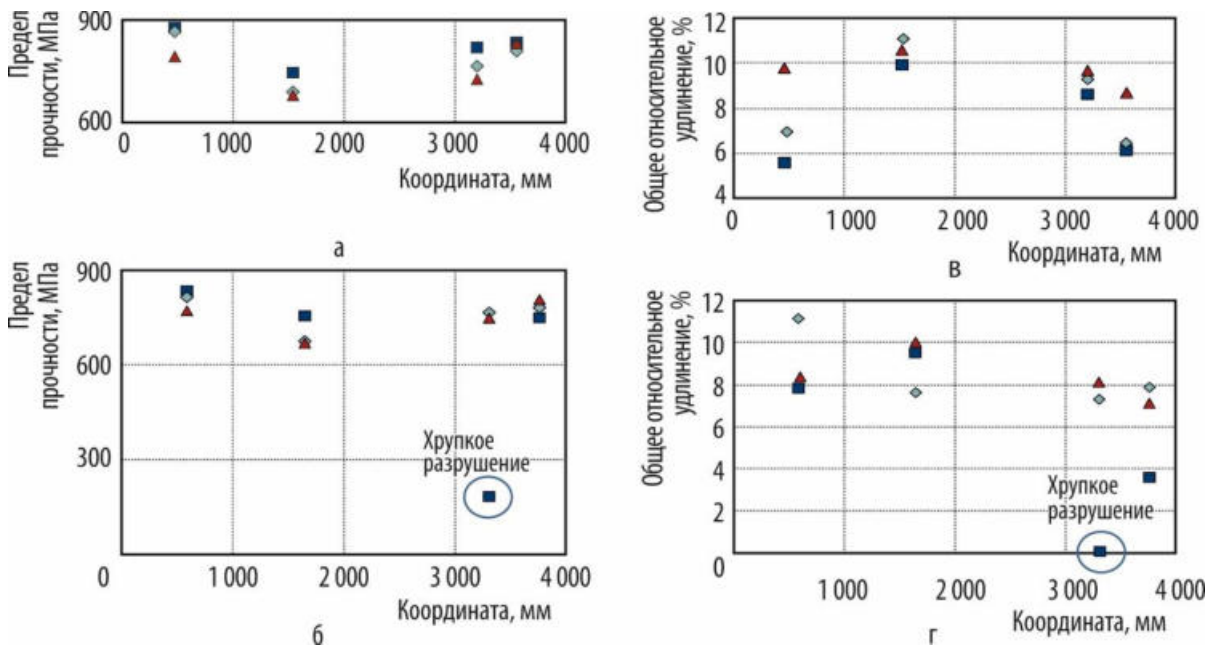


Рис. 2.22. Изменение характеристик прочности и пластичности двенадцатого (■) и восемнадцатого (◆) направляющих каналов и центральной трубы (▲) в продольном (а, в) и поперечном (б, г) направлениях

На участке максимального окисления двенадцатого направляющего канала кольцевые образцы, испытанные при комнатной температуре, разрушились хрупко. На этом участке было реализовано сочетание таких факторов, как:

- 1) повышенная удельная длина хрупких гидридов, имеющих высокую долю радиальной ориентации, неблагоприятной по отношению к оси растяжения, — такая морфология гидридов во многом может быть обусловлена растягивающим напряжением в этих изделиях, создаваемым из-за различия коэффициентов термического растяжения толстого оксида и металла;
- 2) пониженная вследствие радиационного упрочнения пластичность сплава Э635, не подвергшаяся частичному возврату, наблюдаемому на других участках, где произошёл частичный отжиг радиационных дефектов, — в такой малопластичной матрице ослаблено сопротивление распространению трещин, источником которых являются хрупкие гидриды.

Характерно, что при повышении температуры испытания до 320 °С хрупкого разрушения кольцевых образцов не наблюдали. В этом случае часть гидридов переходит в твёрдый раствор, да и радиационная составляющая снижения пластичности ослабляется. При испытании продольных образцов морфология гидридов не способствует их хрупкому разрушению.

Г.П. Кобылянский, И.Н. Волкова, Г.В. Шишалова, Е.В. Чертопятов

ИССЛЕДОВАНИЕ ТВЭЛОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600

Реакторные испытания и послереакторные исследования твэлов экспериментальной тепловыделяющей сборки ЭТВС-16 были проведены в рамках комплексной программы расчётно-экспериментального обоснования плотного топлива и являлись продолжением ранее начатых работ по обоснованию работоспособности твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300. Твэлы эксперимен-

тальной ТВС отличались от ранее исследованных меньшим диаметром оболочки (6,9 мм с толщиной, равной 0,4 мм). За время облучения (458,1 эфф. сут) в реакторе БН-600 максимальная глубина выгорания смешанного нитридного ураноплутониевого топлива в твэлах достигла 6,0 % т. а., максимальная повреждающая доза в оболочках твэлов — 64 сна, максимальная температура внутренней поверхности оболочки — 663 °С. По результатам проверки герметичности с использованием системы СОДС-Р реактора БН-600 сборка была признана негерметичной по газу.

Результаты, полученные при проведении исследований твэлов методами вихретоковой дефектоскопии, гамма-спектрометрии газосборников по криптону-85 и масс-спектрометрического анализа внутритвэльного газа, позволили выявить один негерметичный твэл. Сквозной дефект протяжённостью около 3 мм был расположен на расстоянии 912 мм от низа твэла на границе газосборника и нижнего торцевого экрана в месте размещения пуклёвок на оболочке. Разгерметизация твэла не связана со свойствами нитридного топлива, а обусловлена особенностями его конструкции. Максимальное увеличение длины исследованных твэлов по сравнению с номинальным значением составило 4,93 мм. Наименьшее удлинение (1,62 мм) зафиксировано у негерметичного твэла. Профилограммы твэлов на участке топливного сердечника характеризуются наличием пиков локальных изменений диаметра с периодом, равным высоте топливной таблетки (около 8 мм), которые обусловлены механическим взаимодействием топливных таблеток с оболочкой.

Результаты гамма-сканирования (рис. 2.23) свидетельствуют о равномерном аксиальном распределении плутония в твэлах и отсутствии крупных металлических включений из продуктов деления. Миграция цезия в более холодную нижнюю часть топливного сердечника наблюдается у всех твэлов, кроме твэла, признанного негерметичным.

Микроструктура смешанного нитридного ураноплутониевого топлива в герметичных твэлах характеризуется наличием относительно крупных пор технологического происхождения и образовавшихся под облучением газовых пор (рис. 2.24, а), количество и размер которых возрастает от поверхности к центру топливного сердечника. В сечении твэла с максимальным выгоранием пористость топлива увеличилась от исходного значения, равного 12,8 %, до 19,4 %. В микроструктуре топлива негерметичного твэла сформированные в процессе облучения газовые поры практически отсутствовали (см. рис. 2.24, б). Максимальное значение распухания в области середины топливного сердечника одного из герметичных твэлов равно 10,4 %, что при выгорании в данном сечении, равном 5,8 % т. а., соответствует средней по таблетке скорости распухания 1,8 % на процент выгорания. Средняя скорость распухания топлива в области середины топливного сердечника в негерметичном твэле составляла 1,5 % на процент выгорания. Отсутствие перераспределения газообразных и летучих продуктов деления, а также меньшая скорость распухания топливной композиции в негерметичном твэле свидетельствуют об относительно низкой по сравнению с другими твэлами рабочей температуре топлива.

Коррозия оболочек твэлов исследуемой ТВС была эпизодической, её глубина не превышала 50 мкм. Подтверждена выявленная ранее закономерность состава и двухфазное строение продуктов коррозии оболочек из стали марки ЭП823-Ш¹⁶: одна фаза, расположенная внутри стальной оболочки, содержит повышенное количество хрома и кислорода и пониженное — железа; вторая фаза, расположенная в зазоре между топливом и оболочкой и примыкающая к первой, состоит преимущественно из железа и кислорода (рис. 2.25). В оболочках твэлов наблюдалось наличие локальных участков науглероживания со стороны внутренней поверхности (рис. 2.26, а), случайным образом распределённых по высоте и периметру твэла. Науглероживание сопровождалось формированием зоны зернограничной хрупкости, обнаруженной при проведении фрактографических исследований поверхности излома продольных сегментных образцов после механических испытаний (см. рис. 2.26, б). При этом состоянии

¹⁶ Гринь П.И., Никитин О.Н., Беляева А.В. Основные результаты исследований твэлов экспериментальных сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 после облучения в реакторе БН-600. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 110–112. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 08.12.2020). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077050>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077147&pf=1> (дата обращения: 08.12.2020).

микроструктуры материала участков оболочек, не подвергшейся науглероживанию, указывало на имеющийся запас пластичности.

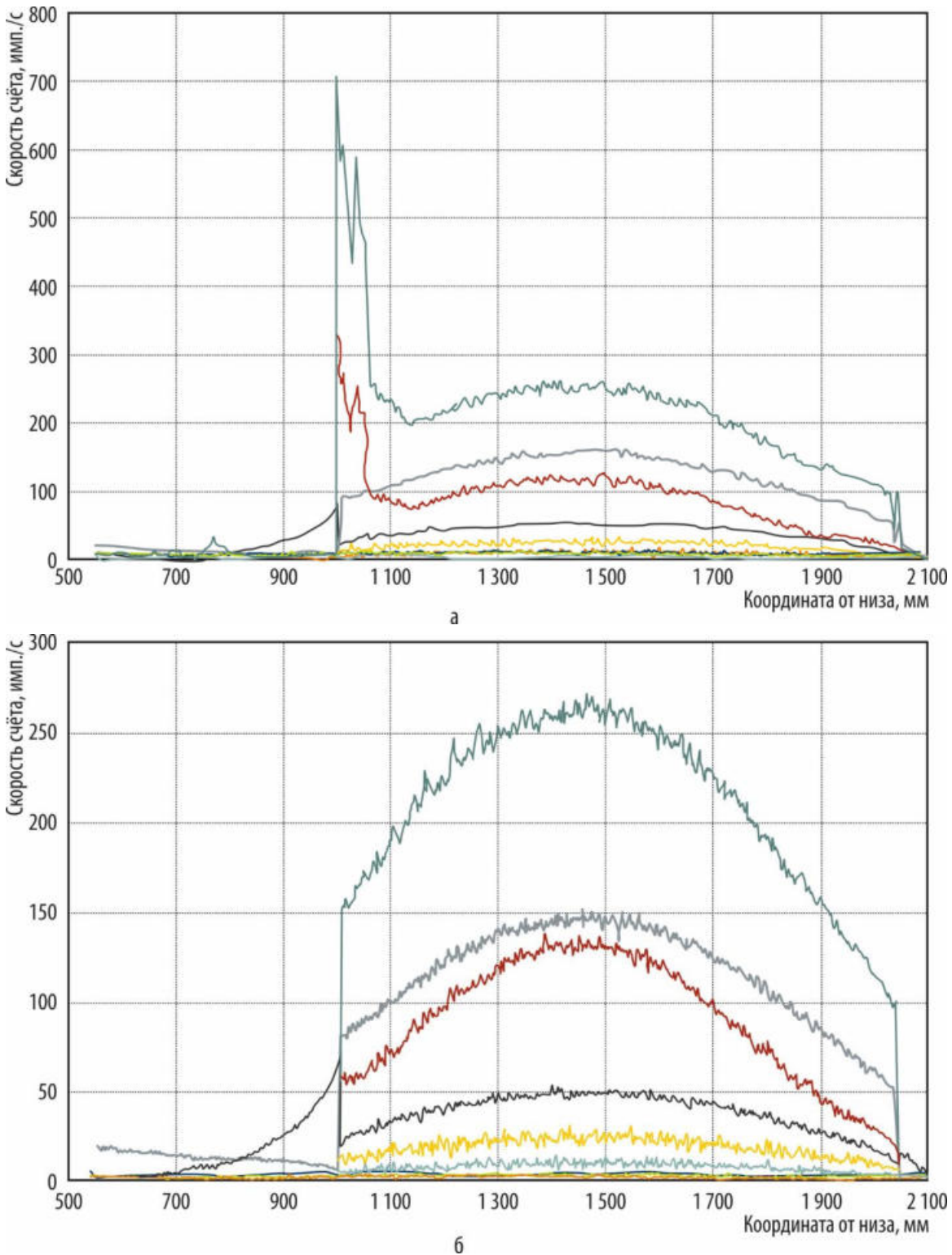


Рис. 2.23. Распределение продуктов деления топлива и активации конструкционных материалов: церия-144 (133,5 кэВ (—)), цезия-134 (604,7 кэВ (—)) и цезия-137 (661,7 кэВ (—)), рутения-106 (621,9 кэВ (—)), циркония-95 (756,7 кэВ (—)), кобальта-58 (810,8 кэВ (—)) и кобальта-60 (1 332,5 кэВ (—)), марганца-54 (834,8 кэВ (—)), европия-154 (1 274,4 кэВ (—)) — по длине герметичного (а) и негерметичного (б) твэлов (с указанием энергии)

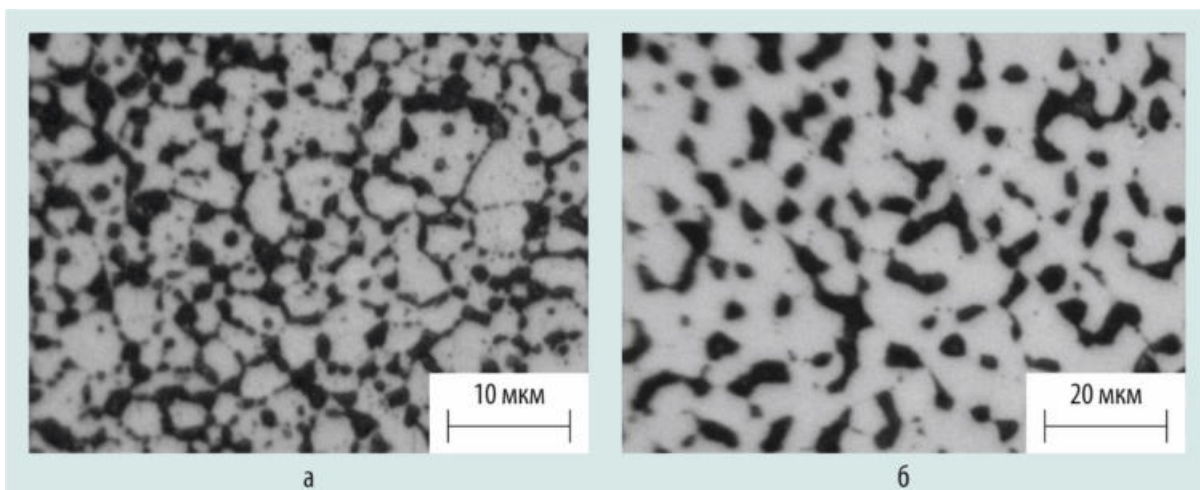


Рис. 2.24. Микроструктура смешанного нитридного ураноплутониевого топлива в центральной части топливного сердечника герметичного (а) и негерметичного (б) твэлов

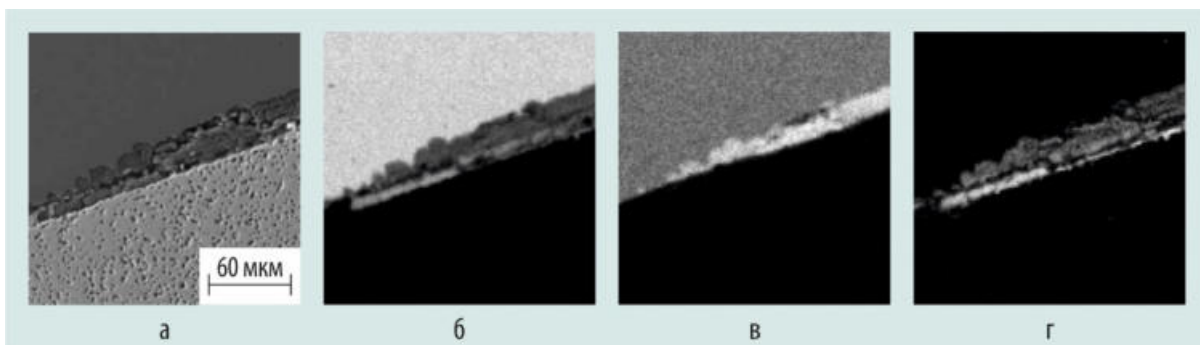


Рис. 2.25. Электронно-микроскопическое изображение (а) и карты распределения железа (б), хрома (в) и кислорода (г) в зоне коррозии оболочки

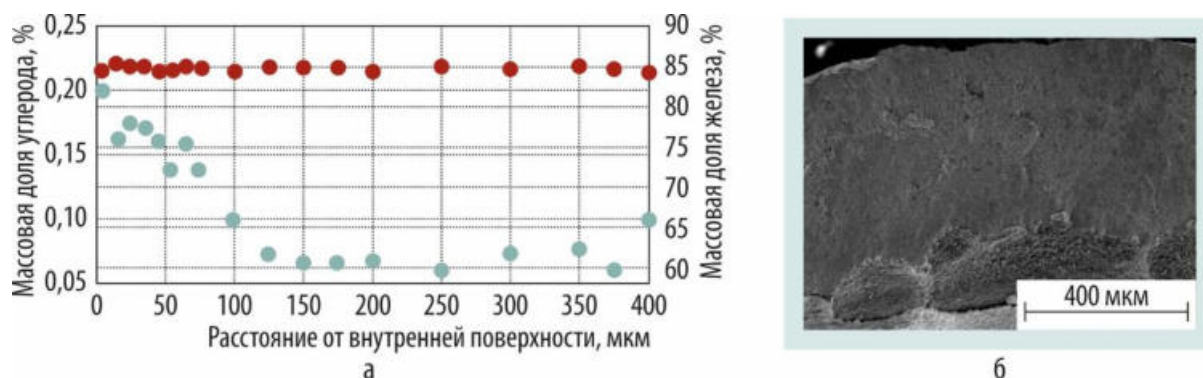


Рис. 2.26. Распределение углерода (●) и железа (●) вблизи внутренней поверхности оболочки (а) и изображение поверхности излома оболочки (б) после механических испытаний продольного сегментного образца из нижней части твэла при температуре 410 °С

По совокупности полученных результатов можно сделать вывод, что все герметичные твэлы, облучённые в экспериментальной тепловыделяющей сборке ЭТВС-16 до выгорания 6,0 % т. а., находились в удовлетворительном состоянии, их ресурс не исчерпан.

А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, П.А. Ильин, В.Г. Теплов, О.Н. Никитин, П.И. Гринь, Ильнур Ф. Гильмутдинов

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ПОЛНОМАСШТАБНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 В ШТАТНОМ И АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

Создание надёжной системы долговременного контролируемого сухого хранения отработавшего ядерного топлива является одним из основных стратегических направлений концепции обращения с данным типом топлива госкорпорации «Росатом». Обоснование безопасности такого хранения — необходимое условие зарубежных поставок российского топлива, предназначенного для реакторов ВВЭР, и сборок ТВС-Квадрат. По требованиям МАГАТЭ обоснование должно проводиться с помощью термомеханического кода, описывающего процессы деградации топлива при хранении. В рамках программы экспериментальных и расчётно-теоретических исследований для обоснования длительного сухого хранения тепловыделяющих сборок новых типов, чтобы получить экспериментальные данные, необходимые для интегральной верификации термомеханического кода, в АО «ГНЦ НИИАР» проводили термические испытания полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива в условиях, моделирующих штатный и аварийные режимы сухого хранения.

По три твэла с близким выгоранием топлива и одинаковым конструктивным исполнением были выбраны из состава шести ТВС, отработавших на энергоблоках Калининской и Балаковской АЭС. Конструктивно твэлы из разных тепловыделяющих сборок различались типоразмером и материалом оболочки, размером топливной таблетки. Из каждой отработавшей ТВС один твэл предназначался для испытаний в электрообогреваемом модуле ЭМ1, второй — в электрообогреваемом модуле ЭМ2 (табл. 2.2), третий твэл предполагалось использовать в качестве твэла-свидетеля для сравнительного анализа данных, полученных методами разрушающих исследований после термических испытаний. Из 18 выбранных твэлов были сформированы три идентичные группы по шесть твэлов с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива в каждой (табл. 2.3). До термических испытаний были выполнены предтестовые исследования твэлов всех трёх групп неразрушающими методами.

Таблица 2.2.

Условия испытаний групп твэлов на первом этапе

Моделируемый режим сухого хранения	Группа твэлов	
	Первая	Вторая
Режим вакуумной сушки	Нагрев до 200 °С за 8 ч	
	Выдержка при 200 °С в течение 24 ч	
	Нагрев до 400 °С за 8 ч	
	Выдержка при 400 °С в течение 24 ч	
	Нагрев до 440 °С за 8 ч	
	Выдержка при 440 °С в течение 24 ч	
Режим сочетания аномального события (температура окружающего воздуха, равная 52 °С) и проектной аварии (полная закупорка воздухопроводов контейнера)	—	Остывание с 440 до 380 °С
		Выдержка при 380 °С в течение 14 ч
Режим проектной аварии (полная закупорка воздухопроводов контейнера)	—	Остывание с 380 до 360 °С
		Выдержка при 360 °С в течение 168 ч

Исследования твэлов проводили в среде гелия в два этапа. На первом этапе (см. табл. 2.2) первую группу твэлов испытывали в модуле ЭМ1, а вторую — в модуле ЭМ2. После первого этапа все твэлы обеих групп сохранили герметичность, что подтверждают результаты анализа проб газа из ампул с твэлами, проведённого масс-спектрометрическим методом. Были выполнены промежуточные исследования твэлов неразрушающими методами, а именно: визуальная инспекция и фотосъёмка, вихретоковая дефектоскопия оболочек, измерение толщины оксидной плёнки на наружной поверхности вихретоковым методом, измерения диаметра с шагом 2 мм в четырёх азимутальных ориентациях и длины твэлов. В результате первого этапа термических испытаний внешний вид оболочек не изменился. Визуальная инспекция и вихретоковая дефектоскопия не выявили дефектов оболочки, обусловленных термическими испытаниями. Толщина оксидной плёнки в результате испытаний также осталась прежней. Значимое увеличение диаметра по всей длине наблюдали у одного твэла сборки ТВС-2. У твэлов с тонкой оболочкой (ТВСА-Альфа) и твэлов с высоким выгоранием (ТВСА-5М) увеличение диаметра отмечено в основном на участках с координатами 0–200 мм и 3 400–3 800 мм. У двух твэлов сборки ТВСА с оболочками из сплава Э635 значимого изменения диаметра не обнаружено, но произошло уменьшение длины на 1,8 мм и 1,9 мм соответственно. Значимое увеличение длины на 2,2 мм и 1,1 мм соответственно наблюдали у двух твэлов сборки ТВСА-5М (№ ЖЕД0811). У остальных твэлов изменение длины было в пределах $\pm 0,6$ мм.

Таблица 2.3

Основные характеристики твэлов

ТВС	Место эксплуатации	Номер твэла	Место испытаний	Расчётное среднее выгорание топлива, МВт·сут/кг урана	Диаметр твэла наружный / внутренний, мм		Материал оболочки (сплав)
					Таблетка	Оболочка	
ТВСА № СВГ0047		30	ЭМ2	64,291			Э635
		31	ЭМ1	64,357	7,57 / 1,4	9,1 / 7,73	
		32	Свидетель	64,403			
ТВСА-Альфа № ИД01077		240	ЭМ2	41,128	7,8 / 0	9,1 / 7,93	Э110 (губка)
		241	Свидетель	41,121			
		242	ЭМ1	41,054			
ТВСА-Альфа № ИД02293	Первый энергоблок Калининской АЭС	137	ЭМ2	41,395	7,8 / 0	9,1 / 7,93	Э110 опт. (губка)
		138	ЭМ1	41,365			
		139	Свидетель	41,341			
ТВСА-5М № ЖЕД0811		154	ЭМ2	62,96	7,6 / 1,2	9,1 / 7,73	Э110 (губка)
		155	ЭМ1	62,936			
		156	Свидетель	62,703			
ТВСА-5М № ЖЕД0719		265	ЭМ2	62,803	7,6 / 1,2	9,1 / 7,73	Э110
		267	ЭМ1	62,723			
		268	Свидетель	62,901			
ТВС-2 № 390900407	Первый энергоблок Балаковской АЭС	102	ЭМ2	20,04	7,57 / 1,5	9,1 / 7,73	
		155	ЭМ1	20,07			
		209	Свидетель	20,06			

На втором этапе обе группы твэлов были испытаны в модулях ЭМ1 и ЭМ2 в условиях моделирующего штатный режим длительного сухого хранения. Испытания проводили в стационарном режиме при температуре 350 °С. Длительность разогрева ампул с твэлами до этой температуры составила примерно шесть часов. После разогрева до заданного значения стационарный температурный режим поддерживался автоматически. Длительность испытаний — 404 сут. После второго этапа испытаний все твэлы сохранили герметичность, что подтверждено результатами анализа проб газа из ампул с твэлами, выполненного масс-спектрометрическим методом.

В дальнейшем запланировано обследовать твэлы неразрушающими методами, а также разработать программу и провести разрушающие исследования.

Е.А. Звир, П.А. Ильин, А.В. Строжук, В.Г. Теплов, В.А. Бобин

ОСОБЕННОСТИ СОСТОЯНИЯ ОБЛУЧЁННОГО УРАНОГАДОЛИНИЕВОГО ТОПЛИВА

Материаловедческие исследования твэгов двух сборок ТВС-2М (первая — № 485409531, вторая — № 485408750), отработавших на четвёртом и втором блоках Балаковской АЭС в течение двух и трёх кампаний, выявили ряд особенностей микроструктуры, элементного состава и других свойств сердечника с массовой долей оксида гадолиния, равной 8 %. В частности, размер зёрен топлива, измеренный в поперечных (табл. 2.4) и продольных сечениях таблеток, в твэгах меньше (7,89–13,38 мкм), чем в расположенных рядом твэлах (24,44–33,41 мкм).

Таблица 2.4

**Размер зерна (эквивалентный диаметр) топливных таблеток
в поперечных сечениях**

ТВС	Номер твэга (твэла)	Среднее выгорание, МВт·сут/кг урана	Координата сечения, мм	Размер зерна, мкм		
				около оболочки	на середине радиуса	около центрального отверстия
Первая	34	32,88	225	7,90	8,39	7,99
			1 500	10,33	10,88	10,07
	68	33,16	225	8,29	11,15	10,26
			1 500	8,45	9,77	7,89
	(54)	43,78	225	32,04	32,03	30,91
	Вторая	45	48,52	225	8,06	9,03
1 500				10,75	10,87	9,91
141		48,44	225	9,90	11,30	9,02
			1 500	11,76	13,38	11,07
(142)		60,36	225	32,83	33,41	28,53
			3 068	30,02	24,44	27,64

Различия наблюдаются и в плотности таблеток, определённой методом гидростатического взвешивания. В большинстве случаев на участках с сопоставимыми координатами у твэгов она ниже, чем у твэлов (табл. 2.5).

Таблица 2.5

Средняя плотность топлива ТВЭГов и ТВЭЛОВ, г/см³

Координата, мм	ТВС и номер ТВЭга (ТВЭла)					
	Первая			Вторая		
	34	68	(54)	45	141	(142)
240–255	10,19	10,26	10,25	10,11	10,22	10,25
1 015–1 030 (863–983)	10,16	10,11	10,20	10,02	10,09	10,16
1 500–1 535	10,17	10,16	10,24	10,03	9,98	10,15
2 525–2 552	10,16	10,17	10,23	10,00	9,96	–
3 015–3 030	10,17	10,02		10,02	10,01	10,17
3 088–3 103			–			10,31

Примечание. В скобках даны значения для ТВЭлов.

Образование внутри- и межзёрненных газовых пор, а также выход ксенона из топливной матрицы в центральной части топливных таблеток у ТВЭгов, в отличие от ТВЭлов, не наблюдается (рис. 2.27 и рис. 2.28).

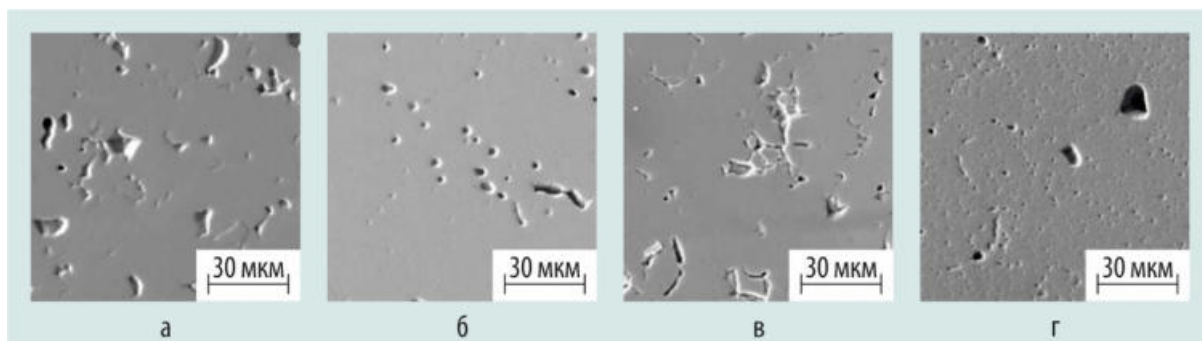


Рис. 2.27. Микроструктура топлива вблизи центрального отверстия ТВЭга 68 (а) и ТВЭла 54 (б) первой ТВС и ТВЭга 141 (в) и ТВЭла 142 (г) второй ТВС

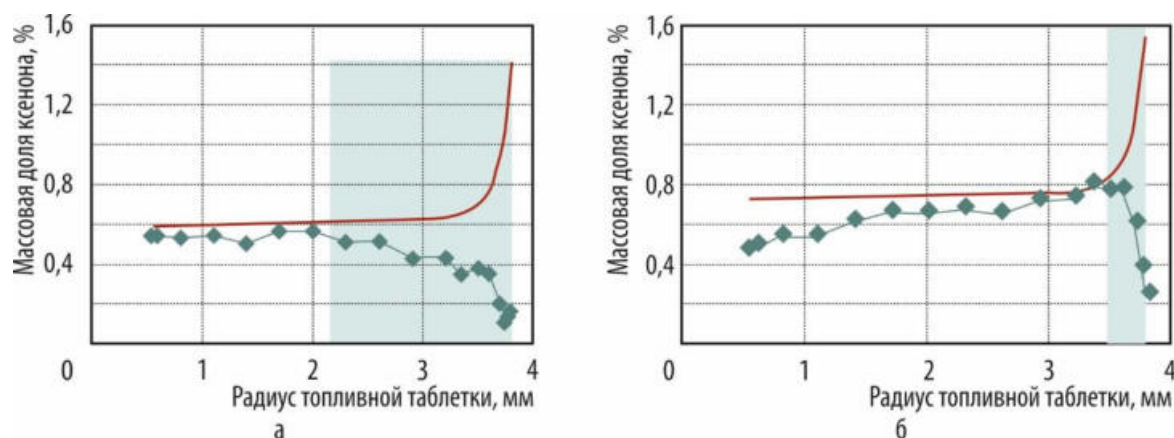


Рис. 2.28. Распределение (расчётное (—) и измеренное (◆)) ксенона по радиусу таблетки ТВЭга 141 (а) и ТВЭла 142 (б) с выделением краевой rim-зоны (■)

Интегральный выход ксенона из топливной матрицы в газовые поры для таблетки ТВЭга больше (26 %), чем для таблетки ТВЭла (16 %). Реструктурированная периферийная область

повышенного выгорания топлива (rim-зона) у твэгов в несколько раз более протяжённая, чем у твэлов. В этой области за счёт ксенона, оставшегося в образующихся микронных порах, происходит повышенное распухание топлива при достаточно низкой температуре. На рис. 2.29 хорошо видно практически взаимную диффузию топлива на стыке двух топливных таблеток в твэге в периферийной части по радиусу таблетки, в отличие от твэла, где этот процесс ещё только начинает развиваться. Распухание топлива, рассчитанное по измеренным значениям плотности топлива, у твэгов выше, чем у твэлов (рис. 2.30).

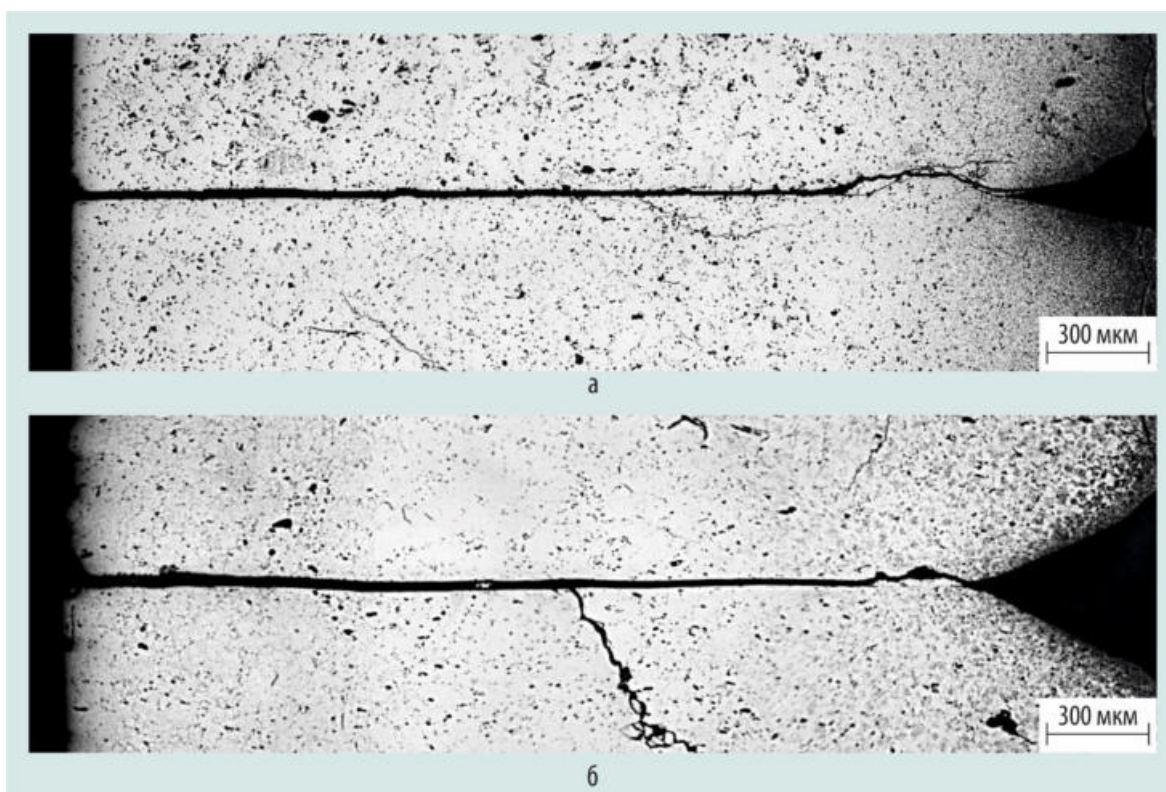


Рис. 2.29. Микроструктура топлива на стыке топливных таблеток в верхнем сечении твэга 141 (а) и твэла 142 (б)

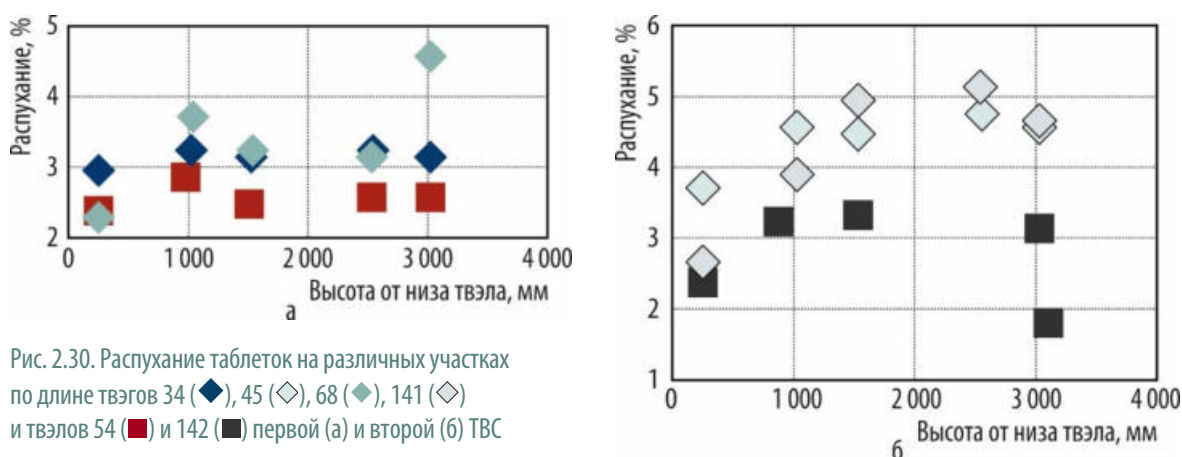


Рис. 2.30. Распухание таблеток на различных участках по длине твэгов 34 (◆), 45 (◇), 68 (◇), 141 (◇) и твэлов 54 (■) и 142 (■) первой (а) и второй (б) ТВС

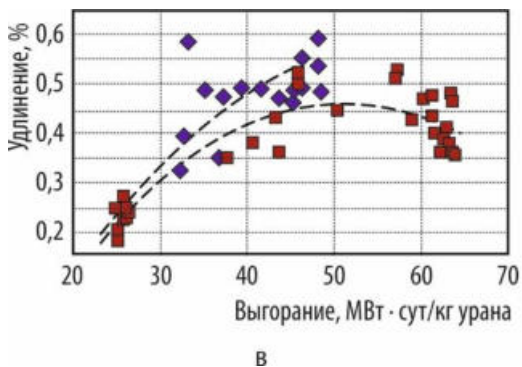
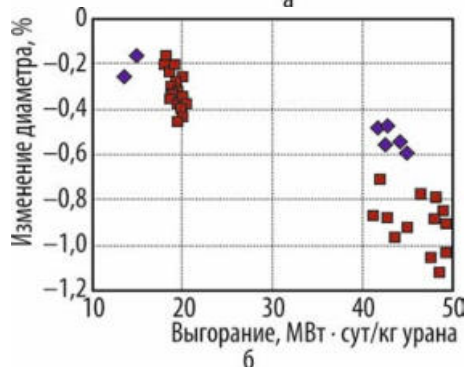
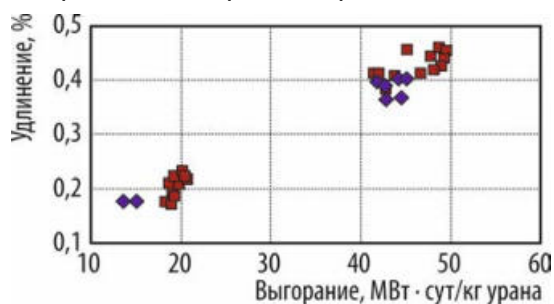
Таким образом, основной особенностью ураногадолиниевоего топлива с массовой долей оксида гадолиния, равной 8 %, является повышенное его распухание в периферийной области топливных таблеток по сравнению с диоксидным урановым топливом.

О.Н. Никитин, Г.П. Кобылянский, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.О. Мазаев

ОСОБЕННОСТИ ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ТВЭГОВ С МАССОВОЙ ДОЛЕЙ ОКСИДА ГАДОЛИНИЯ, РАВНОЙ ВОСЬМИ ПРОЦЕНТАМ

При проведении послереакторных исследований тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000, отработавших до различного выгорания топлива, был установлен факт повышенного удлинения твэгов по сравнению с твэлами. Анализ имеющихся экспериментальных данных по формоизменению твэлов и твэгов показал, что повышенное удлинение твэгов наблюдается только для сборок ТВС-2М, у которых массовая доля оксида гадолия в топливе составляет 8 %. Для твэгов сборок ТВС-2 и ТВСА с массовой долей оксида гадолия в топливе, равной 5 %, удлинение либо меньше, чем у твэлов, либо значительно не различается.

Различие между твэгами с массовой долей оксида гадолия в топливе, равной 8 %, и твэлами заключается не только в изменении длины, но и диаметра. В твэлах и твэгах сборки ТВС-2 при эксплуатации вплоть до выгорания топлива 50 МВт·сут/кг урана механическое взаимодействие топливного сердечника с оболочкой, приводящее к необратимой деформации последней, не происходит. С ростом продолжительности эксплуатации пропорционально выгоранию топлива



ва увеличивается длина оболочки и уменьшается её диаметр (рис. 2.31 (а, б)), а каких-либо отличий в формоизменении твэлов и твэгов сборки ТВС-2 не наблюдается. В твэлах и твэгах сборок ТВС-2М вследствие уменьшения исходного зазора между топливом и оболочкой со 160 до 130 мкм и повышенного распухания ураногадолиевого топлива¹⁷ с массовой долей оксида гадолия, равной 8 %, взаимодействие топливного сердечника с оболочкой наступает при выгорании до 50 МВт·сут/кг урана: у твэлов — в диапазоне 40–45 МВт·сут/кг урана, у твэгов — 30–35 МВт·сут/кг урана. После наступления контакта топлива с оболочкой диаметр твэлов и твэгов на основной части топливного сердечника вследствие распухания топлива с ростом выгорания увеличивается (см. рис. 2.31 (в, г)). У твэгов увеличение диаметра начинается раньше и при примерно одинаковых значениях выгорания топлива средний диаметр твэгов больше, чем у твэлов.

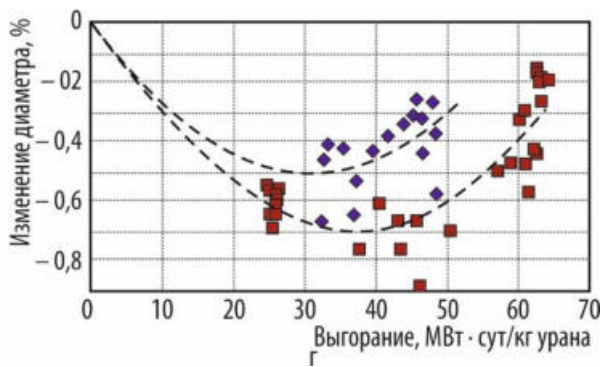


Рис. 2.31. Изменение длины (а, в) и среднего диаметра (б, г) твэлов (■) и твэгов (◆) сборок ТВС-2 (а, б) и ТВС-2М (в, г) в зависимости от выгорания

¹⁷ Никитин О.Н., Кобылянский Г.П., Гильмутдинов Ильнур Ф., Мазаев А.О. Особенности состояния облучённого ураногадолиевого топлива. — Настоящий отчёт. С. 109–111.

С ростом выгорания продолжает увеличиваться и удлинение. Обычно у твэгов удлинение в диапазоне значений выгорания топлива от 30 до 50 МВт·сут/кг урана больше, чем у твэлов. При близких параметрах эксплуатации в удлинении твэгов наблюдается разброс значений. Значимое различие удлинения твэгов, имеющих примерно одинаковое выгорание топлива и отработавших в составе одной ТВС, свидетельствует о стохастической природе воздействия какого-либо фактора на их формоизменение. Таким фактором может являться механическое взаимодействие топливного сердечника с оболочкой. Оно приводит к дополнительному необратимому удлинению оболочки, величина которого может зависеть от истории изменения мощности (количества термоциклов) реактора, максимальной линейной мощности твэгов, оснащения твэгов таблетками различного диаметра, фрагментации топливных таблеток. Составляющая удлинения твэлов и твэгов сборок ТВС-2М, обусловленная взаимодействием топливного сердечника с оболочкой, может быть вычислена с использованием следующего модельного представления их механизма формоизменения. Оболочки твэлов сборок ТВС-2М и ТВС-2 имеют одинаковые конструктивные параметры, изготовлены из одного и того же материала и их формоизменение при эксплуатации до начала взаимодействия топливного сердечника с оболочкой должно подчиняться единым закономерностям, являющимся функциями от эксплуатационных параметров. Параметры этих функций могут быть определены на статистическом материале, характеризующем изменения геометрических параметров твэлов и твэгов сборки ТВС-2 для выгорания, не превышающего 50 МВт·сут/кг урана, при котором взаимодействие топливного сердечника с оболочкой отсутствует.

Наличие хорошо выраженной корреляции между удлинением и изменением диаметра твэлов и твэгов сборки ТВС-2 (рис. 2.32), а также удлинением и выгоранием (см. рис. 2.31, а) позволяет в первом приближении описать удлинение оболочки как линейную функцию двух параметров — среднего по длине изменения диаметра и выгорания топлива:

$$\varepsilon_l = k_d \varepsilon_d + k_B B + C + \mu, \quad (2.1)$$

где $\varepsilon_l, \varepsilon_d$ — изменение длины и среднего диаметра соответственно, отн. ед.;

k_d, k_B и C — коэффициенты;

μ — случайная величина.

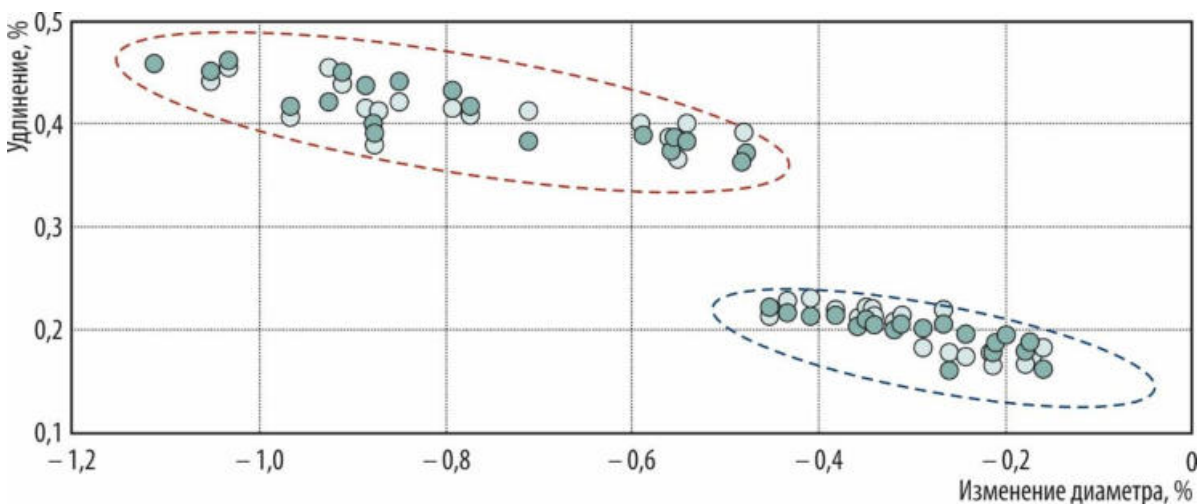


Рис. 2.32. Изменение удлинения твэлов и твэгов в зависимости от среднего диаметра для двух диапазонов выгорания топлива: 14–20 (---) и 41–50 (····) МВт·сут/кг урана (с указанием значений, измеренных (○) и рассчитанных (●) по уравнению (2.1))

Коэффициенты k_d, k_B и C были получены по результатам обработки методом множественного регрессионного анализа имеющихся экспериментальных данных измерения длины и диаметра твэлов и твэгов сборки ТВС-2 для двух диапазонов выгорания топлива: 14–20 и 41–50 МВт·сут/кг урана. Сравнение экспериментальных данных по твэлам и твэгам сборки ТВС-2

Таблица 2.6
Значения коэффициентов уравнения (2.1) и неопределённость их вычисления

Коэффициент	Вычисленное значение	Среднее квадратическое отклонение
k_d	$-8,129 \cdot 10^2$	$1,801 \cdot 10^2$
k_B	$6,502 \cdot 10^3$	$3,828 \cdot 10^4$
C	$5,251 \cdot 10^2$	$5,626 \cdot 10^3$

для двух сборок ТВС-2М, отработавших в течение двух топливных циклов каждая. Совпадение экспериментальных и расчётных данных для первой сборки свидетельствует об отсутствии составляющей удлинения оболочки по механизму взаимодействия топливного сердечника с оболочкой. Для твэла второй сборки экспериментальные и расчётные данные также совпадают, но для твэгов этой ТВС наблюдается значительное расхождение, обусловленное дополнительным их удлинением вследствие взаимодействия топливного сердечника с оболочкой. Отсутствие составляющей удлинения, обусловленной взаимодействием топливного сердечника с оболочкой, у твэла и наличие её у твэгов второй сборки согласуется с профилем изменения диаметра по их длине (рис. 2.34). У твэгов наблюдается обратная деформация оболочек в результате взаимодействия топливного сердечника с оболочкой, в то время как у твэла эта деформация практически отсутствует.

с данными расчёта, выполненными по уравнению (2.1) с коэффициентами (табл. 2.6), показало достаточно хорошую их сходимость (см. рис. 2.32).

С использованием описанного выше методического подхода по известным значениям выгорания топлива и изменения среднего диаметра были проведены расчёты удлинения для твэлов и твэгов исследованных сборок ТВС-2М. На рис. 2.33 экспериментальные и расчётные данные по удлинению представлены

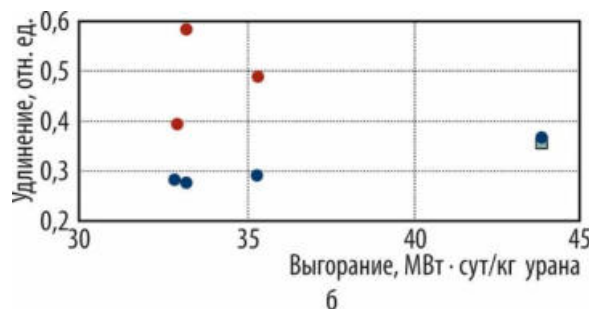
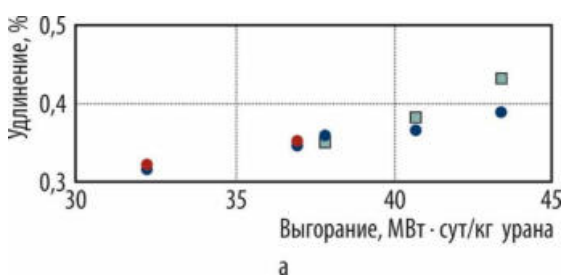


Рис. 2.33. Экспериментальное (● и ■) и расчётное (●) изменение удлинения твэлов (■) и твэгов (●) первой (а) и второй (б) сборки ТВС-2М в зависимости от выгорания топлива

Таким образом, особенностями формоизменения твэгов с массовой долей оксида гадолиния в топливе, равной 8 %, для диапазона значений выгорания от 30 до 50 МВт·сут/кг урана являются повышенные по сравнению с твэлами значения изменения их длины и диаметра. Эти особенности обусловлены более ранним наступлением контакта топливного сердечника с оболочкой, причина которого — повышенное распухание топлива. Его механическое взаимодействие с оболочкой приводит к необратимому удлинению последней, величина которого не является функцией како-

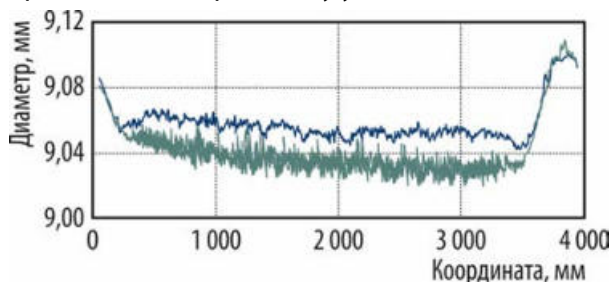


Рис. 2.34 Изменение диаметра по длине твэгов (—) и твэла (—) второй сборки ТВС-2М

го-либо одного эксплуатационного параметра, а случайным образом зависит от многих факторов. Использование в расчётах зависимости удлинения твэлов и твэгов как функции выгорания топлива и изменения диаметра соответствует известным механизмам формоизменения тепловыделяющих элементов: анизотропной ползучести материала оболочки под действием разницы давления внутри неё и снаружи и радиационного роста.

ИССЛЕДОВАНИЯ РАСПУХАНИЯ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ЭЛЕМЕНТОВ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ПАКЕТОВ, ОБЛУЧАВШИХСЯ ПРИ УСЛОВИЯХ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПОВОРОТНЫХ ПРОБОК РЕАКТОРА БОР-60

К критическим узлам реактора БОР-60, которые на настоящий день вызывают наибольшее опасение с точки зрения повреждаемости (образования трещин), относятся шпильки с гайками малой и большой поворотных пробок, а также нижняя плита малой поворотной пробки. Шпильки (восемь — на большой поворотной пробке, шесть — на малой) изготовлены из стали марки 09Х18Н9 и используются для крепления стальных плит биологической защиты между собой и к поворотным пробкам. Шпильки работают в условиях одновременного воздействия температуры выше 515 °С, растягивающего напряжения, реакторного облучения, температурных градиентов. Нижняя плита биологической защиты, гайки и нижняя часть шпилек малой поворотной пробки наиболее близки к активной зоне и больше всего подвержены облучению, что повышает степень повреждаемости данных элементов. В данной работе приведены результаты материаловедческих исследований состояния металла элементов материаловедческих пакетов, которые облучены при параметрах, близких к условиям эксплуатации шпилек. Результаты оценки изменения свойств этого материала могут быть использованы для обоснования продления срока службы шпилек, поскольку сами они не могут быть извлечены для проведения исследований.

Согласно теплогидравлическим расчётам температура нижней части трёх шпилек малой поворотной пробки с максимальным уровнем повреждения равна 515–570 °С, а максимальная повреждающая доза по данным нейтронно-физических расчётов на шпильках составит 26 и 29 сна на конец 2020 и 2025 годов соответственно (табл. 2.7).

Таблица 2.7

**Параметры облучения поворотных пробок
на конец 2020 и 2025 годов**

Элементы конструкции	Координата, мм		Максимальный флюенс нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ), $\times 10^{23} \text{ см}^{-2}$	Максимальная повреждающая доза, сна
	по радиусу	по высоте		
Конец 2020 года				
Нижняя плита и шпильки с гайками малой поворотной пробки	63	625	0,71	26
Шпильки с гайками большой поворотной пробки	360	600	0,50	18
Конец 2025 года (прогноз)				
Нижняя плита и шпильки с гайками малой поворотной пробки	63	625	0,78	29
Шпильки с гайками большой поворотной пробки	360	600	0,55	20

Для проведения исследований были вырезаны образцы из фрагментов направляющих труб материаловедческих пакетов на различной высоте. В ходе исследований методом просвечивающей электронной микроскопии проведено подробное изучение микроструктуры облучённых образцов и получены данные по набуханию образцов стали марки 12Х18Н10Т при исследуемых параметрах облучения. Показано, что набухание образцов (температура облу-

чения 575–625 °С) находится в интервале от 0,6 до 2,1 %. Получены характеристики механических свойств кольцевых образцов, облучённых до повреждающей дозы 24–48 сна при температуре испытания 20 и 520–560 °С. Для образцов данной стали, облучённых до повреждающей дозы

Таблица 2.8

Распухание и механические свойства образцов

Температура испытаний, °С	Предел текучести, МПа	Предел прочности, МПа	Общее относительное удлинение, %	Координата от низа активной зоны, мм	Повреждающая доза, сна	Распухание, %
20	600	740	15	350–400	32,3	2,0
520	380	393	2,4			
	405	460	4,8			
560	380	415	6,2			
	335	385	2,6			

32,3 сна (при температуре, близкой к температуре эксплуатации шпилек), при всех значениях температуры испытания относительное удлинение составляет не ниже 2,4% и сохраняется пластический характер разрушения (табл. 2.8).

Полученные данные могут быть использованы при прочностных расчётах для обоснования дальнейшей эксплуатации шпилек с гайками малой поворотной пробки с максимальным уровнем повреждения и шпилек большой поворотной пробки реактора БОР-60 до 2025 года.

В.С. Неустроев, Т.М. Буланова, И.Ю. Жемков, Е.И. Макаров, Д.Е. Маркелов, Ю.В. Набойщиков, Д.А. Соколовский, И.Н. Шагвалиев

РЕЗУЛЬТАТЫ ДОЛГОВРЕМЕННЫХ МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ НА РЕЛАКСАЦИЮ НАПРЯЖЕНИЙ СЕГМЕНТНЫХ ОБРАЗЦОВ С УДЛИНЁННОЙ РАБОЧЕЙ ЧАСТЬЮ

Для подтверждения результатов проектных расчётов переходных режимов для сборки ТВСА-T mod.2 реактора ВВЭР-1000 необходимо определить характеристики ползучести и релаксации напряжений облучённых труб из сплава Э110 опт. в условиях действия высокого напряжения.

Исследования проводили на оболочках твэлов сборки ТВСА-Альфа реактора ВВЭР-1000, отработавшей три кампании на первом блоке Калининской АЭС до выгорания 42 МВт-сут/кг урана. Для проведения длительных испытаний на релаксацию напряжений были вырезаны сегментные образцы с удлинённой выделенной рабочей частью, длина которой составляла 42 мм (рис. 2.35), и разработана и изготовлена соответствующая оснастка (рис. 2.36).

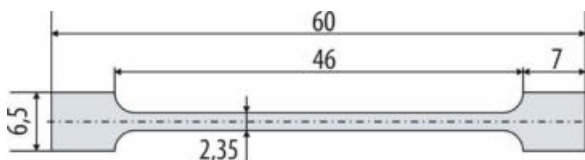


Рис. 2.35. Эскиз сегментного образца

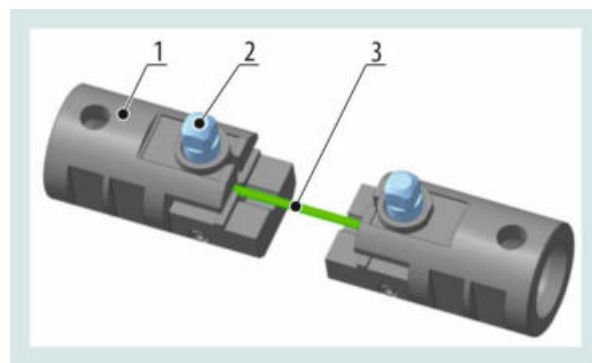


Рис. 2.36. Конструкция модуля для испытаний:
1 — обойма; 2 — винт; 3 — образец

Испытание на релаксацию напряжений проводили на универсальной испытательной машине «Цвик Зед 010» при повышенной температуре в среде инертного газа. Образец нагружали до заданного начального напряжения, после достижения которого прерывали нагружение и в автоматическом режиме по раскрытию щупов экстензометра поддерживали полученную начальную деформацию. На рис. 2.37 наглядно показана типичная кривая релаксации напряжений при статическом нагружении. Были проведены испытания на релаксацию напряжений в течение 50 ч при температуре 350 °С и 380 °С при различных отношениях приложенного осевого напряжения к пределу текучести (табл. 2.9). Значения предела текучести были получены при кратковременных механических испытаниях на растяжение сегментных образцов при такой же температуре испытаний. В испытуемых образцах определяли изменение напряжения во времени в условиях постоянства суммарной деформации расчётной части образца, равной заданной начальной деформации.

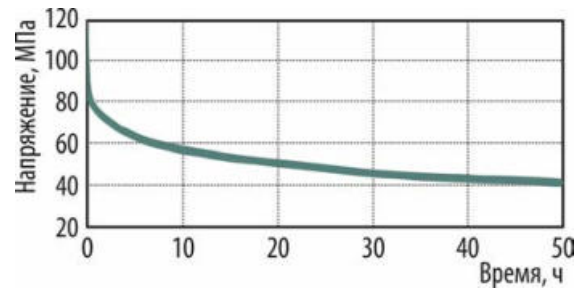


Рис. 2.37. Типичная кривая релаксации напряжений

Таблица 2.9

Условия испытаний на релаксацию напряжений

Температура испытания, °С	Время испытаний, ч	Степень релаксации напряжений при различном отношении приложенного осевого напряжения к пределу текучести, %		
		0,6	0,8	1,0
350	50	49	56	63
380		58	65	70

По результатам испытаний на релаксацию напряжений были получены зависимости напряжения от времени при поддержании постоянства деформации, по которым определяли параметры релаксации. Для каждого испытания по диаграммам релаксации рассчитывали степень релаксации напряжений в процентах за 10, 20, 30, 40 и 50 ч по формуле

$$R(\tau) = 1 - \frac{\sigma(\tau)}{\sigma_0}, \quad (2.2)$$

где τ — время релаксации, ч;

$R(\tau)$ — степень релаксации напряжений за время τ , %;

$\sigma(\tau)$ — напряжение в момент времени τ , МПа;

σ_0 — начальное напряжение, МПа.

С.Г. Ерёмин, Ю.Д. Гончаренко, Ю.А. Власов, Е.В. Чертопьятов

РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ ТОЛЩИНЫ ОКСИДНОЙ ПЛЁНКИ НА НАРУЖНОЙ ПОВЕРХНОСТИ ТВЭЛОВ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ТВС-2М

Послереакторные исследования тепловыделяющих сборок ТВС-2М, отработавших на Балаковской и Ростовской АЭС при мощности энергоблоков, равной 104 % от номинальной, показали наличие повышенного окисления наружной поверхности твэлов на верхнем участке ТВС. Были проведены измерения толщины оксидной плёнки у твэлов и твэгов сборок ТВС-2М (№ 434410576

(первой), 485409531 (второй) и 485408750 (третьей)), эксплуатировавшихся на Балаковской АЭС один, два и три топливных цикла. Исследованные ТВС укомплектованы тепловыделяющими элементами с оболочками (с внешним и внутренним диаметром, равным 9,1 и 7,73 мм соответственно) из сплава Э110 с финишным травлением наружной поверхности. Исследования твэлов и твэгов проводили на автоматизированной установке измерения толщины оксидной плёнки, оснащённой вихретоковым толщиномером FISCHERSCOPE® MMS® (Германия). По результатам измерений получены значения толщины оксидной плёнки в четырёх азимутальных ориентациях 32 тепловыделяющих элементов сборок ТВС-2М.

Общей особенностью исследованных твэлов и твэгов являются монотонное увеличение толщины оксидной плёнки от низа к верху твэла (твэга) с максимумом на участке с координатами 2 800–3 500 мм и её снижение по местоположению газосборника. В области расположения двенадцатой дистанционирующей решётки и выше неё у большей части твэлов и твэгов выявлено локальное повышенное окисление оболочки. Для первой ТВС локальное окисление наружной поверхности оболочки обнаружено у четырёх твэлов и двух твэгов. Максимальная толщина оксидной плёнки была зарегистрирована на поверхности твэла 138 и составила 9 мкм, протяжённость участка повышенного окисления — 33 мм. Во второй ТВС только у твэга 225 не было обнаружено повышенного окисления. Диапазон значений толщины оксидной плёнки на поверхности тепловыделяющих элементов на участке локального окисления составил от 10 до 19 мкм, протяжённость участков повышенного окисления находилась в интервале от 24 до 177 мм. В третьей ТВС у всех твэлов и твэгов было обнаружено локальное повышенное окисление их поверхности на участке под двенадцатой дистанционирующей решёткой и выше неё. Диапазон значений толщины оксидной плёнки на поверхности тепловыделяющих элементов в области локального окисления составил от 12 до 38 мкм, а протяжённость участков повышенного окисления — 21–180 мм. Наибольшая толщина оксидной плёнки (38 мкм) была зарегистрирована у углового твэла 148.

Из анализа представленных на рис. 2.38 данных об изменении толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек твэлов и твэгов трёх ТВС в зависимости от длительности эксплуатации и выгорания топлива тепловыделяющих элементов следует, что величина средней и локальной повышенной коррозии у твэлов исследованных сборок увеличивается с ростом длительности эксплуатации и выгорания топлива.

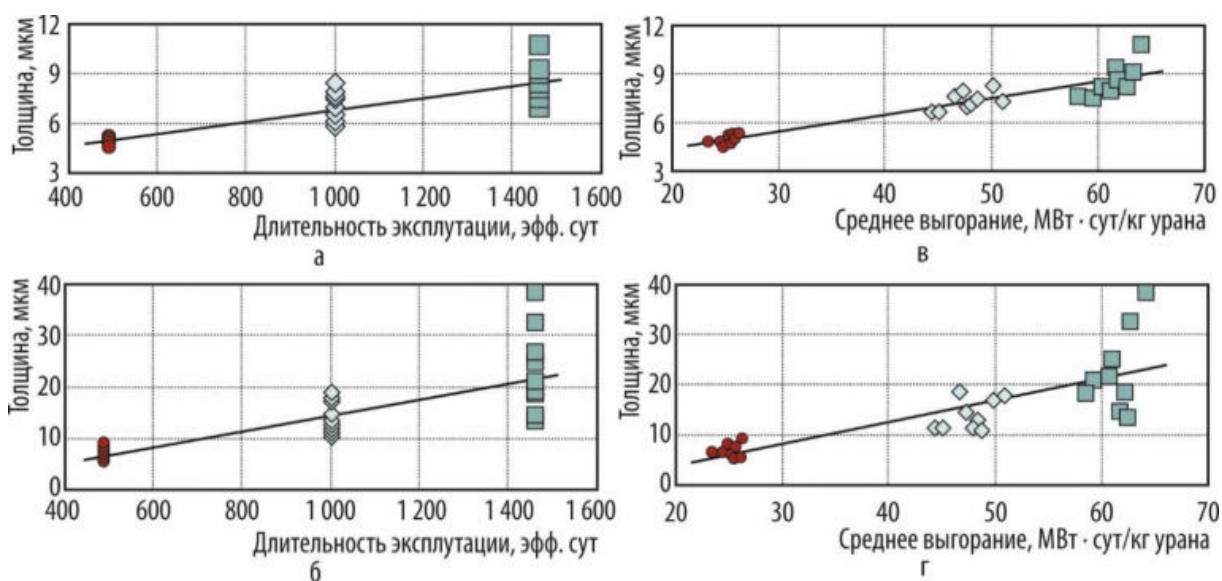


Рис. 2.38. Изменение толщины оксидной плёнки тепловыделяющих элементов первой (●), второй (◇), третьей (■) тепловыделяющих сборок в зависимости от длительности эксплуатации (а, б) и среднего выгорания топлива (в, г): среднее по всей длине (а, в) и на участке повышенного локального окисления (б, г)

Результаты проведённых исследований трёх ТВС показали, что максимальная величина оксидной плёнки на участке локального повышенного окисления зависит от среднего выгорания и длительности эксплуатации сборки. В пределах одной тепловыделяющей сборки значительное влияние на повышенную локальную коррозию твэлов оказывает их местоположение в пучке, что, очевидно, связано с разными теплогидравлическими условиями эксплуатации твэлов наружного и внутренних рядов: расходом, давлением, температурой теплоносителя.

С.С. Сагалов, А.В. Строжук

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ИЗМЕНЕНИЙ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА, СТРУКТУРНО-ФАЗОВОГО СОСТОЯНИЯ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ОБОЛОЧЕК ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ

Комплексные исследования по указанной теме выполнены по договору с АО «ВНИИНМ». Объекты исследования — оболочки из сталей марок ЭК164-ИД х. д. и ЭП823-Ш экспериментальных твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым, смешанным оксидным ураноплутониевым и оксидным урановым топливом после испытаний в реакторе БН-600 в составе различных экспериментальных тепловыделяющихборок. Используемые материалы и особенности конструкции данных твэлов соответствуют рассматриваемым концепциям твэлов проектируемых реакторов на быстрых нейтронах БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300. Целью работы была оценка влияния реакторного облучения и внутритвэльной среды на состояние оболочек в условиях эксплуатации. Кроме того, для разработки предложений по усовершенствованию механических испытаний сильно охрупченных оболочек твэлов использованы различные способы механических испытаний.

Показано, что в результате взаимодействия с примесью углерода, содержащегося в нитридном топливе, происходит науглероживание оболочек твэлов из сталей обоих классов, которое неравномерно по периметру; выявленная ширина зоны с повышенным по сравнению со средним значением массовой доли углерода достигала 80 мкм, максимальное зарегистрированное значение массовой доли углерода вблизи поверхности — 0,6 %. Азотирование оболочек твэлов с нитридным топливом со стороны внутренней поверхности незначительно, имеет эпизодический характер, ширина зоны с повышенным содержанием азота не превышает 15 мкм. Науглероживание влияет на распределение микротвёрдости по толщине оболочек. В частности, вблизи центральной плоскости активной части твэла с нитридным топливом зарегистрировано повышение микротвёрдости оболочки из стали марки ЭК164-ИД х. д. от 3 920 МПа (400 кгс/мм²) в середине до 5 640 МПа (575 кгс/мм²) вблизи внутренней поверхности (рис. 2.39).

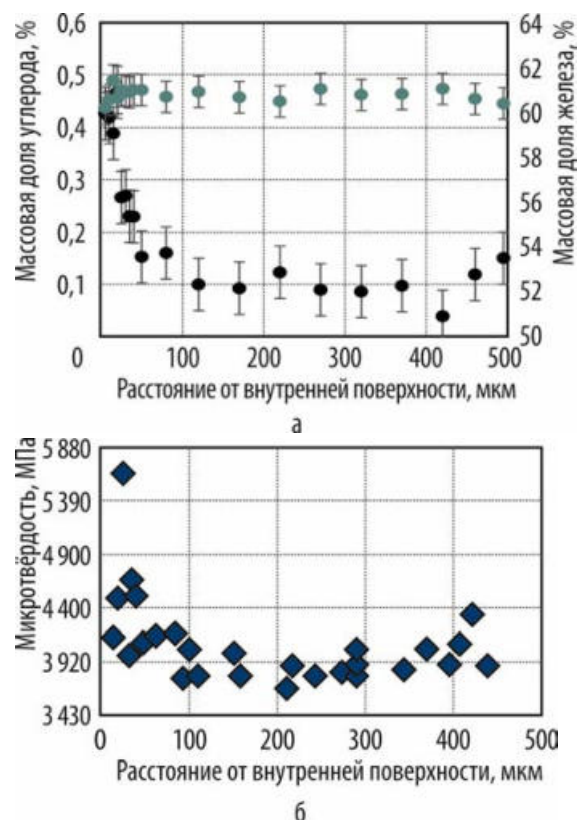


Рис. 2.39. Распределение углерода (●) и железа (●) (а) и микротвёрдости (б) по толщине оболочки твэла

Проведены сравнительные испытания различными способами образцов разного типа, вырезанных из близких сечений вблизи центральной плоскости активной части твэлов с нитридным и оксидным топливом: кольцевых образцов одноосным растяжением, продольных сегментных образцов аксиальным растяжением, трубчатых образцов внутренним давлением пластичного наполнителя и кольцевых образцов внутренним давлением деформируемой вставки. Показано, что испытание кольцевых образцов одноосным растяжением на полукруглых опорах является наиболее консервативным способом механических испытаний, не обеспечивающим регистрацию низких значений характеристик пластичности. Поскольку при растяжении на полукруглых опорах деформации растяжения предшествует стадия разгибания рабочей части образца, наибольшей деформации подвергается его внутренний слой. Оценка показывает, что при разгибании рабочей части образца до начала его растяжения деформация внутреннего слоя составляет несколько процентов в зависимости от диаметра образца и опор. Если материал находится в охрупченном состоянии, внутренний слой оболочки после некоторой пластической деформации разрушается с образованием трещины, которая, являясь концентратором напряжения, распространяется на всю толщину образца без признаков пластической деформации на диаграмме растяжения. Таким образом, при испытании кольцевых образцов одноосным растяжением, даже при сохранении способности к пластической деформации материала, пластическая деформация может не регистрироваться. Испытания при 530 °С образцов из оболочки твэла с нитридным топливом (с науглероженным внутренним слоем) показали среднее значение общего относительно удлинения, равное 0,3 %, предел прочности, равный 285 МПа, при этом некоторые образцы разрушились хрупко при значениях хрупкой прочности от 188 до 215 МПа. Испытания при тех же условиях образцов из оболочки твэла с оксидным топливом (без науглероживания) показали среднее значение относительного удлинения, равное 5,8 %, при среднем значении предела прочности, равном 726 МПа.

Испытания продольных сегментных образцов (рис. 2.40) обеспечивают получение результатов о механических свойствах оболочек без влияния предварительного изгиба. В случае сравнительных испытаний оболочек из твэлов с разным топливом, облучённых в одинаковых условиях, можно на количественном уровне выделить влияние внутритвэльной среды. Испытания при рабочей температуре образцов из оболочек твэлов с оксидным и нитридным топливом, вырезанных из сечений с максимальной повреждающей дозой, показали средние значения относительного удлинения и предела прочности 3,4 и 1,5 % и 831 и 876 МПа соответственно. Недостатком данного метода испытаний является трудоёмкость изготовления облучённых образцов дистанционно в условиях радиационно-защитных камер.

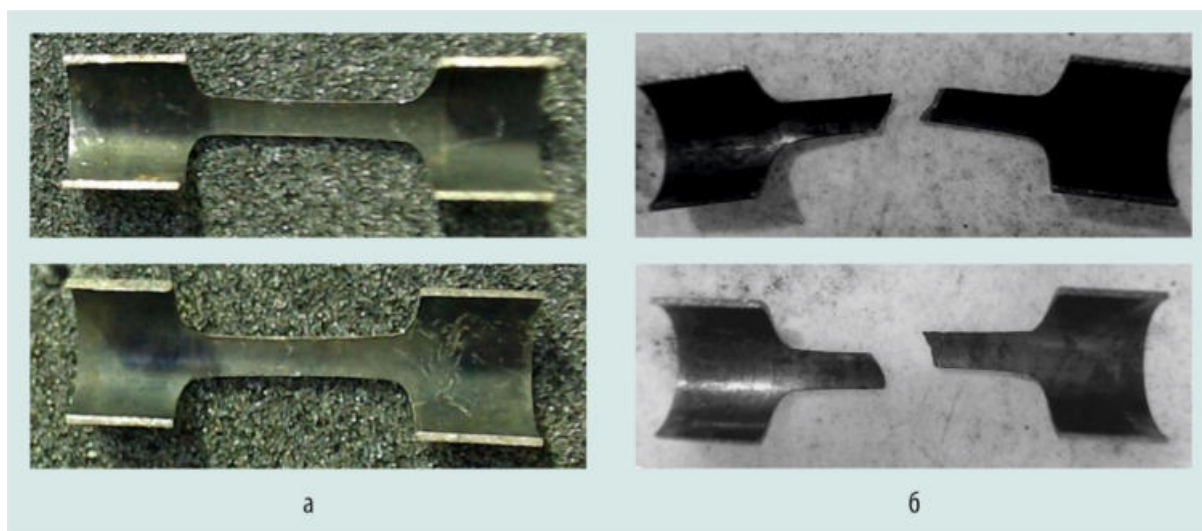


Рис. 2.40. Внешний вид сегментных образцов из оболочки твэла с нитридным топливом до (а) и после (б) механических испытаний

Метод испытания облучённых трубчатых образцов внутренним давлением твёрдого пластичного наполнителя (рис. 2.41) обеспечивает реализацию напряжённо-деформируемого состояния образца, более приближённого, по сравнению с предыдущими методами, к осуществляемому при эксплуатации. Данный метод позволяет получать характеристики пластичности в случае сильного охрупчивания оболочек твэлов. Особенностью метода является то, что при испытании материалов с запасом пластичности в испытываемом образце реализуется двухосное напряжённо-деформированное состояние, в результате чего деформирование образца происходит не только в поперечном, но и в продольном направлении с уменьшением его длины. Это может приводить к существенному (в несколько раз) завышению получаемых значений характеристик пластичности и является наиболее существенным недостатком данного метода.

Метод испытания кольцевых образцов внутренним давлением деформируемого сердечника (рис. 2.42) обеспечивает наиболее близкое к условиям эксплуатации напряжённо-деформированное состояние испытуемого образца и исключает изгибные деформации, характерные для испытаний колец на полукруглых опорах. Для испытания кольцевых образцов использовали сердечники из никеля высотой 17 мм и диаметром, близким к внутреннему диаметру кольцевого образца. Примерно на середине высоты сердечника был изготовлен буртик размером 0,5 на 0,5 мм для фиксации положения кольцевого образца на середине высоты сердечника. Под воздействием нагрузки сердечник деформировался, принимая форму бочонка, равномерно воздействуя на внутреннюю поверхность кольца. На данном этапе развития этого метода с его помощью можно получить только значение общего относительного удлинения. В настоящее время этот метод можно рассматривать как вспомогательный при необходимости подтверждения наличия и получения данных о пластической деформации оболочек с высокой степенью охрупчивания.

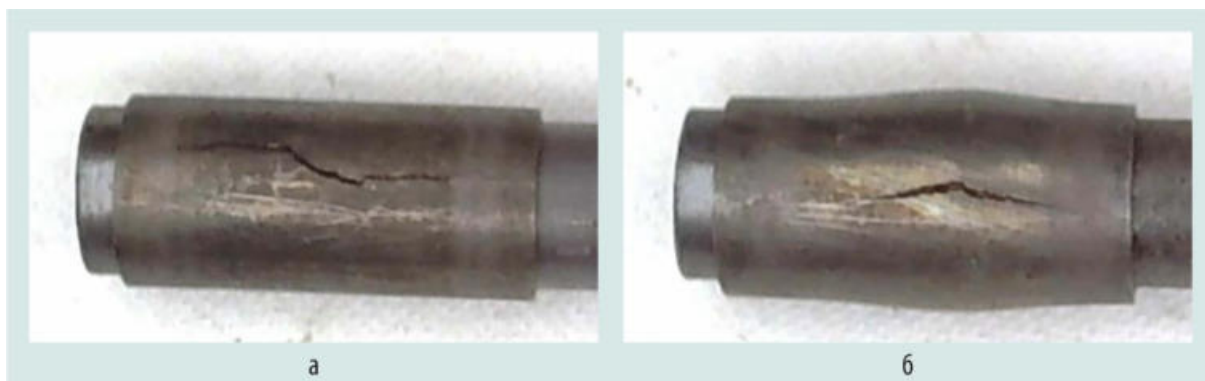


Рис. 2.41. Внешний вид испытанных образцов из твэлов с нитридным (а) и оксидным топливом (б)

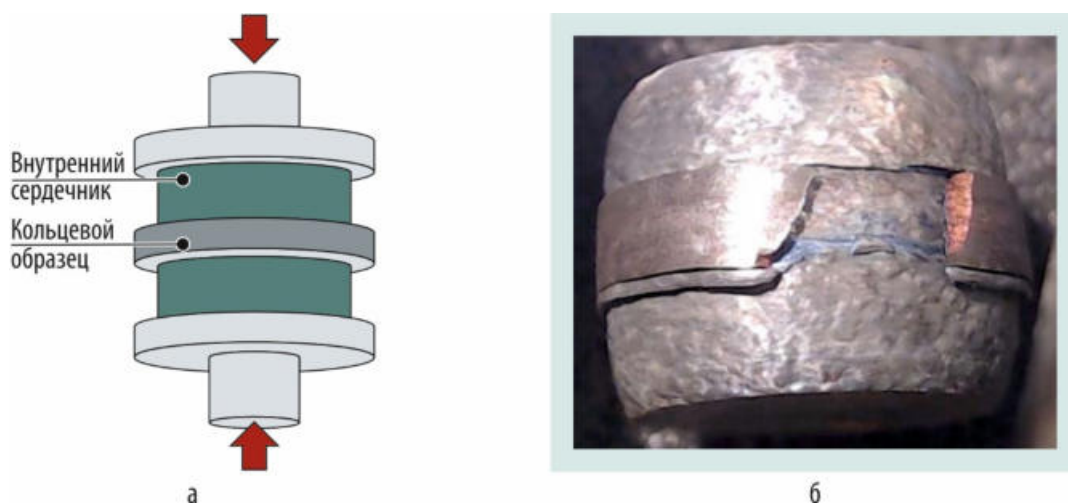


Рис. 2.42. Схема испытания кольцевого образца внутренним давлением деформируемого сердечника (а) и фотография образца после испытания (б)

Резюмируя результаты проведённых экспериментов, можно отметить, что в настоящее время техническое оснащение и развитие методов механических испытаний обеспечивает возможность испытаний материалов в широком диапазоне свойств. Выбор метода или комбинации методов должен осуществляться индивидуально в каждом конкретном случае с учётом предварительной информации о свойствах материала, геометрических характеристиках изделия, условиях его эксплуатации, возможности изготовления достаточного количества образцов и, возможно, иных факторов.

Исследовано влияние облучения и пострadiaционного отжига на механические свойства и структурно-фазовое состояние оболочек из стали марки ЭП823-Ш, облучённых при температуре 380–390 °С, соответствующей условиям низкотемпературного радиационного охрупчивания. Результаты аналитической трансмиссионной электронной микроскопии показали, что причиной снижения характеристик пластичности, повышения характеристик прочности и значений микротвёрдости оболочек является образование упрочняющих мелкодисперсных (около 5 нм) выделений η -фазы (M_6X , где M — металл, X — углерод и азот) и формирование характерной для низкотемпературного облучения дислокационной структуры. В результате отжига образцов из облучённых оболочек в вакууме при температуре 550 °С в течение одного и трёх часов произошёл возврат микротвёрдости материала к её исходным значениям до облучения (рис. 2.43).

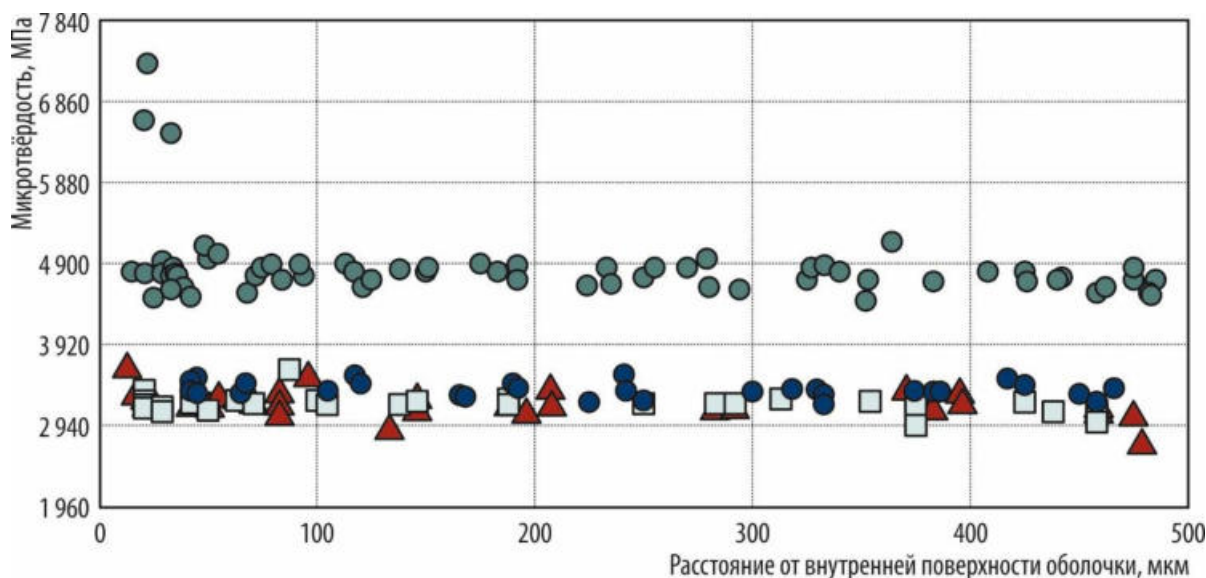


Рис. 2.43. Распределение значений микротвёрдости по толщине оболочек до (●) и после (●) облучения, после облучения и отжига при 550 °С в течение 1 ч (▲) и 3 ч (□)

Механические испытания также продемонстрировали влияние отжига на снижение эффекта охрупчивания — повышение пластичности и уменьшение прочности. Испытания на растяжение продольных сегментных образцов при температуре 385 °С показали, что в результате отжига произошло увеличение значений общего относительного удлинения от 0–3,7 до 5,0–6,3 % при снижении предела прочности с 1 100–1 200 до 720–770 МПа. По результатам электронной микроскопии изменение характеристик прочности и пластичности в результате отжига связано с его влиянием на концентрацию мелкодисперсных выделений η -фазы в феррите и сорбите, а также с изменением дислокационной структуры.

Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.Г. Ерёмин, Ю.Д. Гончаренко, Д.А. Соколовский,
Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов, А.В. Беляева, Ильнур Ф. Гильмутдинов,
С.В. Кузьмин, Е.В. Чертопьятов, Ю.А. Власов

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ СО СМЕШАННЫМ ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ УРАНОПЛУТОНИЕВЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ — МАКЕТОВ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА МБИР

Для реакторной установки МБИР предусматривается концепция твэла с сердечником из виброуплотнённого полидисперсного гранулята ураноплутониевого оксидного топлива с массовой долей оксида плутония, равной 38,8 %, в смеси оксидов урана и плутония топливной композиции и с добавкой гранулированного металлического урана в качестве геттера для регулирования кислородного потенциала внутритвэльной среды. В АО «ГНЦ НИИАР» разработана технология получения гранулята, выбраны режимы его виброуплотнения и изготовлено несколько партий экспериментальных твэлов со смешанным топливом, с массовой долей диоксида плутония до 40 %, с различным содержанием геттера. Реакторные испытания экспериментальных твэлов — макетов твэлов реактора МБИР — проведены в составе трёх экспериментальных тепловыделяющих сборок (ВС686Э (первая), ВС687Э (вторая) и ВС556Э2 (третья)) реактора БОР-60 (табл. 2.10).

Таблица 2.10

Основные характеристики твэлов

Параметр	Тепловыделяющая сборка							
	Первая		Вторая		Третья			
Материал: топливного сердечника	Виброуплотнённая механическая смесь гранулята (смесь диоксидов урана и плутония, диоксид урана, диоксид плутония) и геттера (металлический гранулированный уран)							
оболочки	Сталь марки 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД) х. д.							
Диаметр оболочки, мм	6,0		6,9		6,9			
Толщина стенки, мм	0,3		0,4		0,4			
Массовая доля в составе топливной смеси, %: оксида плутония в смеси оксидов урана и плутония	40		38		40		38	
геттера	7	10	7	10	7	10	7	10
Максимальная продолжительность облучения на различных уровнях мощности, сут	924		367		469			
Максимальная линейная мощность, кВт/м	37,0		47,6		46,0			
Максимальная глубина выгорания топлива, % т. а.	15,1		6,8		7,0			
Максимальная повреждающая доза в оболочках, сна	71,5		29,4		31,6			

Целью послереакторных исследований было получение максимально полной информации о состоянии экспериментальных твэлов с виброуплотнённым ураноплутониевым оксидным топливом для подтверждения правильности выбранных технических и технологических параметров топливной композиции, конструкционных материалов и твэлов применительно

к условиям работы реактора МБИР и использования полученных результатов для обоснования работоспособности твэла этого реактора.

За время эксплуатации в условиях активной зоны реактора БОР-60 твэлы трёх экспериментальных ТВС сохранили герметичность, каких-либо дефектов, образовавшихся в процессе облучения, не выявлено. По результатам вихретоковой дефектоскопии, рентгеновской радиографии и гамма-сканирования никаких отклонений от параметров конструкторской документации при изготовлении или изменений в процессе эксплуатации в конструкции твэлов не зафиксировано. Дефектов сплошности оболочки не обнаружено. Результаты определения наличия криптона-85 в газосборниках твэлов методом гамма-спектрометрии и количества и состава внутритвэльного газа при лазерном проколе оболочек подтвердили герметичность твэлов. Относительный выход газообразных продуктов деления из топлива в свободный объём твэлов типичен для оксидного виброуплотнённого топлива, коррелирует с линейной тепловой мощностью, при этом обнаружен эффект влияния содержания геттера. В твэлах с массовой его долей, равной 7 %, выход газообразных продуктов деления больше, чем в твэлах, где массовая доля геттера составляла 10 %: соответствующие значения выхода ксенона из топлива для твэлов первой экспериментальной ТВС (с линейной мощностью до 37 кВт/м) составляют (73 ± 3) и (59 ± 4) %, для твэлов двух других ТВС (с линейной мощностью до 47 кВт/м) — (80 ± 3) и (71 ± 3) %.

Среди критериев, по которым оценивается работоспособность твэла, важны характеристики его формоизменения. Основание для введения этих критериев — предотвращение разрушения оболочки при достижении предельно допустимого увеличения диаметра. Увеличение диаметра твэлов первой экспериментальной ТВС с максимальной повреждающей дозой не превысило 2,7 %, что значительно меньше предельного значения (5 % в соответствии с нормативным документом [1]). Была выявлена особенность изменения диаметра твэлов в зависимости от содержания геттера в топливе. У твэлов первой экспериментальной ТВС с массовой долей геттера, равной 10 %, увеличение диаметра оказалось заметно больше по сравнению с твэлами, массовая доля геттера в которых составляет 7 % (рис. 2.44). При этом давление под оболочкой у твэлов с 10 % геттера ниже, чем у твэлов с 7 % геттера (средние значения — 2,5 и 3,2 МПа соответственно).

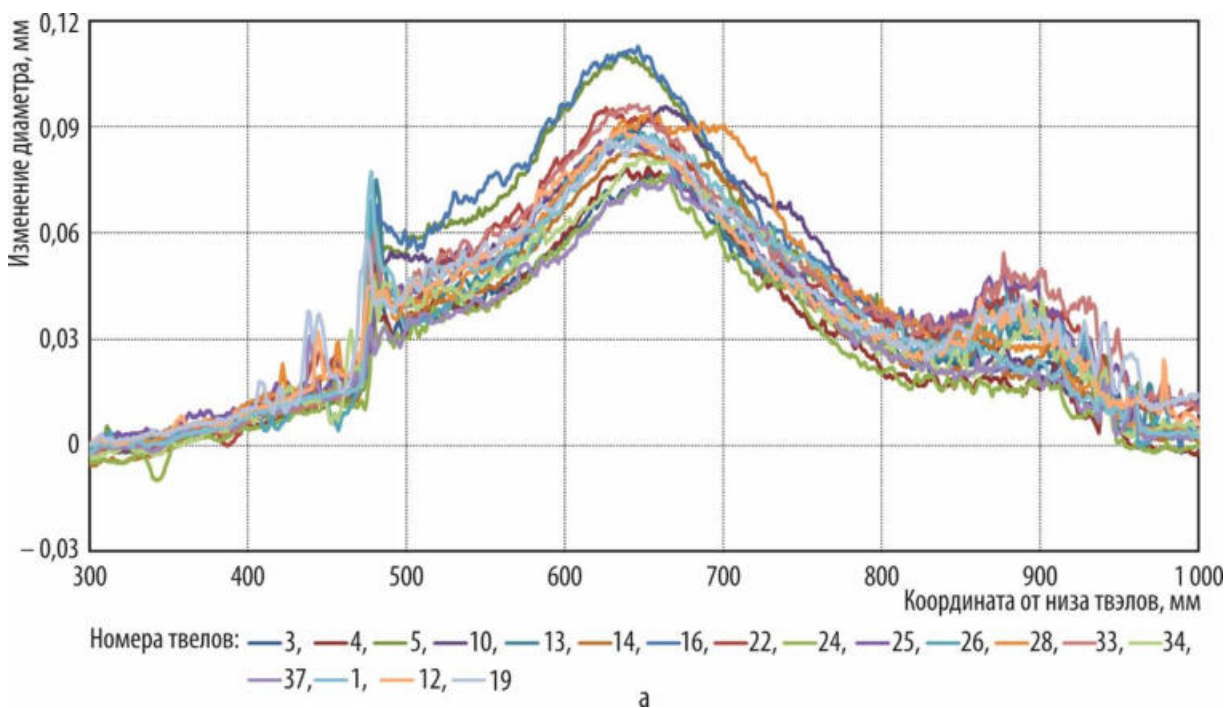


Рис. 2.44. Профилограммы твэлов первой экспериментальной ТВС с массовой долей геттера, равной 7 % (а) и 10 % (б)

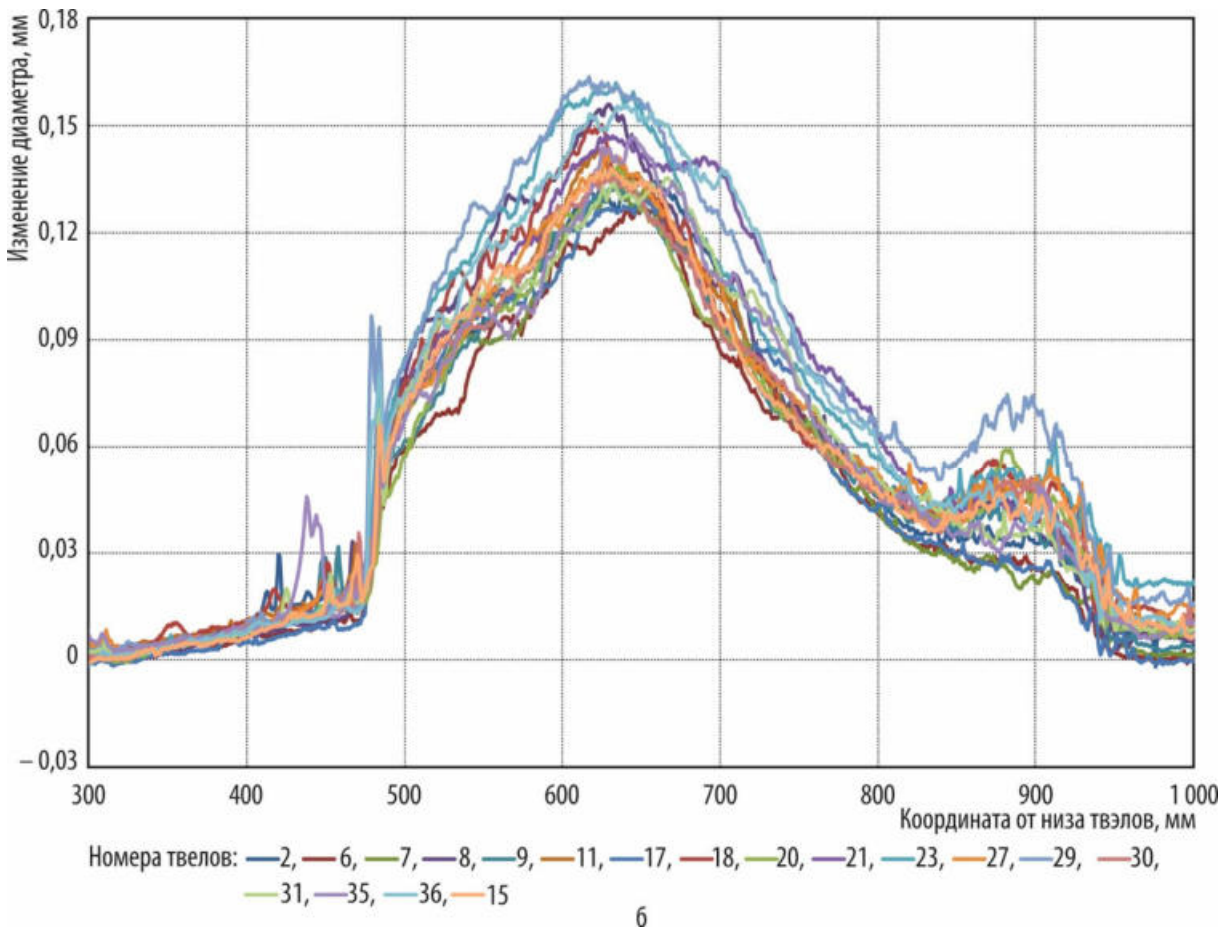


Рис. 2.44. Окончание

Профилограммы всех твэлов характеризуются наличием двух участков увеличения диаметра с координатами максимумов примерно 630 и 890 мм от низа твэлов. Кроме того, у всех твэлов увеличение диаметра (в разной степени) обнаружено в области границы нижнего торцевого экрана и топливных сердечников. Отмеченные особенности профилограмм твэлов свидетельствуют о наличии дополнительных факторов кроме радиационного распухания и ползучести под давлением газовой фазы, обуславливающих изменение диаметра оболочек. Выявление природы этих факторов было одной из задач исследований твэлов. Результаты профилометрии твэлов, определения плотности материала оболочек и давления газов под оболочкой были использованы для оценки влияния различных факторов на увеличение диаметра твэлов. Так, по изменению плотности материала оболочек посчитан вклад радиационного распухания в увеличение их диаметра (рис. 2.45), по разнице — вклад радиационной ползучести, с учётом знаний величины модуля ползучести установлено среднее (эффективное) значение напряжения в оболочке. Скорость радиационной ползучести является линейной функцией напряжения и скорости радиационных повреждений:

$$\dot{\varepsilon} = B(T, kt)k\sigma, \quad (2.3)$$

где $B(T, kt)$ — модуль радиационной ползучести, в общем случае зависящий от температуры облучения T (°C) и повреждающей дозы kt (сна), $\text{МПа}^{-1} \cdot \text{сна}^{-1}$;

k — скорость радиационных повреждений, сна/с;

σ — напряжение, кг/мм².

Обычно указанная зависимость используется с модулем радиационной ползучести, не зависящим от дозы и температуры, равным $(2 \pm 0,3) \cdot 10^{-6} \text{ МПа}^{-1} \cdot \text{сна}^{-1}$.

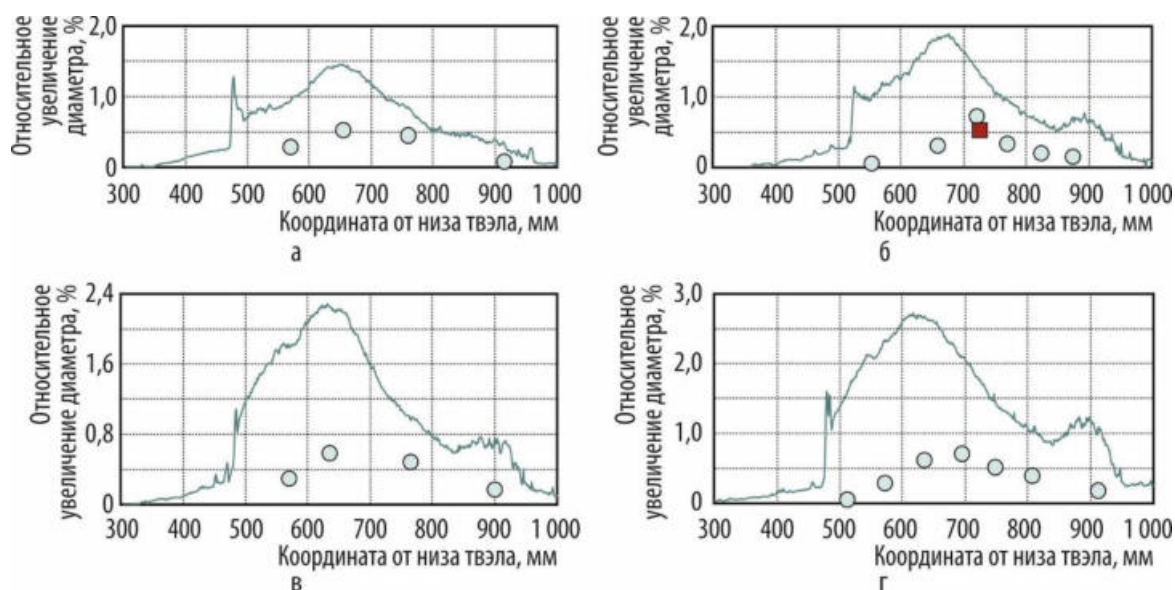


Рис. 2.45. Относительное изменение диаметра по длине твэлов с массовой долей геттера, равной 7 % (твэлы 1 (а) и 16 (б)) и 10 % (твэлы 15 (в) и 29 (г)), первой экспериментальной ТВС по данным профилометрии (—) и вклад радиационного распухания материала оболочек, рассчитанный по изменению плотности (○) и данным электронной микроскопии (■)

Значения давления газов в твэлах при нормальных условиях были использованы для оценки напряжения в оболочках от давления газовой среды в рабочих условиях при среднеобъёмной её температуре, при этом значения температуры газовой фазы в нижнем и верхнем газосборниках принимали равными значениям температуры теплоносителя на входе и на выходе из экспериментальных ТВС — 330 и 500 °С соответственно. Результаты оценки, проведённой для сечений с максимальным увеличением диаметра твэлов с массовой долей геттера в топливе, равной 7 и 10 %, представлены в табл. 2.11.

Таблица 2.11

Влияние радиационного распухания и ползучести на изменение диаметра твэлов первой экспериментальной тепловыделяющей сборки

Параметр	Номер твэла			
	1	16	15	29
Массовая доля геттера в топливе, %	7		10	
Относительное увеличение диаметра оболочки, %:				
максимальное по данным профилометрии	1,4	1,8	2,2	2,7
за счёт радиационного распухания материала (в том же сечении)	0,5	0,7	0,6	0,6
за счёт радиационно-термической ползучести	0,9	1,1	1,6	2,1
Среднее (эффективное) за время эксплуатации значение напряжения, МПа:				
в оболочках	64	78	115	149
создаваемое газовым давлением в оболочках	29	32	24	23
создаваемое взаимодействием с топливом в оболочках	35	46	91	126

Полученные результаты показывают, что в твэлах с более высоким содержанием геттера механическое взаимодействие топлива с оболочками существеннее и даёт более значимый вклад в увеличение диаметра твэлов. Таким образом, для уменьшения напряжения в оболочке за счёт снижения механического взаимодействия с топливом пониженное содержание геттера

предпочтительнее. Высокий уровень напряжения в оболочках в результате взаимодействия с топливом косвенно подтверждается результатами металлографических исследований поперечных сечений: даже в холодном состоянии наблюдается плотный контакт между топливом и оболочкой без образования зазора. Следует отметить, что значения напряжения в оболочках, показанные в табл. 2.11, — средние за время набора повреждающей дозы. В предположении их линейного увеличения со временем к концу облучения эти значения могут быть выше указанных в два раза.

С учётом высокого уровня напряжения в оболочке в результате механического взаимодействия с топливом становится понятной причина второго (высокотемпературного) пика на профилограммах в верхней области активной части твэлов. При использовании известной зависимости скорости термической ползучести стали марки ЧС68-ИД х. д. [2]:

$$\dot{\varepsilon} = 10\,000 \exp\left(\frac{-31\,200}{T+273}\right) \sigma^{5,4}, \text{ ч}^{-1}, \quad (2.4)$$

применительно к параметрам эксплуатации исследуемых твэлов видно, что появление второго пика на профилограммах обусловлено сочетанием температурных условий, времени эксплуатации и дополнительного напряжения в оболочке за счёт механического взаимодействия с топливом. В отсутствие последнего фактора, то есть при наличии только газового давления при тех же температурных условиях, второй пик не образуется.

Одной из задач настоящих исследований было выявление специфических факторов, обусловленных особенностями технологии изготовления твэлов и характеристиками данного вида топлива. Во-первых, возможное неравномерное распределение тяжёлой фракции — металлического урана — и его концентрация на границе топливного сердечника с термоизолирующей таблеткой в рабочих условиях вызывает локальное увеличение диаметра оболочки в этом сечении вследствие увеличения объёма топлива из-за окисления геттера. Но это явление отмечалось лишь для некоторых твэлов реактора БН-600, где высота топливного сердечника составляла 1 030 мм, и не зарегистрировано ни в одном из твэлов исследованных экспериментальных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 с высотой активной части, равной 450 мм. По-видимому, масштабный фактор (разная высота формирования топливного сердечника) является важным в параметрах процесса виброуплотнения и, как следствие, в аксиальном распределении фракционного состава и геттера внутри оболочки. Установлено, что локальные пики в нижней части профилограмм исследованных твэлов имеют иную физическую природу. Было показано, что место расположения локального увеличения диаметра оболочек находится ниже топливного сердечника и совпадает с местом расположения термоизолирующих таблеток. Результаты металлографических, электронно-микроскопических исследований и электронно-зондового микроанализа позволили выявить причину увеличения диаметра оболочек в этом месте. Было установлено, что в зазоре между термоизолирующей таблеткой и оболочкой обычно в большей или меньшей степени находится мелкий гранулят топлива. Это характерно не только для твэлов первой экспериментальной ТВС, в которых термоизолирующая таблетка находится снизу и таким образом возможно просыпание гранулята при виброуплотнении, но и для тех твэлов, которые изготавливают в «перевернутом» положении и в которых термоизолирующая таблетка устанавливается после виброуплотнения. По-видимому, в этих твэлах просыпание гранулята происходит во время последующих технологических и транспортных операций. В твэлах первой экспериментальной ТВС гранулят был обнаружен даже под термоизолирующей таблеткой в области никелевого пыжа. По результатам микроанализа (по наличию или отсутствию продуктов деления) мелкая топливная фракция в зазоре между термоизолирующей таблеткой и оболочкой состоит из смеси гранул с высоким и низким содержанием делящихся компонентов. Распухание топливной фракции с высоким содержанием делящихся компонентов в процессе облучения может стать одной из причин локального механического взаимодействия с оболочкой в области термоизолирующей таблетки.

Во-вторых, у всех без исключения твэлов распределение цезия свидетельствует о его аксиальной миграции в основном к нижней границе топливного сердечника и в нижний торцевой

экран. Это явление связано с природой оксидного топлива с низким кислородным потенциалом. Известно, что влияние металлического порошка урана как геттера кислорода характеризуется свойством близкодействия и не распространяется на таблетки диоксида урана зон воспроизводства, которые изначально имеют застехиометрический состав. Взаимодействие мигрировавшего цезия с таблетками зон воспроизводства, в первую очередь с термоизолирующей таблеткой, с образованием твёрдого раствора или новой фазы приводит к увеличению объёма вещества, что может быть причиной локального увеличения диаметра твэла в области термоизолирующей таблетки, а также причиной образования зон высокого газового сопротивления. При исследовании данных экспериментальных ТВС не было выявлено никаких признаков наличия зон высокого газового сопротивления при проколе (например, низкой скорости поступления газов из твэла в измерительный объём установки), значения свободных объёмов в твэлах соответствовали расчётным. Отсутствие зон высокого газового сопротивления, в отличие от твэлов реактора БН-600, может быть также связано с масштабным фактором — меньшим количеством наработанного и, соответственно, мигрировавшего в зону нижней термоизолирующей таблетки цезия.

Макро- и микроструктура топливных сердечников типична для твэлов с виброуплотнённым ураноплутониевым оксидным топливом (рис. 2.46). В процессе облучения происходило переформирование исходной структуры механической смеси различных по составу гранул, что привело к образованию центрального отверстия, спечённой зоны во внутренней части сердечника, как правило частично спечённой, но негомогенизированной зоны в его внешней части. Спечённая зона характеризуется полной или частичной гомогенизацией топлива.

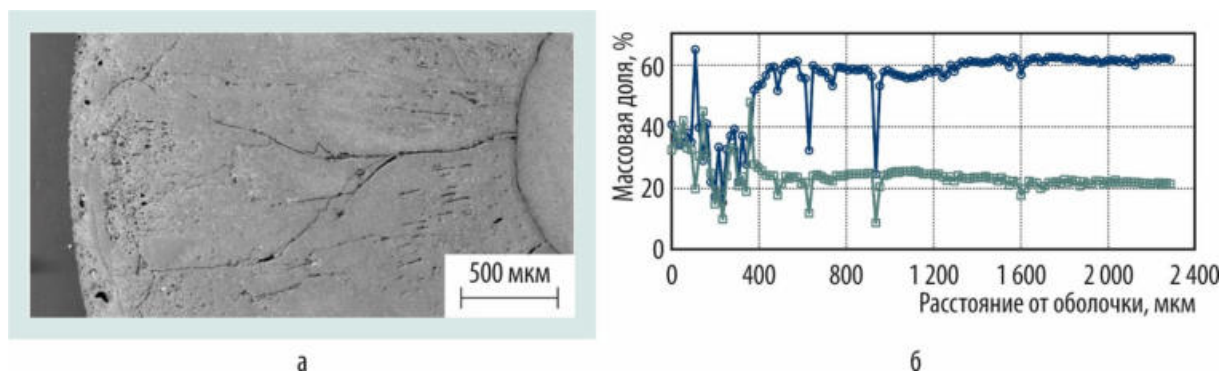


Рис. 2.46. Электронно-микроскопическое изображение микроструктуры топлива (а) и распределение (б) урана (—○—) и плутония (—■—) вдоль радиуса твэла в центральном сечении первой экспериментальной ТВС

Подтверждена закономерность в радиальном распределении плутония, характерная для топлива с низким кислородным потенциалом, — отсутствие миграции к центру сердечника в отличие от таблеточного МОКС-топлива. Такое поведение плутония способствует уменьшению вероятности перегрева топлива при отклонениях от нормальных условий эксплуатации.

Исследования границы между топливом и оболочкой во всех сечениях всех твэлов, в том числе в сечениях с максимальным выгоранием и максимальной температурой оболочки, подтвердили целостность оболочек твэлов: трещин, повреждений, коррозионного взаимодействия с топливом или продуктами деления не обнаружено. Отсутствие коррозии оболочек в результате физико-химического взаимодействия с топливом и продуктами деления как следствие низкого кислородного потенциала, создаваемого введением геттера, — безусловное преимущество твэлов, изготавливаемых по технологии виброуплотнения. Как показали результаты исследования микроструктуры материала оболочки методом просвечивающей электронной микроскопии, в верхней области активной части твэла границы зёрен заполнены частицами фазы $M_{23}C_6$ (M — металл), практически образуя сплошную карбидную сетку. Такое состояние границ зёрен

аустенитной стали очень благоприятно для протекания коррозионных процессов по механизму взаимодействия карбидов с цезием и кислородом, в результате чего развивается межзёрненная коррозия с образованием хроматов цезия по границам зёрен [3]. Однако, поскольку указанные процессы не происходят при пониженном кислородном потенциале, поддерживаемом за счёт геттера, коррозионного поражения оболочек не происходит. Отсутствие коррозии благоприятно сказывается на механических свойствах оболочек твэлов. В целом результаты механических испытаний согласуются со структурно-фазовыми изменениями материала оболочки и соответствуют известным закономерностям изменения характеристик прочности и пластичности аустенитных сталей [3]. При отсутствии коррозии оболочек характеристики механических свойств, полученные как на кольцевых, так и на продольных сегментных образцах, превосходят в целом аналогичные характеристики, полученные на оболочках твэлов с таблеточным топливом [4], где коррозия за счёт физико-химического взаимодействия с топливом и продуктами деления имела место.

Таким образом, результаты изготовления, реакторных испытаний и послереакторных исследований экспериментальных твэлов трёх экспериментальных ТВС позволяют рекомендовать применение виброуплотнённого МОКС-топлива для топливообеспечения реактора МБИР. С целью снижения механического взаимодействия топлива с оболочкой, повышения фазовой стабильности топлива и с учётом достаточности массовой доли геттера, равной 7 %, в топливе для предотвращения коррозии оболочек рекомендуется использовать топливные композиции с массовой долей геттера не выше указанного значения. Полученные результаты послереакторных исследований возможно использовать для верификации кода *Vikond2*, обоснования работоспособности твэлов реактора МБИР и в качестве научной основы для их дальнейшего совершенствования.

Список литературы

1. НП-082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность, 2008. № 1. С. 52–77.
2. Попов В.В., Клокова О.И. Интерпретация результатов исследования внутриреакторного деформирования под нагрузкой перспективных оболочечных сталей для оценки работоспособности твэлов реакторов на быстрых нейтронах. — Сборник докладов III конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 27–30 октября 1992 г.: в 2 т. Т. 2. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1992. С. 135–146.
3. Крюков Ф.Н., Голованов В.Н., Шамардин В.К. Коррозия оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах в результате физико-химического взаимодействия с топливом и продуктами деления. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2006. — 228 с.
4. Кинёв Е.А. Влияние облучения на материалы твэлов с урановым и ураноплутониевым оксидным топливом при эксплуатации в реакторе БН-600: автореферат диссертации на соискание учёной степени кандидата технических наук. — Заречный: ФГУП «Институт реакторных материалов», 2008 г. — 26 с. — Доступно также в электронной библиотеке диссертаций *disserCat*. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://www.dissercat.com/content/vliyanie-oblucheniya-na-materialy-tvelov-s-uranovym-i-uran-plutoniem-oksidnym-toplivom-pri/> (дата обращения: 05.04.2021).

Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь, А.С. Ореховский, С.С. Сагалов, П.А. Ильин, В.Г. Теплов,
О.Н. Никитин, А.В. Беляева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, С.В. Кузьмин,
Ю.Н. Мальцев, Е.Б. Мальцева, Д.А. Соколовский, Д.Е. Маркелов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МОЛИБДЕНА В ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВАХ МЕТОДОМ АТОМНО-ЭМИССИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ

Сплавы на основе циркония являются основными конструкционными материалами большинства ядерных реакторов, охлаждаемых водой. Известно, что примесные элементы, входящие в состав сырья, используемого при производстве реакторного циркония и сплавов на его основе, а также обусловленные технологическими процессами производства как циркониевых сплавов, так и изделий из них, оказывают влияние, как правило негативное, на качество, структуру и свойства изделий из сплавов на основе циркония [1, 2], что в свою очередь накладывает жёсткие требования как на максимальное содержание примесей в циркониевых сплавах, так и на чувствительность применяемых для их контроля методов. Одним из относительно недорогих и наиболее чувствительных методов анализа химического состава материалов является метод атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой, возможность использования которого для исследования ряда примесных элементов в сплавах на основе циркония показана на примере разработки метода определения молибдена.

Исследования проводили на атомно-эмиссионном спектрометре с индуктивно связанной плазмой Ultima 2 (Франция), оснащённом инертной системой ввода образца и инертным параллельно-поточковым распылителем. Пробы анализируемых образцов переводили в раствор в смеси воды, азотной и плавиковой кислот; отбор и подготовку проб выполняли в соответствии с техническими условиями ТУ 001.280-95 «Слитки из сплава циркония марки Э635».

Недостаток достоверных литературных данных по спектральным линиям для атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой [3] требует обязательных экспериментальных исследований каждой аналитической линии на наличие или отсутствие спектральных помех. На первом этапе был проведён поиск аналитических линий молибдена, перспективных для использования при анализе материалов на основе циркония. Для этого выполнен литературный анализ десяти наиболее чувствительных в индуктивно связанной плазме эмиссионных линий молибдена [3, 4] на наличие спектральных помех со стороны циркония как основного элемента химического состава, а также ниобия и олова — основных легирующих элементов циркониевых сплавов. Для экспериментального исследования атомно-эмиссионного спектра циркония и циркониевых сплавов в индуктивно связанной плазме вблизи выбранных линий молибдена были использованы растворы циркония йодидного, сплавов циркония Э110, Э125 и Э635 с массовой концентрацией каждого 5,0 мг/см³, а также раствор ниобия металлического с массовой концентрацией 0,2 мг/см³. Исследования показали, что 70 % экспериментально обнаруженных эмиссионных линий циркония и ниобия в области выбранных линий молибдена не представлены в литературных источниках, наиболее перспективными аналитическими линиями молибдена для анализа в цирконии и циркониевых сплавах указанным методом являются линии: Mo II 201,511; Mo II 202,030; Mo II 203,844; Mo II 204,598; Mo II 268,414 и Mo II 287,151.

Согласно техническим условиям ТУ 95 166-98 «Сплавы циркония в слитках» и ТУ 001.280-95 «Слитки из сплава циркония марки Э635» массовая доля молибдена в сплавах циркония не должна превышать 0,005 %, что накладывает соответствующие требования на пределы обнаружения молибдена в растворах циркония и циркониевых сплавов. Для решения этой задачи на втором этапе было изучено влияние циркония на фоновую эквивалентную концентрацию и пределы обнаружения молибдена в растворах циркония и циркониевых сплавов для шести предварительно выбранных аналитических линий молибдена. Исследования проводили с использованием модельных растворов циркония йодидного и циркониевого сплава Э110 различной концентрации, содержащих 0 мг/дм³ (низкий стандарт) и 1,996 мг/дм³ (высокий стандарт) ионов раствора стандартного молибдена, приготовленного на основе государственного стандартного образца состава ионов молибдена ГСО 8086. Сбор данных осуществляли в режиме MAX (точка

измерения — одна, время интегрирования — четыре секунды, число измерений — десять).
Рабочие параметры спектрометра составили:

Мощность высокочастотного генератора на выходе 1 000 Вт

Скорость потока аргона, л/мин:

основного 12,0

вспомогательного 0

покрывного 0,2

Увлажнение аргона Выключено

Давление распылителя 0,4 МПа (4,0 бар)

Скорость распыления 0,98 мл/мин

Вычисление фоновой эквивалентной концентрации элемента ($ВЕС^{18}$), при которой интенсивность излучения элемента равна интенсивности фонового излучения, для каждой линии выполнялось программным комплексом автоматически. Определение предела обнаружения молибдена в твёрдом образце осуществляли пересчётом предела обнаружения молибдена в растворе циркония [4, 5] на массовую долю навески циркония в растворе.

Анализ полученных результатов показал, что:

- ◆ цирконий оказывает подавляющее действие на интенсивность излучения молибдена, характер подавления линейен, коэффициент подавления пропорционален концентрации циркония в растворе; уже при концентрации циркония, равной $1,0 \text{ г/дм}^3$, фоновая эквивалентная концентрация в 1,5–2 раза больше фоновой эквивалентной концентрации в растворе, не содержащем циркония;
- ◆ подавляющее действие циркония йодидного и сплава Э110 одинаково (рис. 2.47), что объясняется, с одной стороны, близкими значениями атомной массы и потенциала ионизации циркония и ниобия (91,224 и 92,9064 а. е. м. и 6,84 и 6,88 эВ соответственно), с другой — малым содержанием ниобия относительно циркония;

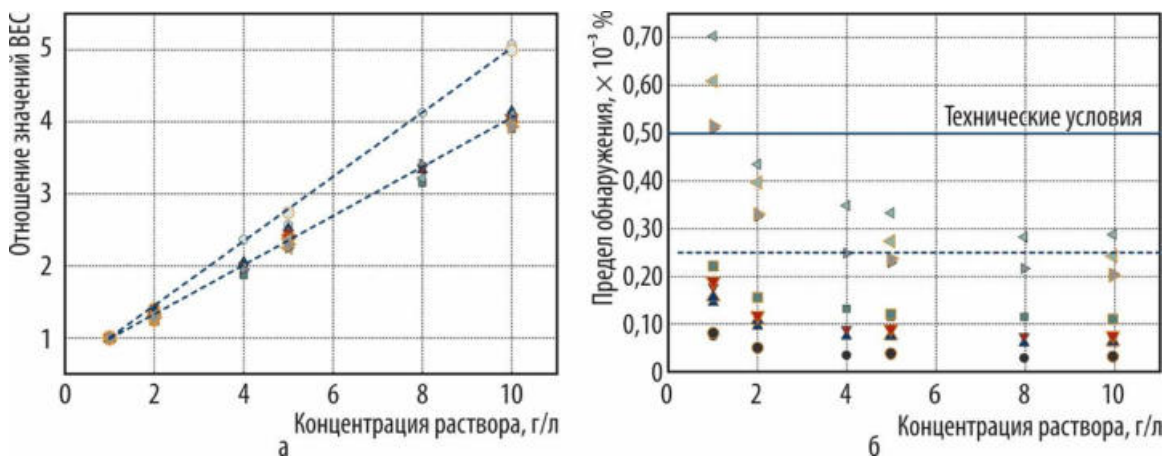


Рис. 2.47. Изменение отношения значений фоновой эквивалентной концентрации $ВЕС^{19}$ (а) и предела обнаружения молибдена в твёрдом образце (б) в зависимости от массовой концентрации циркония в растворе циркония йодидного (○, ■, ▲, ▼, ◀, ▶) по результатам одной серии измерений и сплава Э110 (●, ■, ▲, ▼, ◀, ▶) по результатам трёх серий измерений для аналитических линий: Мо II 201,511 (○ и ●), Мо II 202,030 (■ и ■), Мо II 203,844 (▲ и ▲), Мо II 204,598 (▼ и ▼), Мо II 268,414 (◀ и ▶), Мо II 287,151 (▶ и ▶)

¹⁸ ВЕС (Background Equivalent Concentration) — фоновая эквивалентная концентрация. — Прим. ред.

¹⁹ В рисунке имеется в виду отношение значения фоновой эквивалентной концентрации элемента молибдена (ВЕС) в растворах циркония и циркониевого сплава Э110 разной концентрации к значению фоновой эквивалентной концентрации элемента молибдена (ВЕС) в соответствующих растворах с концентрацией $1,0 \text{ г/л}$. — Прим. ред.

- ◆ подавляющее действие для пяти из шести исследованных линий одинаково: в приведённых выше условиях сбора данных и рабочих параметрах фоновая эквивалентная концентрация увеличивается примерно в четыре раза при увеличении концентрации раствора циркония в десять раз, и только для линии Мо II 201,511 эта величина примерно равна пяти;
- ◆ в области значений концентрации ниже половины от допустимого уровня содержания молибдена в цирконии (согласно вышеуказанным техническим условиям) при приведённых условиях сбора данных и рабочих параметрах гарантированно попадают четыре эмиссионные линии молибдена: Мо II 201,511, Мо II 202,030, Мо II 203,844, Мо II 204,598 (см. рис. 2.47);
- ◆ оптимальная концентрация раствора циркония или циркониевого сплава для анализа молибдена методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой составляет 2,0–5,0 г/л.

Проведённые исследования показали, что пределы обнаружения молибдена в цирконии и циркониевых сплавах Э635, Э110 и Э125, полученные методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой, примерно в пять раз меньше максимального регламентируемого в технических условиях содержания (при массовой концентрации анализируемого раствора, равной 4,0–5,0 г/л). В ходе исследований было обнаружено, что массовая доля молибдена в образце циркониевого сплава Э635 равна 0,002 %, что заметно отличается от аналогичного показателя для образцов циркония йодидного и циркониевых сплавов Э110 и Э125 (рис. 2.48), но не превышает допустимые нормы и согласуется с данными по типичному максимальному содержанию примесей в циркониевых сплавах [2].

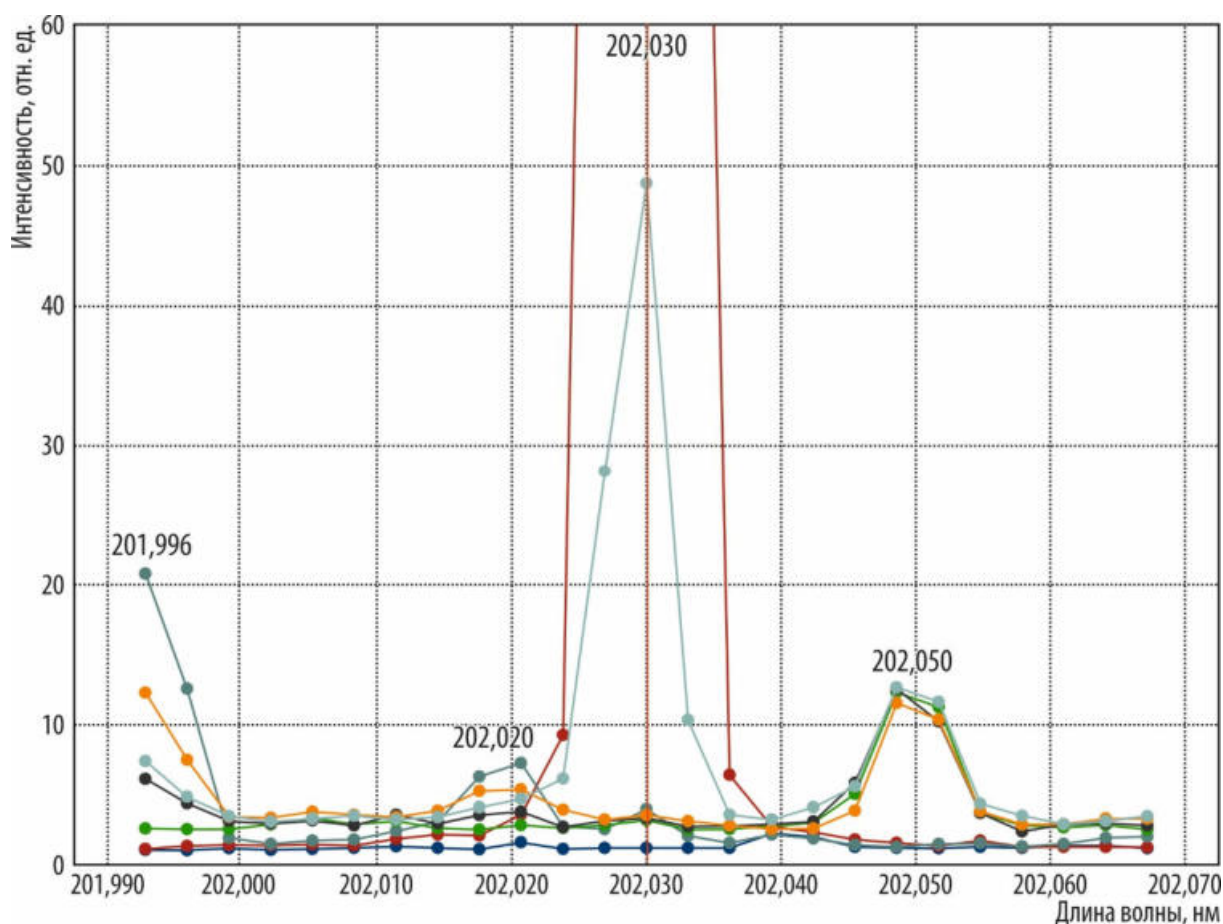


Рис. 2.48. Атомно-эмиссионные спектры излучения растворов циркония йодидного (—●—) и сплавов циркония Э110 (—●—), Э125 (—●—) и Э635 (—●—) с массовой концентрацией 5,0 мг/см³, а также деионизованной воды (—●—), стандартного образца ионов молибдена (—●—) с концентрацией 0,005 мг/см³, ниобия металлического (—●—) с концентрацией 0,2 мг/см³ в спектральном диапазоне (202,030 ± 0,036) нм

Данный метод был также использован при выполнении послереакторных исследований сборки ТВС-2М реактора ВВЭР-1000, отработавшей на четвёртом энергоблоке Балаковской АЭС в течение двух топливных кампаний. Исследования химического состава образцов из оболочек ТВЭЛОВ показали, что массовая доля молибдена в образцах ТВЭЛА с аномальным внешним видом и ТВЭЛА-свидетеля одинакова и составляет 0,028 % и 0,029 % соответственно.

Список литературы

1. Займовский А.С., Никулина А.В., Решетников Н.Г. Циркониевые сплавы в ядерной энергетике. — М.: Энергоатомиздат, 1994. — 253 с.
2. Никулина А.В., Мальгин А.Г. Примеси и их влияние на структуру и свойства циркониевых изделий ядерных реакторов // Атомная энергия, 2008. Т. 105, вып. 5. С. 259–266.
3. Зайдель А.Н., Прокофьев В.К., Райский С.М. и др. Таблицы спектральных линий. — М.: Издательство «Наука», 1969. — 784 с.
4. Boumans P.W.J.M. Line Coincidence for Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectrometry: in Two Volumes. Vol. 1. — 2nd ed. — Oxford: Pergamon Press Ltd., 1984. — P. XI.
5. Эспериандова Л.П., Беликов К.Н., Химченко С.В., Бланк Т.А. Ещё раз о пределах обнаружения и определения // Журнал аналитической химии, 2010. Т. 65, № 3. С. 229–334.

М.А. Кулакова

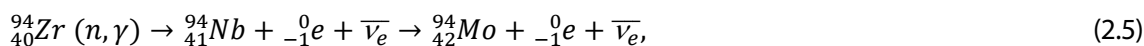
ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВКЛАДА МОЛИБДЕНА, НАКОПЛЕННОГО В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ, НА СВОЙСТВА СПЛАВОВ ЦИРКОНИЯ

Радиационное упрочнение сплавов циркония традиционно связывают с образованием под действием облучения радиационных дефектов в виде дислокационных петель, являющихся препятствием для движения дислокаций при механических испытаниях этих материалов. Перераспределение легирующих элементов между выделениями вторых фаз и их твёрдым раствором в цирконии в результате облучения (к примеру, обогащения частиц фазы бета-ниобия цирконием в сплаве Э110, сопровождающегося увеличением размера этих частиц) также может вносить вклад в изменение предела текучести циркониевого сплава. Однако влияние такого механизма не изучено, и, по-видимому, оно мало. Накопление радиационных дефектов с ростом дозы облучения выходит на стадию насыщения, что хорошо коррелирует в ряде случаев с выходом на постоянный уровень значений предела текучести циркониевых сплавов.

К настоящему времени накоплены факты положительного влияния легирования циркониевых материалов молибденом. Например, установлено, что добавка в сплав Э635 молибдена (массовая доля — 0,1 %) приводит к заметному снижению поглощения этим сплавом водорода при испытании образцов в автоклаве при температуре 400 °С и давлении, равном 10,3 МПа. Японские коллеги исследовали влияние легирующих элементов: олова, ниобия, хрома и молибдена — на микроструктуру и механические свойства бинарных сплавов циркония. Экспериментальные результаты показали (рис. 2.49²⁰), что молибден является наиболее эффективным среди этих элементов с точки зрения упрочнения сплава и уменьшения размера зерна.

Известно, что в процессе длительного нейтронного облучения в циркониевых сплавах образуются новые элементы — трансмутанты. Применительно к циркониевым конструкционным материалам накопление молибдена происходит по следующей реакции:

²⁰ Yanga H., Shena J., Matsukawab Y. et al. Effects of alloying elements (Sn, Nb, Cr, and Mo) on the microstructure and mechanical properties of zirconium alloys // Journal of Nuclear Science and Technology, September 2015. Vol. 52, No. 9. P. 1162–1173.



где e — электрон;

$\bar{\nu}_e$ — электронное антинейтрино.

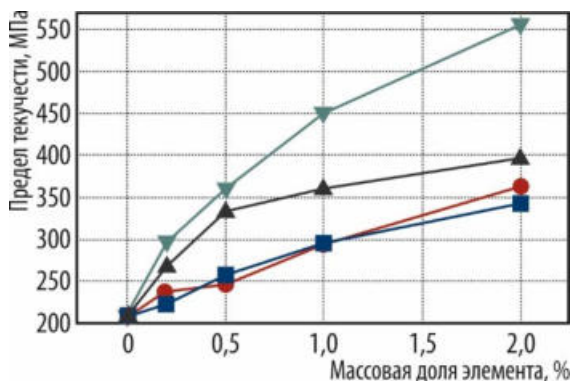


Рис. 2.49. Изменение предела текучести в образцах бинарных сплавов в зависимости от содержания в них олова (■), ниобия (●), хрома (▲) и молибдена (▼)

у оболочек твэлов из этого же сплава, у которых массовая доля образовавшегося при облучении в реакторе ВВЭР-1000 молибдена была не более 0,05 %. Без облучения значения предела текучести у материала этих изделий при комнатной температуре были практически одинаковыми, у оболочек твэлов с ростом дозы облучения (выгорания топлива) они оставались неизменными. Это позволяет предположить, что накопленный за счёт реакции трансмутации молибден приводит к увеличению радиационного упрочнения за счёт обогащения им твёрдого раствора, поскольку исследования методом трансмиссионной электронной микроскопии не выявили в структуре материала направляющей трубы выделений вторых фаз, содержащих молибден.

Для определения содержания молибдена в облучённых образцах циркониевых сплавов была дополнительно разработана и использована методика атомно-эмиссионного с индуктивно связанной плазмой спектрального анализа. Полученные результаты (на образцах облучённых изделий из сплава Э635) подтвердили факт накопления молибдена в процессе облучения в реакторе ВВЭР-1000 и выявили корреляцию упрочнения этого сплава с даже небольшим (не более 0,05 %) ростом массовой доли молибдена (рис. 2.50).

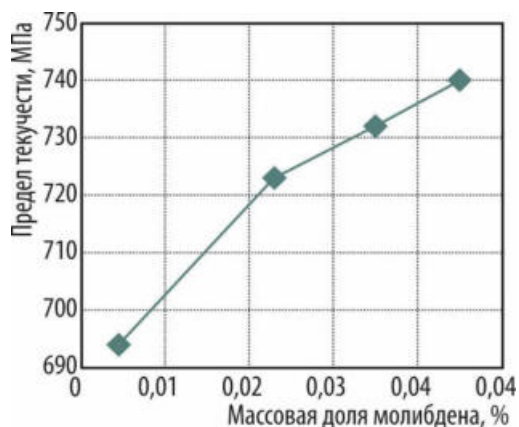


Рис. 2.50. Изменение предела текучести в образцах облучённого сплава Э635 в зависимости от содержания молибдена, накопленного по реакции трансмутации

Поскольку известно, что проведение послерадиационного отжига (например, при температуре 550 °С в течение двух часов) приводит к полному возврату механических свойств облучённых сплавов циркония вследствие исчезновения радиационных дефектов и восстановления состава фаз, то, очевидно, следует провести эксперимент с послерадиационным отжигом облучённых образцов, содержащих в своём составе трансмутантный молибден. Если возврат предела текучести у таких образцов будет неполным, это будет означать, что подтверждается гипотеза о вкладе накапливаемого молибдена в радиационное упрочнение циркониевого сплава.

Полученные результаты свидетельствуют о перспективности дальнейших исследований с использованием современных методов определения состава конструкционных материалов для изучения его влияния на свойства существующих и вновь разрабатываемых сплавов и применения накопленных знаний для улучшения служебных характеристик изделий.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА МАСС-СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ С ЛАЗЕРНОЙ АБЛЯЦИЕЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ АТОМНОЙ ДОЛИ БОРА-10 В ОБЛУЧЁННОМ КАРБИДЕ БОРА

Карбид бора является поглощающим нейтроны материалом, широко используемым в стержнях системы управления и защиты ядерных реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Важной характеристикой, определяющей изменение нейтронно-физических и физико-химических свойств карбида бора при облучении, является степень выгорания ядер изотопа бора-10, обусловленная ядерными реакциями поглощения нейтронов. Для экспериментального определения выгорания ядер этого изотопа используют различные методы [1–9], в том числе и масс-спектрометрию с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией. Этот метод [6–9] основан на испарении локального участка поверхности образца (диаметром от 10 до 50 мкм) лазерным зондом с последующей транспортировкой образующегося мелкодисперсного аэрозоля в зону горения индуктивно связанной плазмы и масс-спектрометрическим анализом ионов пробы. При использовании данного метода нет необходимости в предварительной химической подготовке проб, требуемой, к примеру, в масс-спектрометрии как термоионизационной, так и классической с индуктивно связанной плазмой [10], а локальность анализа при исследованиях распределения изотопного состава облучённых поглощающих материалов по их поверхности сравнима с вторично-ионной масс-спектрометрией.

Объектами исследований методом масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией стали образец исходной таблетки карбида бора в форме параллелепипеда (длина около 5 мм, ширина и высота — примерно по 1 мм) и образец облучённой таблетки карбида бора той же партии в виде сегмента высотой 5 мм. Для калибровки оборудования применяли стандартный образец стекла Национального института стандартов и технологий США — NIST SRM 612. В качестве эталона при выполнении данной работы использовали образец необлучённого карбида бора с естественным изотопным составом бора в виде таблетки диаметром около 10 мм и высотой примерно 5 мм. Выбор эталона обусловлен тем, что, поскольку процессы, происходящие при лазерной абляции, существенно зависят от основных физических характеристик анализируемых образцов, в том числе коэффициентов поглощения и отражения излучения, температуры плавления, теплопроводности, кристаллической структуры, единственным способом получения достоверных результатов является использование в качестве стандарта образца, максимально близкого по физическим и химическим характеристикам к исследуемым образцам [9]. Поверхность образцов после лазерной абляции дополнительно исследовали методом растровой электронной микроскопии.

Исследования образцов проводили с использованием масс-спектрометра с индуктивно связанной плазмой NexION 300D. Отбор проб с поверхности исследуемых образцов осуществляли лазерным аблятором NWR-213, который для работы с облучёнными образцами был дооборудован защитным стальным кожухом с вытяжным отверстием, соединённым со специальной вентиляцией. Также к ней был прикреплён ниппель микроасоса ячейки с образцами. Транспортировку мелкодисперсного аэрозоля исследуемого материала из ячейки лазерного аблятора в систему возбуждения индуктивно связанной плазмы масс-спектрометра осуществляли газобразным гелием марки А, расход которого составил 1,2 л/мин. В качестве рабочего газа индуктивно связанной плазмы использовали аргон газообразный марки 4.8 (расход — 17 л/мин). Лазерную абляцию осуществляли с помощью неодимового лазера с длиной волны 213 нм (длительность импульса составила 5 нс, а их частота — 10 Гц). Лазерный луч аблятора диаметром около 50 мкм фокусировался на локальных участках поверхности исследуемых образцов и эталона, где разворачивался в растр размером 100 на 100 мкм, при этом размер области исследования составлял примерно 150 на 150 мкм. Регистрацию сигнала пиков изотопов бора-10 и бора-11

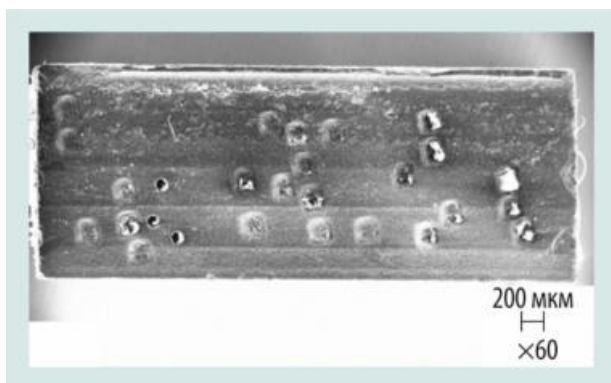
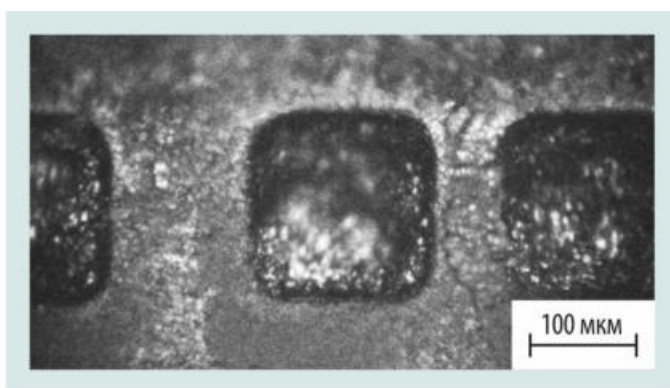
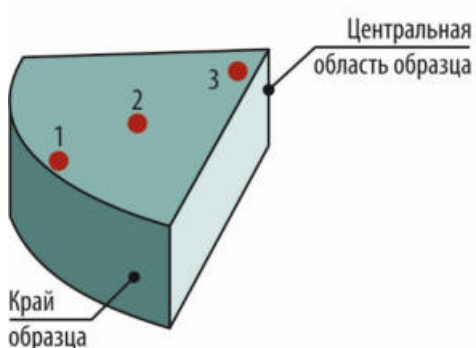


Рис. 2.51. Общий вид поверхности исходного образца во вторичных электронах (прямоугольные области — места проведения измерений)

осуществляли в режиме по 30 измерений в каждой точке, время измерения интенсивности сигнала каждого пика составляло 0,050 с. Исследования исходного образца карбида бора и эталона выполняли в нескольких произвольно выбранных точках (рис. 2.51). Изотопный состав облучённого образца карбида бора определяли по радиальному маршруту, состоящему из трёх точек (рис. 2.52), в каждой из которых выполняли три измерения. Спектры эталона и облучённого образца в области края образца (точка 1, см. рис. 2.52, а) представлены рис. 2.53.



а

б

Рис. 2.52. Схема исследования изотопного состава (а) и микрофотография поверхности (б) облучённого образца карбида бора, полученная с помощью видеокамеры лазерного аблятора (1–3 — точки)

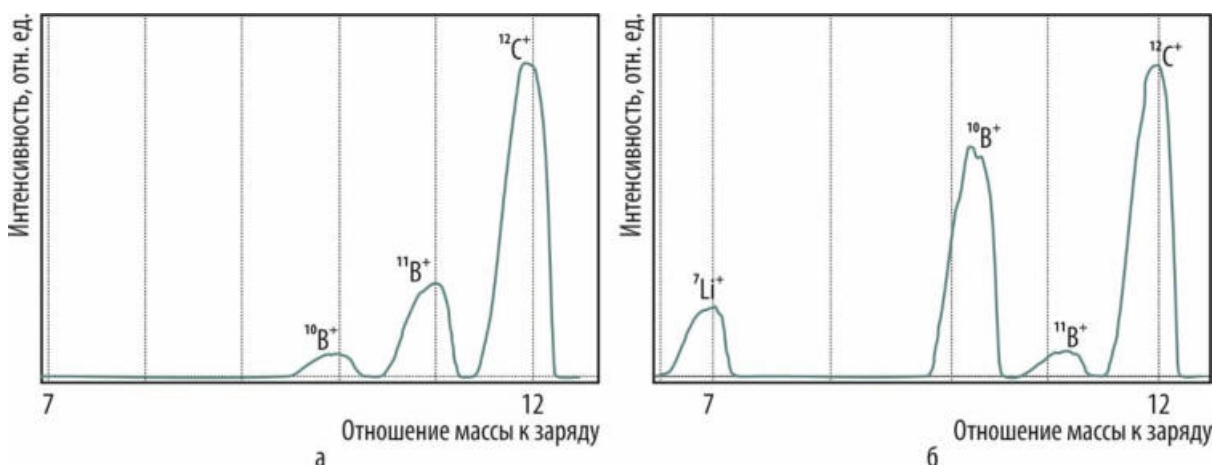


Рис. 2.53. Вид спектров эталона (а) и облучённого образца (б) в области края

Полученные в результате измерений абсолютные значения интенсивности пиков изотопов бора-10 и бора-11 обрабатывали в программе MS Excel. Атомную долю изотопа бора-10 в каждой области исследований облучённого и исходного образца рассчитывали по формуле

$$X_{10} = \frac{\sum_{k=1}^L X_{10k}}{L}, \quad (2.6)$$

где X_{10k} — атомная доля изотопа бора-10 в k -й регистрации;

L — число регистраций, равное 30.

Атомную долю изотопа бора-10 в k -й регистрации вычисляли по формуле

$$X_{10k} = \frac{I_{10k}K}{I_{10k}K + I_{11k}} 100 \%, \quad (2.7)$$

где I_{10k}, I_{11k} — абсолютная интенсивность пиков изотопов бора-10 и бора-11 в k -й регистрации за вычетом уровня фона соответственно;

K — коэффициент относительной чувствительности.

Коэффициент относительной чувствительности, учитывающий возможную дискриминацию по массе [11, 12], определяли по формуле

$$K = \frac{I_{11k_{\text{эт}}} X_{10_{\text{эт}}}}{I_{10k_{\text{эт}}} X_{11_{\text{эт}}}}, \quad (2.8)$$

где $I_{10k_{\text{эт}}}, I_{11k_{\text{эт}}}$ — абсолютная интенсивность масс-пиков изотопов бора-10 и бора-11 в k -й регистрации на эталоне за вычетом уровня фона соответственно;

$X_{10_{\text{эт}}}$ и $X_{11_{\text{эт}}}$ — атомная доля изотопов бора-10 и бора-11 в эталоне соответственно.

Результаты анализа атомной доли изотопа бора-10 по радиусу облучённого образца карбида бора, полученные методами масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией и термоионизационной масс-спектрометрии, приведены на рис. 2.54. Полученные обоими методами данные о среднем содержании бора-10 в исследуемом образце при сравнимых временных затратах хорошо согласуются. Однако первый метод позволяет получать информацию о содержании бора-10 в локальных областях поверхности облучённых таблеток с разрешением, равным минимальному диаметру лазерного зонда (3 мкм). Меньшая неопределённость измерения содержания бора-10 в исходном образце по сравнению с облучённым обусловлена бóльшим числом измерений при выбранной схеме измерений, а также, возможно, более гладкой поверхностью исходного образца и большей его плотностью.

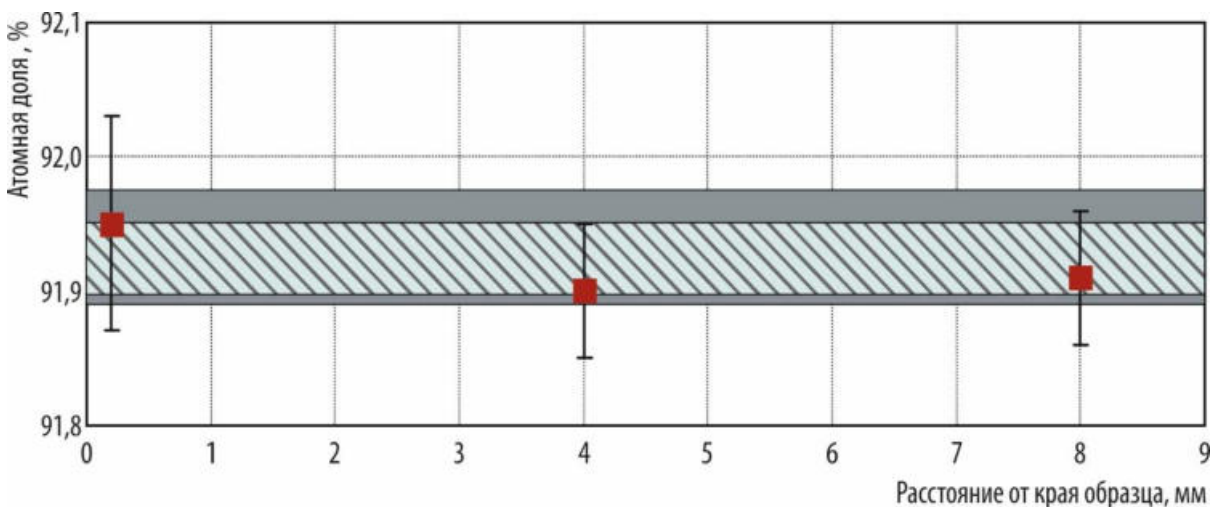


Рис. 2.54. Изменение атомной доли бора-10 по радиусу образца, измеренное методом масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией (исходного образца с учётом неопределённости измерений (■)) и среднее по трём измерениям (■) и термоионизационной масс-спектрометрии (с учётом неопределённости измерений (■))

Полученные результаты позволяют сделать вывод о возможности применения масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией при проведении послереакторных исследований содержания изотопа бора-10 в облучённых поглощающих материалах на основе карбида бора с микронным разрешением.

Список литературы

1. Gebhardt O., Gavillet D. SIMS imaging analyses of in-reactor irradiated boron carbide control rod samples // *Journal of Nuclear Materials*, 2000. V. 279. P. 368–371.
2. Евсеев Л.А., Рисованный В.Д., Тихончев М.Ю. Особенности выгорания ^{10}B в карбиде бора при облучении в спектре быстрых нейтронов реактора БН-600 // *Атомная энергия*, 2013. Т. 114. вып. 2. С. 107–110.
3. Acharya R., Raja Sk.W., Chhillar S. et al. Non-destructive quantification of total boron and its isotopic composition in boron based refractory materials by PIGE and an inter-comparison study using TIMS and titrimetry // *Journal of Analytical Atomic Spectrometry*, 2018. V. 5. P. 784–791.
4. Simeone D., Deschanel X., Berthier B. et al. Experimental evidence of lithium migration out of an irradiated boron carbide material // *Journal of Nuclear Materials*, 1997. V. 245. P. 27–33.
5. McMillan J.W., Pummery F.C.W, Pollard P.M. Experience in the use of the Harwell nuclear microprobe // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 1982. V. 197. P. 171–177.
6. Зайцева М.В., Пупышев А.А., Шапова Ю.В., Вотяков С.Л. Методические аспекты U / Pb датирования цирконов на многоколлекторном масс-спектрометре с индуктивно-связанной плазмой Neptune Plus с приставкой для лазерной абляции NWR 213 // *Аналитика и контроль*, 2016. Т. 20. № 2. С. 121–137.
7. Hu G., Li Y., Fana Ch. et al. In situ LA-MC-ICP-MS boron isotope and zircon U — Pb age determinations of Paleoproterozoic borate deposits in Liaoning Province northeastern China // *Ore Geology Reviews*, 2015. V. 65. P. 1127–1141.
8. Черноножкин С.М., Сапрыкин А.И. Особенности лазерной абляции стекла и стали и их влияние на результаты ЛА-ИСП-МС анализа // *Аналитика и контроль*, 2011. Т. 15. № 4. С. 413–420.
9. Алексеев А.В., Якимович П.В., Лейкин А.Ю. Анализ никелевых сплавов методом ИСП-МС с лазерной абляцией // *Труды ВИАМ (ФГУП «Всероссийский научно-исследовательский институт авиационных материалов»)*, 2017. № 5. С. 104–110.
10. Al-Ammaru A., Reitznerova E., Barnes R.M. Improving boron isotope ratio measurement precision with quadrupole inductively coupled plasma-mass spectrometry // *Spectrochimica Acta Part B*, 2000. V. 55. P. 1861–1867.
11. Пупышев А.А., Сермягин Б.А. Дискриминация ионов по массе при изотопном анализе методом масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой. — Екатеринбург: ФГБОУ ВПО «Уральский государственный технический университет — Уральский политехнический институт имени С. М. Кирова», 2006. 133 с.
12. Сысоев А.А. Физика и техника масс-спектрометрических приборов и электромагнитных установок. — М.: Энергоатомиздат, 1983. — 256 с.

Л.А. Евсеев, Е.М. Муралёва, М.А. Кулакова

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ДИЛАТОМЕТРА ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРНОГО КОЭФФИЦИЕНТА ЛИНЕЙНОГО РАСШИРЕНИЯ ТВЁРДЫХ ОБРАЗЦОВ

В отчётном году освоена методика определения температурного коэффициента линейного расширения твёрдых образцов на высокотемпературном дилатометре DIL 402 Expedis Supreme (производства фирмы «Нейтч»²¹, Германия). Дилатометр представляет собой автоматизированный аппаратный комплекс, состоящий из измерительного блока, включающего в себя устройство измерения температуры и измерительную систему, системы контроля, персонального компьютера и вспомогательного оборудования (рис. 2.55) и позволяющий определять коэффициент линейного расширения твёрдых образцов в интервале температуры от 293 до 1 873 К при скорости нагрева образца от 0,001 до 50 К/мин.

Сущность метода заключается в измерении линейных размеров образца, вызванных изменением его температуры. Длина исследуемого образца не должна превышать 52 мм, диаметр — 12 мм. Образец в специальном держателе помещают в печь. Держатель приводят в контакт с толкателем. Печь с образцом нагревают по заданной программе. Термическое расширение образца фиксирует система регистрации перемещения, к которой подключен толкатель. Информация об изменении длины образца сохраняется в файл и обрабатывается специальной программой NETZSCH Proteus, которая позволяет определить коэффициент линейного расширения при заданной температуре, а также среднее его значение в любом интервале температуры. Средний коэффициент линейного расширения твёрдых образцов рассчитывают по формуле

$$\alpha_{T_1; T_2} = \frac{\Delta l}{l_1(T_2 - T_1)}, \quad (2.9)$$

где T_1 — температура окружающей среды (комнатная температура), К;

T_2 — конечная температура нагрева, К;

Δl — приращение длины образца при изменении его температуры в диапазоне от T_1 до T_2 , мм;

l_1 — начальная длина образца при температуре T_1 , мм.

Контроль точности определения коэффициента линейного расширения осуществляют в соответствии со стандартом ASTM E288–17²² с применением стандартных образцов из графита марки РОСО или корунда (фирмы «Нейтч», Германия). Относительное отклонение среднего коэффициента линейного расширения стандартного образца от значения, указанного в паспорте, не должно превышать 3,0 %. На рис. 2.56 представлено относительное изменение длины стандартного образца оксида алюминия в зависимости от температуры нагревания и его паспортная характеристика. Среднее значение коэффициента линейного расширения стандартного образца в интервале от 313 до 1 023 К составляет $7,9337 \cdot 10^{-6} \text{ K}^{-1}$, паспортное значение — $7,8327 \cdot 10^{-6} \text{ K}^{-1}$. Таким образом, относительное отклонение среднего коэффициента линейного расширения стандартного образца от паспортного значения не превышает 1,3 %.

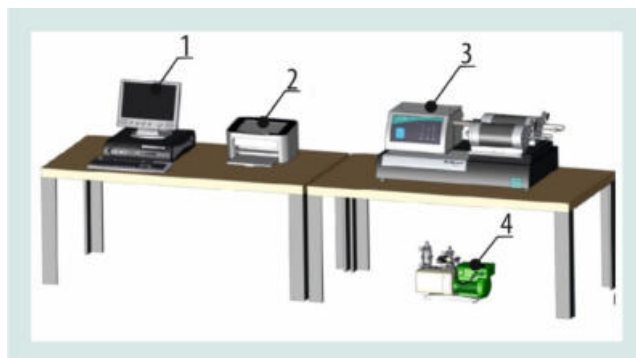


Рис. 2.55. Внешний вид дилатометра:

1 — персональный компьютер; 2 — принтер;

3 — измерительный блок; 4 — система вакуумирования

²¹ NETZSCH-Geratebau GmbH. — Прим. ред.

²² ASTM E288–17. Standard Test Method for Linear Thermal Expansion of Solid Materials with a Push-Rod Dilatometer. — West Conshohocken, Pennsylvania (USA): American Society for Testing and Materials International. — 10 p. — Web site of American Society for Testing and Materials. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.astm.org/Standards/E288-RU-RU.htm> (date of the application: 12.04.2021).

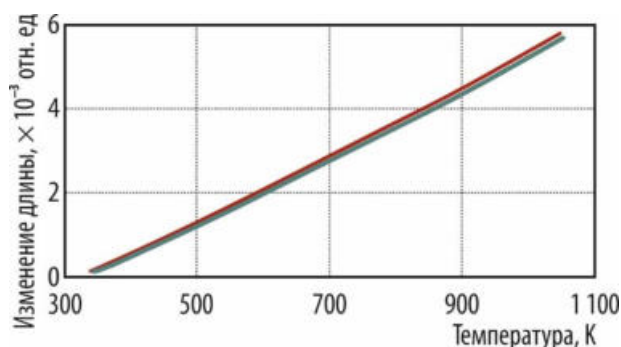


Рис. 2.56. Относительное изменение длины стандартного образца (—) в зависимости от температуры нагрева и паспортная характеристика (—)

Дилатометр поверен с выдачей подтверждающего свидетельства. Методика определения температурного коэффициента линейного расширения твёрдых образцов на высокотемпературном дилатометре NETZSCH DIL 402 Expedis Supreme применяется для выполнения работ по текущим контрактам.

*Е.П. Белан, Д.В. Харьков,
Д.М. Сорбат²³, А.Е. Федосеев, И.И. Гибадуллин*

ВЛИЯНИЕ КОРРОЗИОННО-АКТИВНЫХ НЕМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ВКЛЮЧЕНИЙ НА КОРРОЗИОННУЮ СТОЙКОСТЬ МАТЕРИАЛА НЕФТЕПРОВОДА

В институт были предоставлены фрагменты трубы нефтепровода, эксплуатировавшегося ОАО «Ульяновскнефть» (рис. 2.57) менее одного года, для определения возможных причин преждевременного выхода из строя.

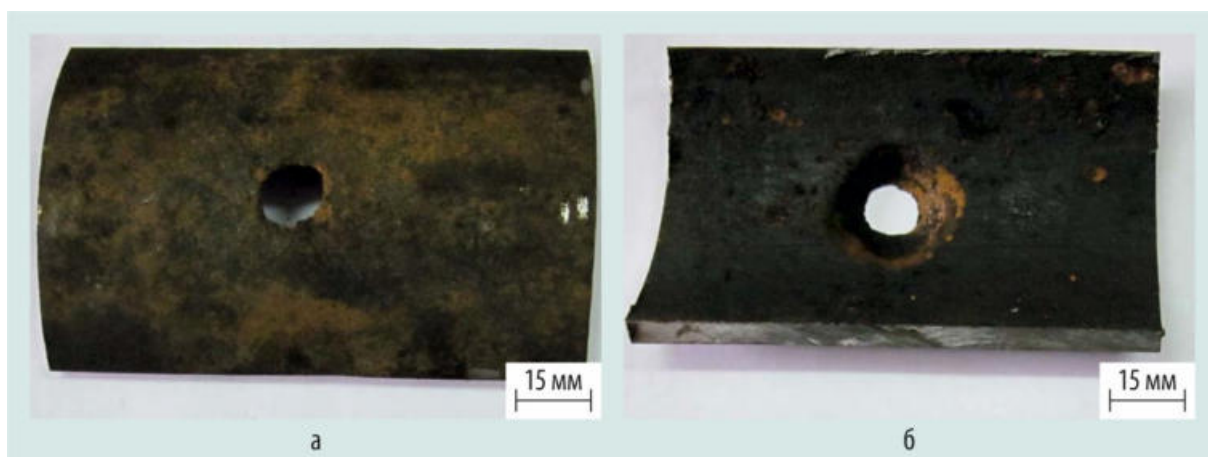


Рис. 2.57. Внешний вид некоторых дефектов на внешней (а) и внутренней (б) поверхности трубы

Для проведения металлографических исследований применяли оптический микроскоп OLYMPUS GX-51 при увеличении от 50 до 500 с использованием различных методов контрастирования. В ходе исследований осуществляли контроль наличия макро- и микродефектов, оценку как загрязнённости металла неметаллическими включениями, так и микроструктуры основного металла в зоне локального повреждения. Контроль загрязнённости неметаллическими включениями проводили на нетравленных металлографических шлифах по стандарту [1] методом Ш по всей площади шлифов продольного направления. Для выявления микроструктуры использо-

²³ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

вали химический метод травления металла в трёхпроцентном спиртовом растворе азотной кислоты, а оценку микроструктуры проводили по стандарту [2].

Металлографическое исследование показало неоднородное загрязнение металла окисными включениями (на рис. 2.58 отмечены стрелочками) и сульфидами (отмечены пунктирной стрелочкой). Наряду с обычными для этой стали присутствовали глобулярные включения с характерным ореолом (рис. 2.59). При общей загрязнённости металла (оксиды строчечные (ОС) и точечные (ОТ), сульфиды (С), силикаты хрупкие (СХ)), соответствующей 2,5 балла по шкале 1 стандарта [1], зафиксированы отдельные участки с повышенным загрязнением сульфидами до 3–3,5 и даже 4 баллов и оксидами до 3 баллов. Плотность глобулярных включений достигала на отдельных участках 20–25 включений на один квадратный миллиметр (см. рис. 2.59).



Рис. 2.58. Общий вид глобулярных включений

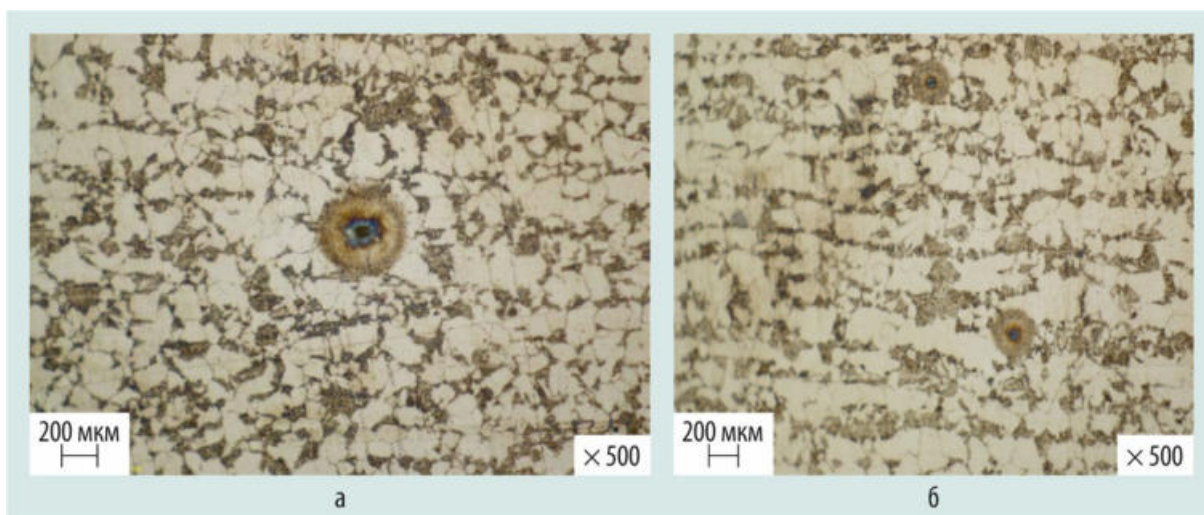


Рис. 2.59. Общий вид глобулярных включений размером 10 мкм (а) и около 3 мкм (б)

Микроструктура основного металла однородна и представляет структуру, состоящую из феррита и пластинчатого перлита с характерным для стали марки Ст20 соотношением фаз 20 к 80 соответственно по шкале 7 [2]. Зерна феррита соответствуют 7–8 баллам шкалы 1 стандарта [3]. Перлит распределён по металлу неравномерно малыми и большими областями. Полосчатость микроструктуры не превышает 1,5 балла, что соответствует требованиям технических условий. При металлографических исследованиях не выявлено каких-либо особенностей или значительных изменений структуры металла в зоне коррозионного разрушения (рис. 2.60).

Оценку механических свойств металла образцов проводили по результатам измерения твёрдости. Исследования показали, что значения твёрдости (110–141 НВ²⁴) основного металла из стали марки Ст20 и зоны его повреждения (зоны кратера) соответствуют регламентированным для данного типа стали [4] — не более 156 НВ. Полученные результаты исследования повреждён-

²⁴ Твёрдость по Бринеллю (НВ) — метод определения твёрдости, основанный на том, что в плоскую поверхность под нагрузкой внедряют стальной шарик. Число твёрдости НВ определяется отношением нагрузки к сферической поверхности отпечатка. Метод определения твёрдости материала предложен Юханом Августом Бринеллем, шведским инженером, металлургом, автором работ по металлургии стали и определению твёрдости металлов и сплавов. — Прим. ред.

ных фрагментов нефтепровода свидетельствуют, что механические характеристики металла и его микроструктура соответствуют данным для стали марки Ст20 [4].

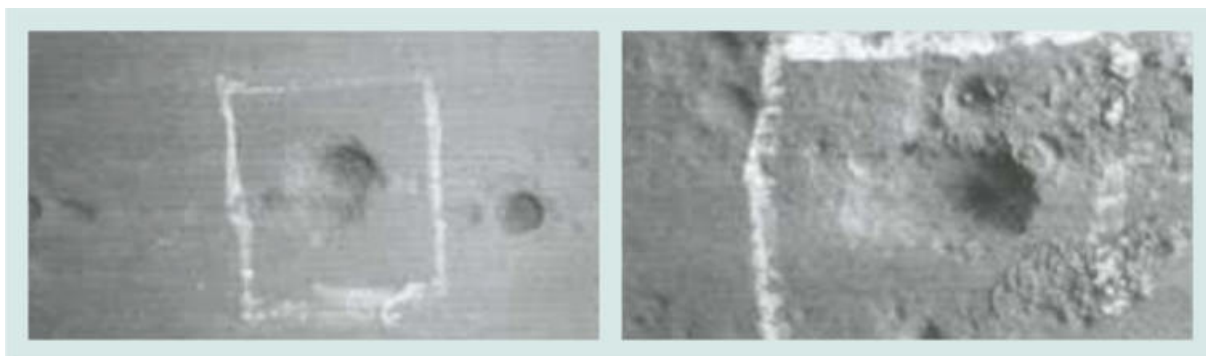


Рис. 2.60. Внешний вид язвенной коррозии внутренней поверхности трубопровода (Западная Сибирь)

Анализ литературных данных [5–10] показывает, что в настоящее время основную опасность для нефтепромысловых трубопроводов (нефтепроводов и водоводов) представляет локальная коррозия, которая протекает по классическому электрохимическому механизму. Это связано с высокой обводнённостью транспортируемых сред, повышенным содержанием в них ионов хлора, углекислого газа и сероводорода [11–13]. При этом ключевое влияние на коррозионную стойкость материалов нефтепроводов оказывают новые типы нерегламентированных государственными стандартами неметаллических кальцийсодержащих включений, появление которых связано с внедрением технологий обработки жидкой стали кальцийсодержащими материалами при неоптимальных технологических параметрах [14, 15]. Влияние этих неметаллических включений на процесс локальной коррозии связывают как с локальным растворением металла вокруг неметаллических включений, так и с активирующим действием продуктов их растворения, что в совокупности приводит к аномально высокой (до 30 мм/год) скорости коррозии

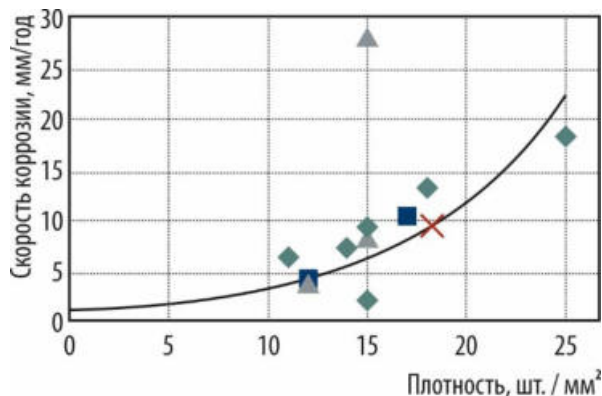


Рис. 2.61. Изменение скорости коррозии труб различных марок сталей: Ст20 (◆), 09Г2С (■), 09ГСФ (▲), 10 пс (×) — в зависимости от плотности коррозионно-активных неметаллических включений

самой опасной. В работе [16] показано, что уже при превышении концентрации включений такого рода значения, равного два включения на квадратный миллиметр (см. рис. 2.61), риск возникновения язвенной коррозии возрастает многократно, вызывая появление характерных дефектов округлой формы (см. рис. 2.60).

Проведённые металлографические исследования материала фрагментов трубы нефтепровода показали наличие коррозионно-активных неметаллических включений. Такие включения присутствуют как на повреждённом, так и на неповреждённом участках трубы. Причём их распределение по поверхности трубы неравномерно. На отдельных участках их плотность достигает

материалов нефтепроводов (рис. 2.61 [16]). Такой тип включений получил название коррозионно-активные неметаллические [17, 18]. Эти включения выявляются на металлографическом шлифе по своей характерной округлой форме и характерному ореолу, образуемому при травлении шлифа (см. рис. 2.58 и 2.59). Выделяют два типа коррозионно-активных неметаллических включений: первый представляет собой алюминаты кальция состава $m\text{CaO} \cdot n\text{Al}_2\text{O}_3$, второй — неметаллические включения, имеющие ядро из алюминатов кальция и окружённые оболочкой из сульфида кальция [16]. Большая часть коррозионно-активных неметаллических включений второго типа имеет размер 5–10 мкм и является

25 включений на квадратный миллиметр. Образование кратеров с внутренней стороны трубы можно объяснить присутствием в составе материала трубы нерегламентированных государственным стандартами коррозионно-активных неметаллических включений.

Для предупреждения появления подобных нарушений целостности материала нефтепроводов необходимо использовать стали с регламентированной чистотой по коррозионно-активным неметаллическим включениям (например, сталь марки Ст20-КСХ, коррозионно-стойкую и хладостойкую, изготовленную в соответствии с техническими условиями ТУ 14-1-5491–2004 «Трубы стальные электросварные прямошовные нефтегазопроводные повышенной стойкости против локальной коррозии»).

Список литературы

1. ГОСТ 1778-70 (ИСО 4967-79). Сталь. Металлографические методы определения неметаллических включений. Межгосударственный стандарт. — М.: Стандартинформ, 2011. — 30 с. — Также доступно в Электронном фонде правовых и нормативно-технических документов АО «Кодекс». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200005709> (дата обращения 12.04.2021).
2. ГОСТ 8233-56. Сталь. Эталоны микроструктуры. Межгосударственный стандарт. — М.: ИПК «Издательство стандартов», 2004. — 10 с.— Также доступно в Электронном фонде правовых и нормативно-технических документов АО «Кодекс». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200004654> (дата обращения 12.04.2021).
3. ГОСТ 5639-82. Стали и сплавы. Методы выявления и определения величины зерна. Межгосударственный стандарт. — М.: ИПК «Издательство стандартов», 2003. — 19 с.— Также доступно в Электронном фонде правовых и нормативно-технических документов АО «Кодекс». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200005473> (дата обращения 12.04.2021).
4. Зубченко А.С., Колосков М.М., Каширский Ю.В. и др. Марочник сталей и сплавов / под ред. заслуженного деятеля науки РФ, д-ра техн. наук, проф. А.С. Зубченко. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Машиностроение, 2003. — 784 с.
5. Красноярский В.В., Цикерман Л.Я. Коррозия и защита подземных металлических сооружений. — М.: Высшая школа, 1968. — 296 с.
6. Богачев А.М., Пальмский А.Ф., Борщевский В.Г. и др. Коррозия под действием теплоносителей, хладогентов и рабочих тел: справочное руководство / под ред. А.М. Сухотина, В.М. Беренблит. — Л.: Химия, 1988. — 360 с.
7. Сокол И.Я., Ульянов Е.А., Фельдгандлер Э.Г. и др. Структура и коррозия металлов и сплавов: атлас-справочник / под ред. Е.А. Ульянина. — М.: Металлургия, 1989. — 400 с.
8. Клинов И.Я. Коррозия химической аппаратуры и коррозионно-стойкие материалы. — М.: Машиностроение, 1967. — 468 с.
9. Герасименко А.А., Александров Я.И., Андреев И.Н. и др. Защита от коррозии, старения и биоповреждений машин, оборудования и сооружений: справочник: в 2 т. Т. 1. / под ред. д-ра техн. наук А.А. Герасименко. — М.: Машиностроение, 1987. — 688 с.
10. Ланчаков Г.А., Зорин Е.Е., Пашков, Ю.И., Степаненко А.И. Работоспособность трубопроводов: в 3 ч. Ч. 2. Спротивляемость разрушению. — М.: ООО «Недра — Бизнесцентр», 2001. — 350 с.
11. Бурлов В.В., Алцыбеева А.И., Кузинова Т.М. Локальная коррозия оборудования современного нефтеперерабатывающего завода // Известия Санкт-Петербургского государственного технологического института (технического университета), 2011. № 11 (37). С. 92–96.
12. Ивановский В.Н. Теоретические основы процесса коррозии нефтепромышленного оборудования // Инженерная практика, 2010. № 6. С. 4–14.
13. Уорф Р., Киченко А.Б. Проблема коррозии в трубопроводах системы сбора нефти и пути её решения // Практика противокоррозионной защиты, 2010. № 4. С. 25–30. — Режим доступа: по подписке. — URL: <http://www.corrosion-protection.ru/ru/> (дата обращения: 12.04.2021).

14. Шахпазов Е.Х., Зайцев А.И., Шапошников Н.Г. и др. К проблеме физико-химического прогнозирования типа неметаллических включений. Комплексное раскисление стали алюминием и кальцием // *Металлы*, 2006. № 2. С. 3–14.
15. Голубцов В.А., Воронин А.А., Тетюева Т.В. и др. Происхождение неметаллических включений и пути снижения загрязнённости ими металла // *Металлург*, 2005. № 4. С. 73–77.
16. Эндель Н.И. Структурные факторы коррозионной стойкости сталей для нефтепромысловых трубопроводов: автореферат диссертации на соискание учёной степени кандидата технических наук. — М.: Центр физической химии, материаловедения, биметаллов и специальных видов коррозии ФГУП «Центральный научно-исследовательский институт черной металлургии имени И.П. Бардина», 2011. — 28 с.
17. Филиппов Г.А., Родионова И.Г., Бакланова О.Н. и др. Коррозионная стойкость стальных трубопроводов // *Технология металлов*, 2004. № 2. С. 24–27.
18. Родионова И.Г., Зайцев А.И., Бакланова О.Н. и др. Современные подходы к повышению коррозионной стойкости и эксплуатационной надёжности сталей для нефтепромысловых трубопроводов. — М.: Металлургиздат, 2012. — 172 с.

Г.В. Филякин

РАЗРАБОТКА ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ГРАФИТА В РЕАКТОРЕ БОР-60

В рамках выполнения первого этапа работ по контакту с компанией «Фанда Карбон Нью Материал»²⁵ (Китай) были разработаны устройства (рис. 2.62) для облучения графита в реакторе БОР-60 при температуре (325 ± 10) °С (низкотемпературное испытание) и (450 ± 15) , (600 ± 25) и (750 ± 35) °С (высокотемпературные испытания). Облучательные устройства состоят из разборного пакета, включающего в себя съёмную головку, корпус, хвостовик и подвеску, в которой размещают образцы. Внешние геометрические параметры устройств соответствуют штатной тепловыделяющей сборке реактора БОР-60 и позволяют установить их в ячейки активной зоны и бокового экрана реактора. При проведении реакторных экспериментов теплоноситель из камеры низкого (при низкотемпературном испытании) или высокого (при высокотемпературном испытании) давления напорного коллектора БОР-60 через отверстие в хвостовике попадает во внутреннюю полость облучательных устройств, омывает подвеску и через отверстия в съёмной головке выходит из внутренней полости. В низкотемпературном облучательном устройстве образцы графита размещают в шести герметичных трубках, собранных в пучок, который омывается теплоносителем, а в высокотемпературном — в герметичной ампуле, содержащей обоймы из тугоплавких металлов с отверстиями для образцов. Объём трубок и ампул с образцами заполняют гелием под давлением 0,1 МПа. В каждом устройстве располагают образцы, облучаемые под сжимающей нагрузкой для исследования радиационной ползучести графита: в низкотемпературном — в центральной трубке устройства, в высокотемпературных — в центральных отверстиях обойм. Нагрузка, обеспечивающая напряжение на образцах в условиях проведения реакторных испытаний, составляет (15 ± 2) МПа, создаётся сильфонным узлом и передаётся к образцам через нагружающий шток.

²⁵ Fangda Carbon New Material Company Ltd. — Прим. ред.

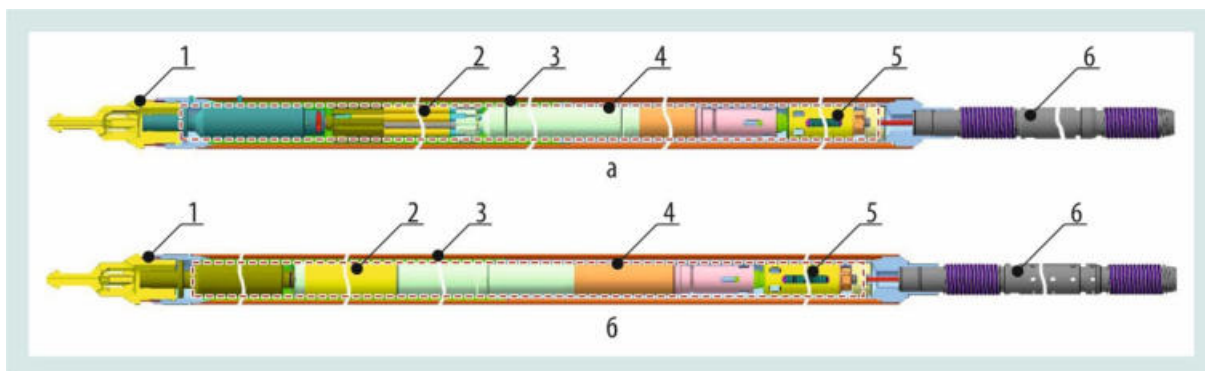


Рис. 2.62. Схема облучательных устройств для низко- (а) и высокотемпературного (б) испытания: 1 — головка; 2 — герметичные трубки (ампула) с образцами; 3 — корпус; 4 — подвеска; 5 — блок нагрузки; 6 — хвостовик

По результатам проведённых нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов были выбраны ячейки для испытания облучательных устройств, газовая среда, материал обойм и величина зазоров между обоймами и ампулой (для высокотемпературных устройств), при которых значения температуры образцов находятся в требуемом диапазоне. Для испытания низкотемпературного устройства была выбрана ячейка ДЗ6 (седьмой ряд), а для высокотемпературных — ячейки Г06 (седьмой ряд), А11 (пятый ряд) и Д05 (четвёртый ряд). В настоящее время ведутся работы по изготовлению облучательных устройств.

*С.Г. Ерёмин, Ю.А. Власов, А.Е. Федосеев, Ю.В. Набойщиков,
Д.В. Харьков, Е.П. Белан, Н.С. Погляд, А.Н. Дыреев, Д.М. Сорбат²⁶*

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВОДОРОДА НА ТЕРМИЧЕСКУЮ СТАБИЛЬНОСТЬ РАДИАЦИОННЫХ И ДЕФОРМАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ В МОДЕЛЬНЫХ СПЛАВАХ ЦИРКОНИЯ

Получены первые результаты исследований в рамках контракта с компанией «Электрисите де Франс»²⁷ (Франция), целями которого являются количественный анализ влияния водорода на размерную стабильность и структурные особенности облучённых до различных значений (вплоть до 30 сна) повреждающей дозы модельных циркониевых материалов и расширение теоретических знаний в области радиационного повреждения и моделирования кинетики отжига радиационных дефектов. Объектом исследований были модельные сплавы циркония с различным содержанием ниобия и олова. Исследуемые образцы прошли две-три термообработки в исходном (необлучённом) состоянии: холоднотермомодеформированную, рекристаллизованную, частично рекристаллизованную. Кроме модельных сплавов проводили также исследования реперных образцов из сплава Циркалой-4, предоставленных заказчиком. Часть образцов в исходном состоянии наводороживали до 60 и 300 млн⁻¹ (ppm). Облучение образцов проводили в реакторе БОР-60 при температуре (325 ± 10) °С до повреждающей дозы, равной 15 и 30 сна.

²⁶ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

²⁷ Electricite de France SA (EDF (фр. Électricité de France)). — Прим. ред.

Для изучения термической стабильности деформационных и радиационных дефектов проводили изотермический отжиг в инертной среде при температуре 420, 450 и 470 °С в течение 0,5–1 000 ч. В исходном и облучённом состояниях и после каждого этапа термических испытаний измеряли микротвёрдость образцов.

По результатам определения энергии активации отжига деформационных дефектов на основании данных измерений микротвёрдости в исходном состоянии сделан предварительный вывод, что наводороженные образцы имеют большую энергию активации отжига деформационных дефектов по сравнению с исходными (ненаводороженными) образцами. Увеличение концентрации водорода в исследуемых циркониевых сплавах приводит к увеличению скорости их радиационного роста (рис. 2.63). Разница в скорости роста наиболее ярко выражена для образцов, облучённых после рекристаллизации. Для таких образцов существует инкубационный период в скорости радиационного роста до дозы 10–15 сна, а для образцов в холоднотемпературном состоянии он отсутствует. Однако при достижении повреждающей дозы 30 сна величина радиационного роста для ненаводороженных образцов в обоих состояниях примерно одинакова.

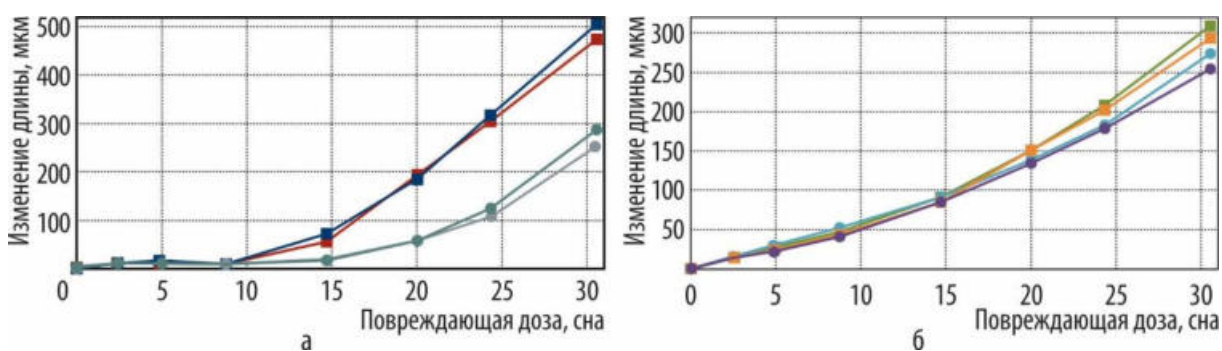


Рис. 2.63. Изменение длины, обусловленное радиационным ростом, в зависимости от дозы облучения для нескольких образцов исследуемых модельных сплавов циркония в рекристаллизованном (а) и холоднотемпературном (б) состоянии с различным содержанием водорода: 0 (●, ●, ●, ●) и 300 (■, ■, ■, ■) млн⁻¹ (ppm)

В настоящее время работы в рамках выполнения контракта продолжают согласно календарному плану.

С.Г. Ерёмин, А.О. Посевин, Ю.А. Власов

ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ НА ПОЛЗУЧЕСТЬ ПРИ СЖАТИИ И РАСТЯЖЕНИИ

Разработаны комплекты рабочей конструкторской документации и изготовлены три облучательных устройства (рис. 2.64), которые предназначены для проведения испытаний в реакторе БОР-60 образцов труб направляющих каналов и полос из сплава Э635 на ползучесть при сжатии (одно устройство) и растяжении (два устройства), радиационный рост и механические свойства. Облучение планируется до достижения флюенса нейтронов, равного $3,0 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ (с энергией более 0,1 МэВ).

Конструкции облучательных устройств позволяют проводить их разборку и последующую сборку в периоды остановки реактора для проведения материаловедческих исследований облу-

чаемых образцов с целью определения изменения их физико-механических свойств в зависимости от дозы облучения. В качестве корпуса облучательного устройства использован разборный материаловедческий пакет. Его размеры соответствуют штатной тепловыделяющей сборке реактора БОР-60, что позволяет устанавливать пакет в ячейки активной зоны реактора. Материаловедческий пакет состоит из шестигранного чехла, верхнего и нижнего переходников и хвостовика. Внутри чехла расположена труба. Полость между чехлом и внутренней трубой при эксплуатации заполнена газовой смесью воздуха и аргона, что обеспечивает теплоизоляцию внутренней полости пакета. Присоединение головки к верхней части пакета обеспечивается с помощью байонетного разъёмного соединения с фиксацией стопорным кольцом. Во время испытаний натрия первого контура реактора БОР-60 через отверстие в хвостовике поступает во внутреннюю полость материаловедческого пакета и направляется вверх, контактируя с наружными поверхностями подвески с образцами. Через боковые отверстия в головке поток натрия выходит из внутренней полости. Сжимающее усилие на образцах формируется при помощи блока нагрузки (рис. 2.65). Расчётное давление во внутренней полости сильфонной камеры, заполненной гелием, соответствует заданному усилию на образцы в условиях проведения реакторных испытаний. Усилие от нагружающего элемента — сильфонной камеры блока нагрузки — передаётся к гирлянде образцов посредством нагружающего штока, расположенного внутри наконечника. Облучательное устройство для испытаний образцов на ползучесть при растяжении (см. рис. 2.64, б) по конструкции идентично устройству для испытаний при сжатии. Отличие состоит лишь в конструкции нагружающего элемента гирлянды, в качестве которого используется тарированная пружина.

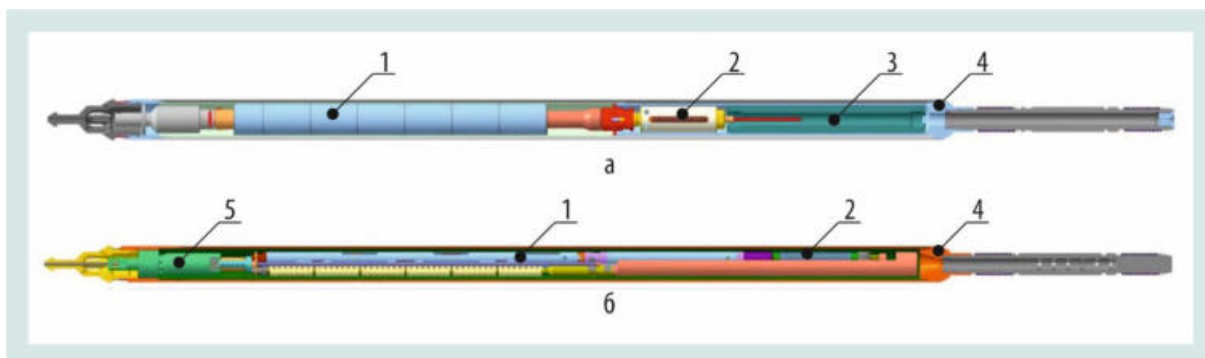


Рис. 2.64. Схема облучательного устройства для реакторных испытаний трубчатых образцов на ползучесть при сжатии (а) и растяжении (б): 1 — подвеска (с образцами без нагрузки и гирляндой образцов под нагрузкой); 2 — блок нагрузки; 3 — коллектор; 4 — корпус; 5 — стержень упорный

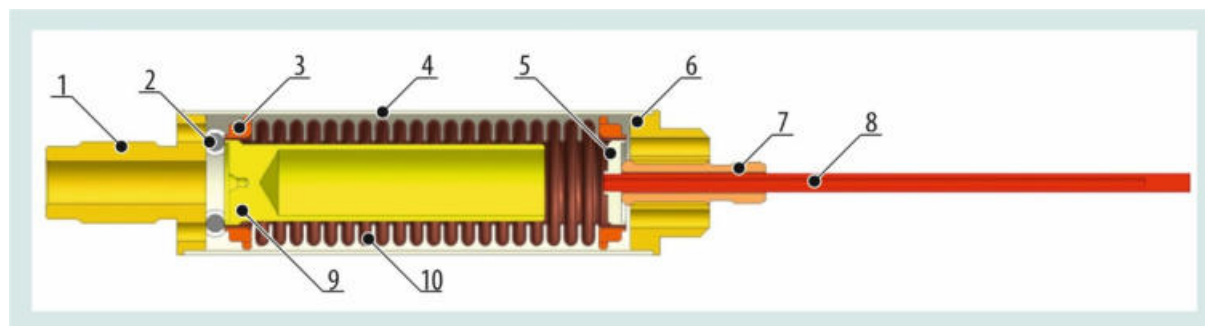


Рис. 2.65. Схема блока нагрузки: 1 — наконечник; 2 — скоба; 3 — направляющие втулки; 4 — оболочка; 5 — кольцо; 6 — заглушка; 7 — регулировочный винт; 8 — канал; 9 — центральная втулка; 10 — сильфон

В настоящее время проводят облучение устройств в реакторе БОР-60.

Ю.А. Власов, А.И. Плотников, А.О. Посевин

ПОДГОТОВКА ОБРАЗЦОВ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОПЕРЕЧНОГО СЕЧЕНИЯ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА РЕАКТОРА ВВЭР МЕТОДОМ ТРАНСМИССИОННОЙ ЭЛЕКТРОННОЙ МИКРОСКОПИИ

Исследования оболочек топливных элементов реакторов ВВЭР из сплава Э110 после эксплуатации необходимы для обоснования работоспособности изделий, выявления изменений механических и коррозионных свойств материала. Одна из важных особенностей микроструктуры циркониевых сплавов заключается в наличии радиационных дислокационных петель <с>-типа. Их появление при нейтронном облучении коррелирует с началом стадии ускоренного радиационного роста и радиационной ползучести²⁸, которые влияют на надёжность и безопасность эксплуатации изделий из циркониевых сплавов. Поэтому исследование механизма зарождения и роста данных радиационных дефектов, а также их взаимодействия между собой и с гидридами является важным этапом при анализе микроструктуры облучённых циркониевых сплавов

Радиационные дислокационные петли <с>-типа залегают в базисной плоскости {001} кристаллической решётки альфа-циркония, при этом отчётливо видны они лишь при призматической ориентации зёрен относительно электронного пучка в микроскопе, когда ось *c* монокристалла альфа-циркония перпендикулярна электронному пучку. Для изучения микроструктуры вырезку дисковых образцов из оболочек твэлов осуществляют трубчатым сверлом перпендикулярно поверхности оболочки (рис. 2.66, а).

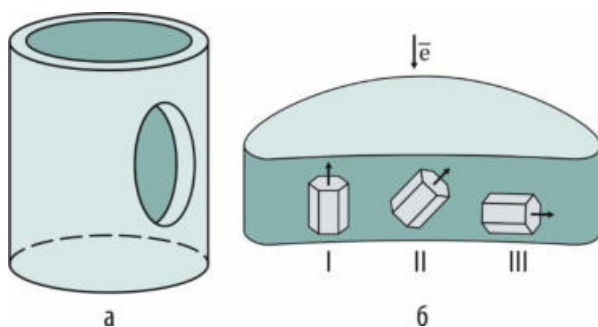


Рис. 2.66. Схема вырезки дискового образца из оболочки твэла (а) и три варианта ориентации зёрен альфа-циркония в образце по отношению к электронному пучку в микроскопе (б)

Исследования показали, что при такой вырезке ось *c* большинства зёрен сплава наклонена относительно пучка электронов в микроскопе под углом более 30°. На рис. 2.66 (б) этим ориентациям зёрен соответствуют положения монокристаллов I и II. Поэтому количество зёрен, подходящих для исследования дислокационных петель <с>-типа, крайне мало, а иногда они и вовсе отсутствуют. С целью увеличения количества зёрен с призматической ориентацией (положение III) был опробован новый способ подготовки образцов из оболочек твэлов для исследования микроструктуры.

Новая последовательность операций по подготовке образца состоит из следующих этапов:

1. Из фрагмента оболочки твэла (диаметр внешний и внутренний — 9,1 и 7,73 мм соответственно) трубчатым медным сверлом с применением алмазной пасты вырезают дисковую заготовку диаметром 3 мм.
2. Заготовку промывают в горячей воде и в этиловом спирте, помещают в обойму (трубка из нержавеющей стали с внутренним диаметром 3,5 мм и высотой 3 мм) и заливают эпоксидной смолой (рис. 2.67, а), в которую для обеспечения электропроводности добавляют графитовый порошок.
3. После затвердения эпоксидной смолы (спустя 24 часа после заливки) обойму с заготовкой механически утоняют до толщины 0,15 мм (см. рис. 2.67, б). Утонение проводят на наждач-

²⁸ Shishov V.N., Nikulina A.V., Markelov V.A. et al. Influence of Neutron Irradiation on Dislocation Structure and Phase Composition of Zr-Base Alloys. — Zirconium in the Nuclear Industry: Eleventh International Symposium, ASTM STP 1295 / Eds. E.R. Bradley and G.P. Sabol. — West Conshohocken, Pennsylvania (USA): American Society for Testing and Materials, 1996. P. 603–622. — Web site of American Society for Testing and Materials. — Access mode: by subscription. — URL: https://www.astm.org/DIGITAL_LIBRARY/STP/SOURCE_PAGES/STP1295.htm (date of the application: 13.04.2021).

ной бумаге равномерно с двух сторон обоймы. Шлифовку начинают с наждачной бумаги зернистостью Р240 и заканчивают — Р2500.

4. После шлифовки полученный диск промывают в этиловом спирте и сушат с помощью фильтровальной бумаги.
5. Заключительный этап состоит в электролитическом утонении в двухструевой установке Tepuro1-5, которое проводят в стандартном для циркониевых сплавов электролите на основе метилового спирта с добавлением монобутилового эфира этиленгликоля и хлорной кислоты при напряжении 57 В, токе около 100 мА и температуре электролита $-16\text{ }^{\circ}\text{C}$. В процессе электрополировки в месте взаимодействия струи электролита с материалом образца образуется лунка. Утонение образца проводят до появления на дне лунки сквозного отверстия в фольге.
6. После электролитического утонения образец промывают в этиловом спирте и сушат с помощью фильтровальной бумаги.
7. Используя металлическую иглу и пинцет, отделяют эпоксидную смолу от образца.

В случае с облучённым образцом пункт 1 осуществляют в радиационно-защитной камере, а пункты 2–7 — в защитном перчаточном боксе.

В итоге после выполнения всех перечисленных операций получают поперечное сечение сегмента оболочки (см. рис. 2.67, в) с областью, прозрачной для электронного пучка (вокруг отверстия), пригодной для исследования микроструктуры методом трансмиссионной электронной микроскопии.

С помощью просвечивающего электронного микроскопа были проведены исследования зёрненной структуры полученного образца. Анализ микродифракционных картин от 25 зёрен показал, что примерно 60 % из них имеют призматическую или близкую к ней ориентацию, в то время как в образце, приготовленном стандартным способом, их доля не превышала 5 %. Предложенный способ подготовки образцов имеет как преимущества, так и недостатки по сравнению со стандартным.

К преимуществам можно отнести возможность:

- ◆ проводить исследования микроструктуры оболочки твэла в поперечном сечении;
- ◆ получить образец с большим количеством зёрен с призматической ориентацией для исследования радиационных петель <с>-типа.

К недостаткам относятся:

- ◆ относительно большая трудоёмкость, что увеличивает время работы с облучённым материалом;
- ◆ вероятность испортить образец на этапе электролитического утонения и при манипуляциях с готовым образцом из-за малой его площади по сравнению со стандартной;
- ◆ тонкие участки фольги, подходящие для исследования в просвечивающем электронном микроскопе, расположены в центре сечения оболочки, то есть отсутствует возможность проводить исследования микроструктуры вблизи внешней или внутренней поверхности оболочки твэла.

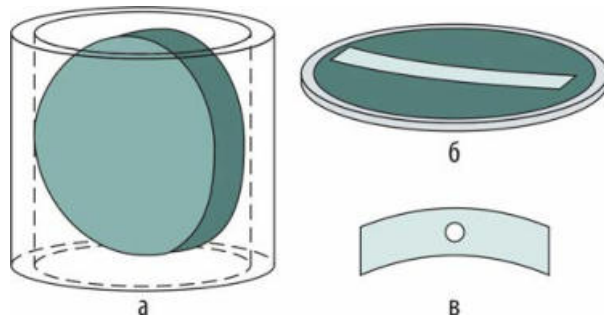


Рис. 2.67. Общий вид заготовки в обойме перед заливкой эпоксидной смолы (а) и после шлифовки (б) и готового образца с полученным отверстием (вид сверху (в))

ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ БЛАНКЕТА ГИБРИДНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

В рамках подпрограммы 7 «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса на 2020–2024 годы» планируется создание первой в мире гибридной реакторной установки — прообраза гибридного реактора для ускорения промышленного внедрения термоядерных технологий в действующую систему ядерной энергетики. В качестве бланкетов гибридных систем рассматривают три технологических варианта: твёрдотельный стержневой, твёрдотельный засыпной и жидкосолевой. Для каждого варианта должны быть разработаны технологические схемы и выбраны конструкционные материалы, обеспечивающие длительную и надёжную эксплуатацию бланкета. Планируемые к использованию конструкционные материалы должны быть тщательно изучены и аттестованы применительно к нормальным условиям эксплуатации, аварийным ситуациям и проектным авариям. Для этого необходимо провести их облучение в реакторе и послереакторные исследования материалов.

Для проведения испытаний в реакторе БОР-60 конструкционных материалов твёрдотельного стержневого бланкета в контакте с реакторным натрием была разработана рабочая конструкторская документация и изготовлены устройства для облучения образцов материалов бланкета при температуре 330 и 400–550 °С (рис. 2.68). Предварительно предусмотрено проведение инструментального методического эксперимента в ячейке Д23 с целью проверки достижения проектных характеристик, для него также изготовлено облучательное устройство и термозонд.

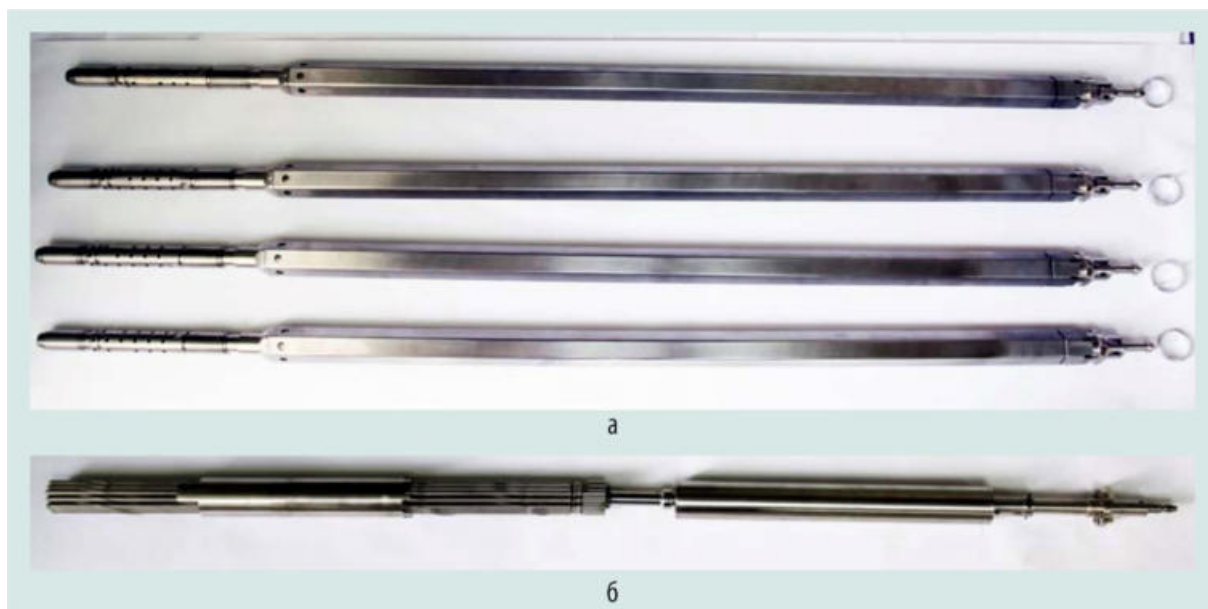


Рис. 2.68. Внешний вид облучательных устройств (а) и их подвесок (б)

Размер устройств полностью соответствует штатной тепловыделяющей сборке реактора, что позволяет устанавливать их в ячейки активной зоны и бокового экрана. Конструкция устройства для низкотемпературного (330 °С) испытания (см. рис. 2.69, а) имеет герметичную полость, в которой находится газ, состоящий из смеси воздуха и аргона, что обеспечивает теплоизоляцию внутренней полости. В конструкторской документации предусмотрено два варианта исполнения хвостовика, что позволяет подавать теплоноситель как из камеры низкого, так и из камеры высокого давления напорного коллектора реактора. В подвеску устройства для высокотемпературно-

го (400–550 °С) испытания образцов (см. рис. 2.69, б) входят кассеты с образцами и твэлами. Соединение съёмной головки с корпусом — байонетное. При проведении реакторных испытаний теплоноситель из камеры высокого давления напорного коллектора реактора через боковые отверстия в хвостовике попадает во внутреннюю полость, проходит через кассету с твэлами, нагреваясь до заданной температуры, затем контактирует с наружной поверхностью образцов и через боковые отверстия в головке выходит из устройства. Максимальное количество твэлов в кассете — девятнадцать. Для получения требуемой температуры облучения можно изменять количество твэлов, заменяя их на вытеснители, и варьировать высоту расположения кассеты с твэлами относительно центральной плоскости активной зоны во время остановок реактора.

Конструкция облучательного устройства для методического эксперимента (рис. 2.70) аналогична конструкции устройства для высокотемпературных испытаний (см. рис. 2.68, б). В облучательном устройстве с термозондом использовали 19 твэлов подогрева (рис. 2.71).

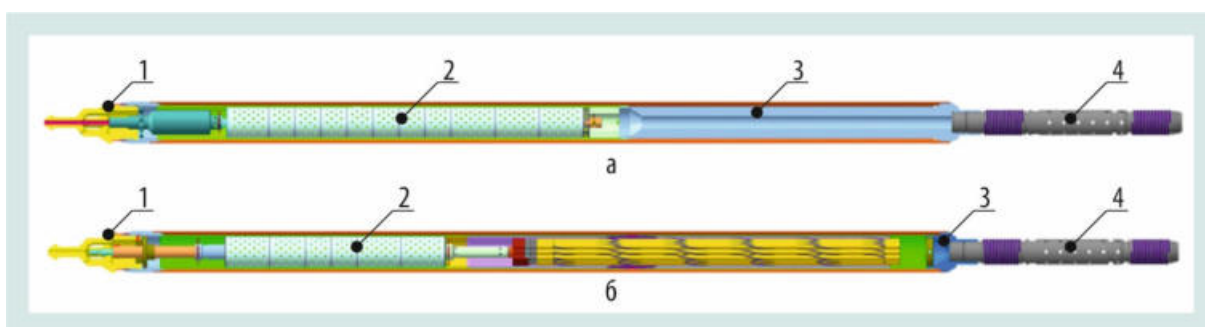


Рис. 2.69. Схема облучательных устройств для низко- (а) и высокотемпературного (б) испытаний образцов: 1 — головка; 2 — подвеска с образцами (твэлами); 3 — корпус; 4 — хвостовик



Рис. 2.70. Схема облучательного устройства для методического эксперимента

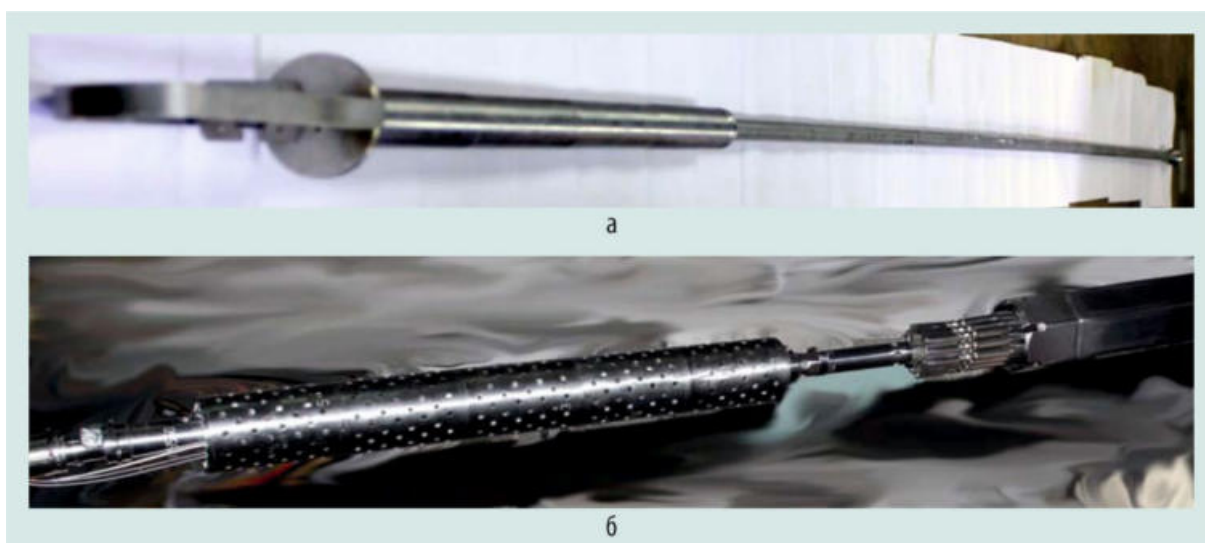


Рис. 2.71. Внешний вид термозонда (а) и облучательного устройства после финальной сборки перед постановкой в реактор (б)

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НА ОСНОВЕ ИНТЕРМЕТАЛЛИДА УРАНА С ПОНИЖЕННЫМ ОБОГАЩЕНИЕМ

Проведён четвёртый этап послереакторных исследований твэлов с малым вредным поглощением нейтронов для использования в модернизированной активной зоне реактора СМ. Ранее были исследованы три варианта опытных дисперсионных твэлов с разным составом топливного сердечника на основе частиц диоксида либо интерметаллида урана. Крестообразные твэлы, исследованные в отчётном году, были изготовлены ПАО «Машиностроительный завод» и содержали топливный сердечник на основе интерметаллида урана в силуминовой матрице. Основные отличия от предыдущих вариантов твэлов заключались в пониженном обогащении топлива по урану-235 (примерно 53 %) и относительно низкой объёмной доле топливных частиц в композиции (0,37). Исходная масса урана-235 в исследованных твэлах — 2,4 г. Целью работы было получение экспериментальных данных о поведении опытных твэлов под облучением.

Испытания твэлов проводили в канале низкотемпературной петлевой установки ВП-1 реактора СМ в составе специального облучательного устройства при максимальных значениях мощности, характерных для модернизированной активной зоны. Продолжительность испытаний до среднего выгорания 93,1 % урана-235 составила 130 эфф. сут при максимальном значении теплового потока с поверхности твэлов 5,4 МВт/м². Материаловедческие исследования включали визуальный осмотр и фотографирование внешней поверхности твэлов, измерение их геометрических размеров, рентгеновскую радиографию, металлографию, электронную микроскопию, анализ элементного состава топлива.

Твэлы сохранили герметичность и форму, не обнаружено искривления изделий, вмятин, изгибов. Поверхность ровная, гладкая, чистая, без коррозионных повреждений, с характерным металлическим блеском, практически не меняющимся по высоте. Не наблюдалось и характерного для крестообразных твэлов изменения профиля — распрямления во впадинах вследствие набухания топлива. Удовлетворительное состояние твэлов после облучения подтверждается и радиограммами рентгеновского просвечивания, которые показали отсутствие дефектов внутреннего строения: разрывов топливного сердечника, пустот технологического или радиационного происхождения.

Малое набухание твэлов подтверждается результатами измерений объёма и площади поперечного сечения. Относительное увеличение объёма не превышает 5 %, площадь поперечного сечения активной части твэла, облучённого в наиболее напряжённых условиях, увеличилась на 6–7 %.

По результатам гамма-сканирования распределение продуктов деления по длине исследуемых твэлов (рис. 2.72) относительно равномерное. Однако имеются всплески активности, свидетельствующие о неравномерности исходного распределения топлива по длине сердечника. Распределение цезия, практически совпадающее с распределением других продуктов деления, свидетельствует об отсутствии перегревов в ходе облучения. После облучения структура топлива даже в наиболее энергонапряжённом твэле сохранила дисперсионное строение (рис. 2.73–2.75). Оценка по изменению структуры композиции показывает, что температура в сердечнике могла быть около 380 °С. Параметры облучения исследованных твэлов: тепловой поток не превышающий 6 МВт/м² и температура топлива 380 °С — не привели к повышенному взаимодействию частиц интерметаллида с матрицей и изменению структуры топливной композиции, нарушению монолитности сердечника и появлению в нём полостей и пустот. Тщательный электронно-микроскопический анализ топливных частиц такого материала сердечника, не нарушенного аномальным перегревом и взаимодействием структурных составляющих, показал в целом равномерное распределение продуктов деления, элементов матрицы, отсутствие газового набухания (рис. 2.76). Контакт между сердечником и оболочкой, определяющий обеспечение

режима охлаждения сердечника, остался после облучения почти без изменений. Толщина диффузионного слоя, через который осуществляется контакт, не увеличилась, в среднем составив около 26 мкм.

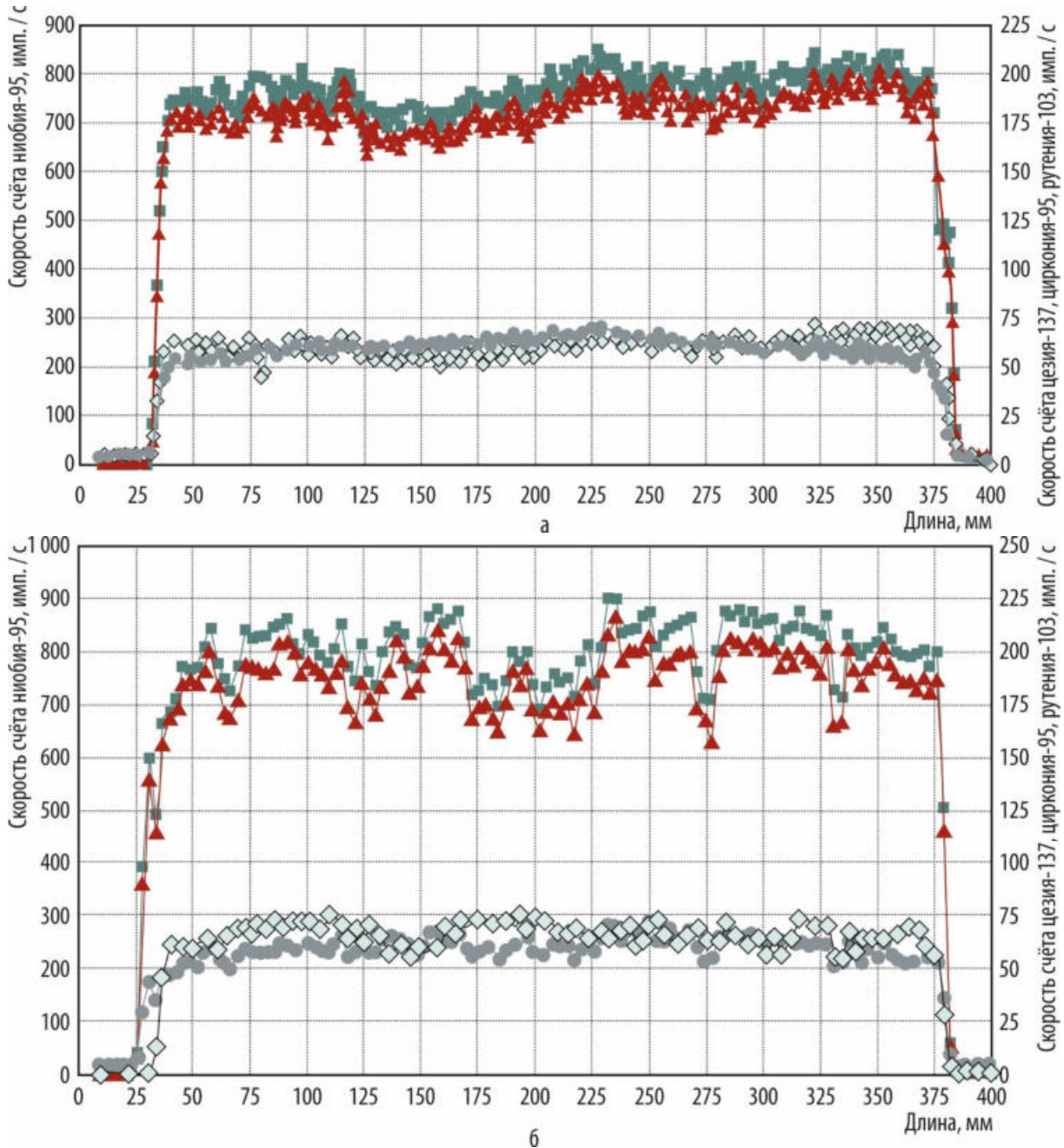


Рис. 2.72. Распределение продуктов деления в твэлах, отражающее наиболее (а) и наименее (б) равномерное исходное распределение топливных частиц по длине активной части: ниобия-95 (765,8 кэВ (■)), цезия-137 (661,7 кэВ (●)), циркония-95 (724,2 кэВ (▲)), рутения-103 (497,1 кэВ (◇))

Таким образом, результаты исследования опытных твэлов показали их вполне удовлетворительное состояние после облучения. Приведённое заключение относится к конкретным условиям облучения: плотность теплового потока — $5,4 \text{ МВт/м}^2$, при которой температура сердечника достигает $380 \text{ }^\circ\text{C}$. Результаты послереакторных исследований твэлов позволяют предположить, что предельное значение тепловой нагрузки не достигнуто и имеется определённый запас по данному параметру.

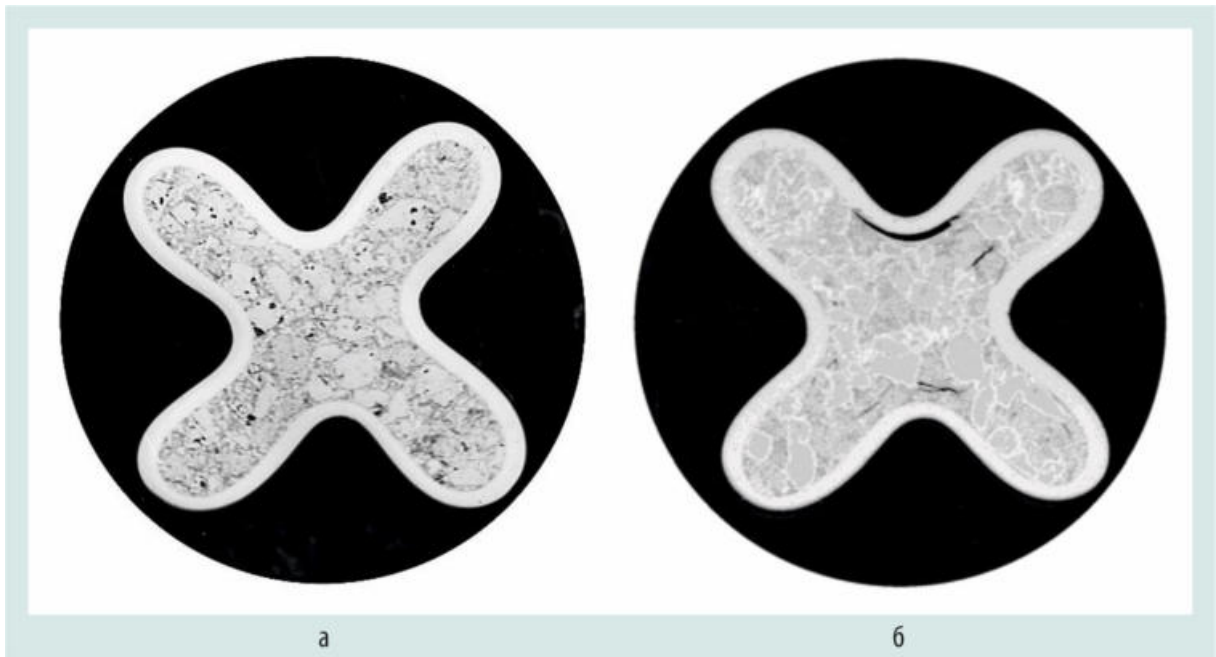


Рис. 2.73. Характерная макроструктура необлучённого (а) и облучённого (б) ТВЭЛ

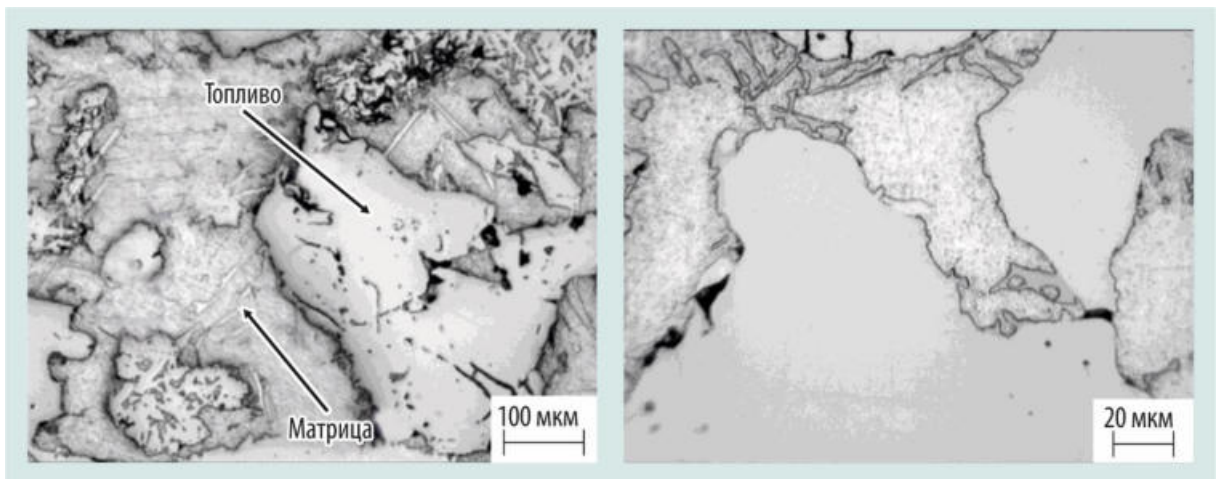


Рис. 2.74. Характерная микроструктура необлучённого топлива

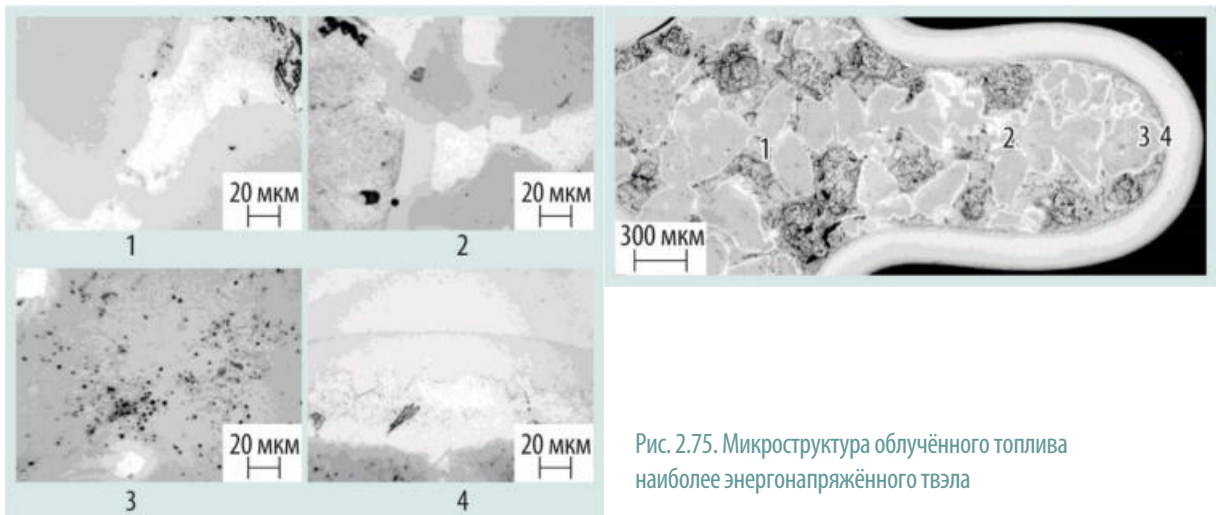


Рис. 2.75. Микроструктура облучённого топлива наиболее энергонапряжённого ТВЭЛ

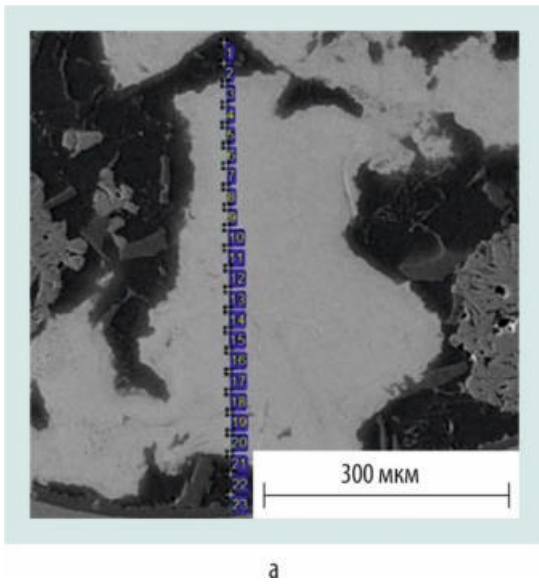
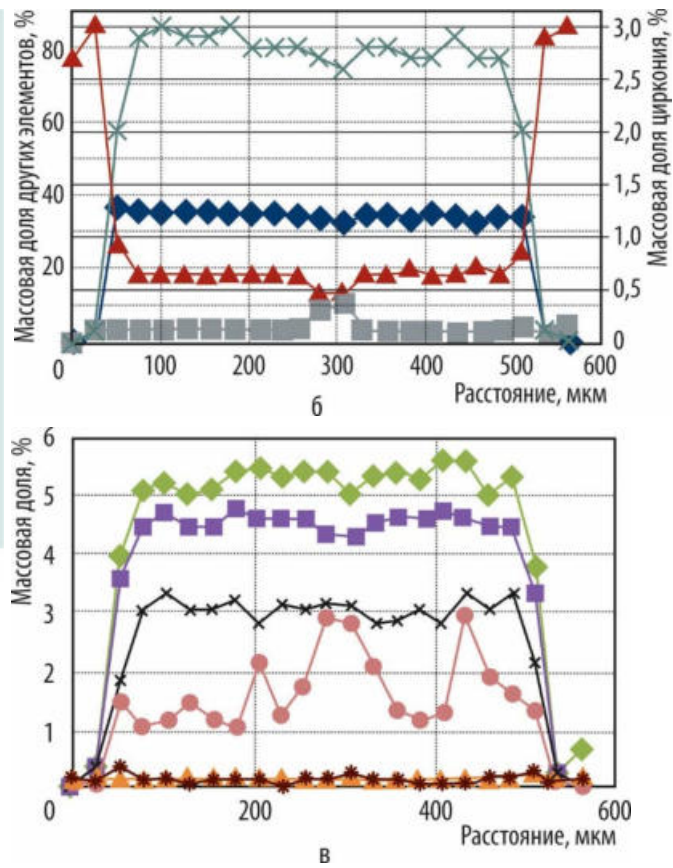


Рис. 2.76. Изображение (во вторичных электронах) топливной частицы, находящейся в ребре сердечника, и области исследования (а), а также распределение в ней элементов (б–в): урана (◆), кремния (■), алюминия (▲), циркония (×), молибдена (◇), ксенона (■), железа (▲), цезия (×), никеля (✱) и плутония (●)



Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин, А.Л. Ижатов, Н.Ю. Марихин, Е.И. Ефимов

СВАРКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ГАЗОНАПОЛНЕННЫХ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ОБРАЗЦОВ

В современном радиационном материаловедении для изучения свойств и обоснования работоспособности конструкционных материалов ядерных реакторов широко используют испытания образцов нагруженных внутренним избыточным давлением инертного газа. Конструктивно такие образцы (рис. 2.77) представляют собой трубку диаметром от 5 до 10 мм с расположенными по торцам заглушками, которые приваривают аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом (шов 1). В верхней заглушке предусмотрено сквозное отверстие для заполнения образцов требуемым давлением инертного газа — гелия или аргона. После чего образец герметизируют дуговой сваркой в среде повышенного давления гелия (шов 2).

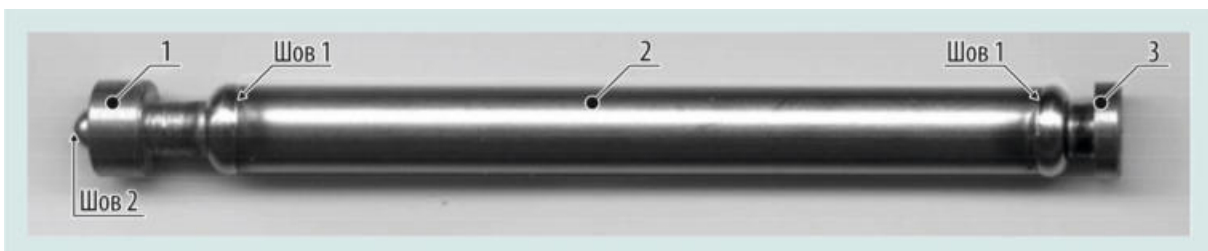


Рис. 2.77. Внешний вид экспериментального газонаполненного образца: 1 — верхняя заглушка; 2 — трубка; 3 — нижняя заглушка

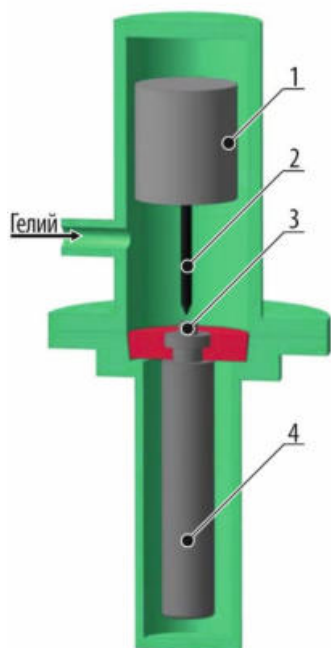


Рис. 2.78. Схема установки сварки в среде повышенного давления: 1 — камера; 2 — электрод; 3 — сварной шов; 4 — изделие

В отчётном году в рамках контрактов с материаловедческими организациями отрасли были разработаны и обоснованы технологии сварки и изготовлены газонаполненные образцы из перспективных конструкционных материалов. Для обоснования работоспособности оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах изготовлены образцы из хромистых сталей марок ЭК181, ЧС139, ЭП450, ЭП823 с различным заданным внутренним избыточным давлением гелия от 0,2 до 5,6 МПа (2–55 атм). Заполнение образцов инертным газом осуществляли в специализированной установке (рис. 2.78), после чего образец герметизировали, заваривая капилляр.

Сварка в среде повышенного давления существенно отличается от сварки в нормальных условиях. С повышением давления меняются физические и технологические свойства сварочной дуги. Для получения качественных соединений при разработке технологии сварки таких образцов необходимо учитывать ранее установленные зависимости изменения основных параметров режимов (ток, напряжение) от давления гелия, при котором её проводят (рис. 2.79). Была решена задача локальной термообработки сварных соединений образцов из хромистых сталей, склонных при сварке к закаливанию. Разработана оснастка, позволяющая ограничивать температуру на основном участке оболочки образца до 150 °С при нагреве сварного шва до 740–760 °С (рис. 2.80). Было изготовлено

90 трубчатых газонаполненных образцов, качество сварных соединений которых подтверждено металлографическим, визуальным, радиографическим методами контроля (рис. 2.81).

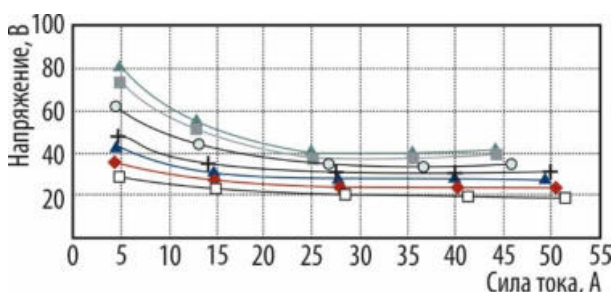


Рис. 2.79. Вольт-амперные характеристики дуги в гелии при давлении 1 (□), 3 (◆), 5 (▲), 9 (+), 12 (○), 15 (■) и 16 (▲) МПа

С использованием данного оборудования были изготовлены ещё две партии экспериментальных газонаполненных образцов из сплава титана (массовая доля — 80 %) и циркония (20 %) и жаропрочной коррозионно-стойкой стали марки 07Х12НМФБ. Образцы герметизировали также дуговой сваркой в среде повышенного давления гелия до 15,2 МПа (150 атм). Для сварных соединений изделий из стали марки 07Х12НМФБ с целью повышения их механических свойств дополнительно был реализован режим термообработки: отпуск при температуре (200 ± 10) °С в течение двух часов с последующим подъёмом температуры до (550 ± 10) °С и двухчасо-

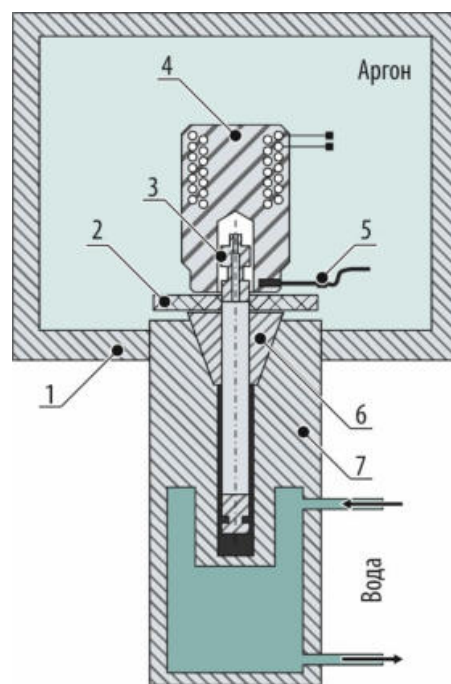


Рис. 2.80. Схема установки для термообработки сварных соединений: 1 — корпус герметичной камеры; 2 — шайба графитовая; 3 — изделие; 4 — нагреватель; 5 — термоэлектрический преобразователь; 6 — цанга медная; 7 — оправка съёмная

вой выдержкой. Кольцевые сварные соединения образцов из титаново-циркониевого сплава из-за высокой чувствительности металла к термическому циклу сваривали в атмосфере инертных газов — аргона, гелия.

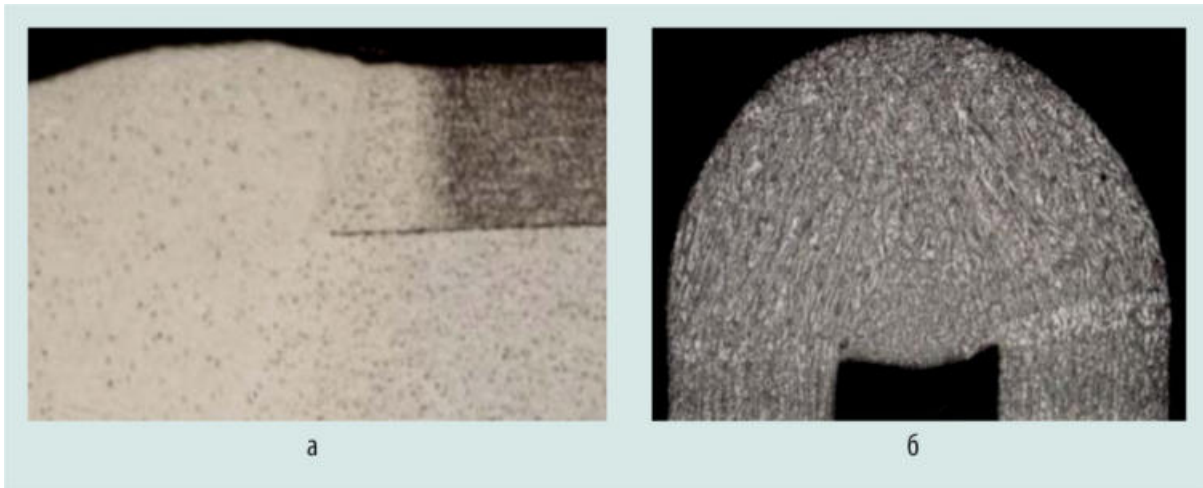


Рис. 2.81. Структура сварных соединений после термообработки: шва 1 (а) и шва 2 (б)

*Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Н.А. Костюченко, Н.Ю. Нуждов,
Г.В. Мирошниченко, С.А. Андреев, Т.Г. Артемьева,
Ю.В. Иванович, А.Н. Назаров*



СЛАВСКИЙ ЕФИМ ПАВЛОВИЧ –

специалист в области цветной металлургии, руководитель советской атомной промышленности, министр среднего машиностроения СССР, один из руководителей проекта по созданию советского ядерного оружия, «атомных городов» и строительства АЭС. Три раза посещал НИИАР, в том числе проводил заседание коллегии министерства по применению виброуплотнённого топлива для БН-реакторов. Именем Е.П. Славского названа улица в Димитровграде и научно-культурный центр.



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

3



В отчётном году проведены работы, связанные с:

- ♦ обоснованием концепции жидкосолевого реактора, технологии гетерогенного выжигания младших актинидов, безопасного вывода из эксплуатации атомной электростанции «Фукусима-Дайити», технических решений по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса;
- ♦ проверкой отдельных операций гидрометаллургической и пирохимической переработок отработавшего ядерного топлива, обращения с радиоактивными отходами;
- ♦ совершенствованием методик аналитического контроля выполняемых исследований.

В рамках реализации работ, включённых в единый отраслевой тематический план государственной корпорации «Росатом», выполнен большой объём экспериментальных и расчётных исследований для обоснования состава топливных солей и конструкционных материалов для жидкосолевого реактора. Произведена наработка солей-носителей для импульсного реакторного облучательного устройства, изготовлена топливная соль состава $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{UF}_4$, проведён анализ необходимых параметров контроля состава топливной соли, обоснован выбор методов и средств аналитического контроля облучённой топливной соли.

Выполнен второй этап работ по обоснованию технологии гетерогенного выжигания младших актинидов. Нароботаны и паспортизованы партии диоксидов америция и нептуния. Изготовлены твэлы с младшими актинидами для облучения в реакторе БОР-60. Проведён цикл исследований по совершенствованию методов аналитического контроля элементного состава, характерного для выжигания и трансмутации младших актинидов.

Для обоснования технических решений по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса проведены:

- ♦ испытания макета обслуживающей внутримодульной автоматизированной системы ранее изготовленного оборудования узла стыковки;
- ♦ экспериментальная проверка осуществления операции снятия оболочки твэла жидким цинком в режиме циркуляции;
- ♦ исследования для обоснования технологии вакуумно-термической обработки отработавшего ядерного топлива реакторной установки МБИР.

Подтверждена возможность получения керамической матрицы для иммобилизации радиоактивных отходов.

В рамках проектного направления «Прорыв» по отработке основных процессов пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива проведена серия экспериментальных исследований по изучению эффективности высокотемпературной обработки и режимов растворения волоксирированного смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива. Показано, что при его растворении в режиме, предполагаемом к применению в опытно-демонстрационном центре ФГУП «Горно-химический комбинат», образуется нерастворённый осадок, масса которого составляет 3,3 % от массы отработавшего ядерного топлива, взятой для растворения. Основными компонентами осадка являются благородные и переходные металлы, кроме того он содержит уран и плутоний.

Высокотемпературная обработка осуществляется в три этапа продолжительностью по десять часов каждый: азотирование, деазотирование и окисление. На первом этапе фрагменты твэлов выдерживают при температуре 850 °С в атмосфере азота, на втором — при температуре 1 200 °С в атмосфере аргона, на третьем — в атмосфере аргона с объёмной долей кислорода, равной 10 %. Установлено, что данная операция позволяет отделить топливо от оболочки твэла, однако при этом наблюдается частичное её разрушение и смешивание образовавшихся мелких частиц конструкционных материалов с основной массой отработавшего ядерного топлива. На стадиях азотирования и деазотирования не происходит удаления из топливной композиции значимого количества нуклидов рутения, цезия, углерода-14.

Проведён цикл экспериментальных работ по изучению радиационной устойчивости боросиликатного стекла и образцов керамических материалов на основе минералов: пироклора, пироклор-рутила, поллуцит-таусонита. Установлено, что при поглощённой дозе вплоть до $5 \cdot 10^8$ Гр фазовый состав образцов керамических материалов существенно не меняется, продукты радиационной деструкции не зафиксированы. Не установлено существенного изменения значений скорости выщелачивания для исследуемых катионов в зависимости от поглощённой дозы. При изучении образцов боросиликатного стекла с массовой долей диоксида плутония-238 до 4,5 %, установлено, что после накопления $2 \cdot 10^{18}$ альфа-распадов на кубический сантиметр стекло сохраняет аморфную структуру, отсутствуют кристаллические фазы, не наблюдается снижения химической устойчивости. Это свидетельствует о высокой радиационной устойчивости стекломатериала как матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов.

Проведён большой объём экспериментальных исследований по разработке прогнозной модели изменения топливосодержащих материалов АЭС «Фукусима-Дайити» под воздействием деградирующих факторов. Работа проходила в три этапа. На первом этапе была разработана методика изготовления и исследования модельных образцов шести химических составов, которые в полной мере отражали процессы, происходившие в ловушке расплава АЭС «Фукусима-Дайити» в момент образования топливосодержащего материала. На втором этапе подготовлены три вида образцов:

- 1) исходные, которые не претерпели изменений после получения их методом индукционной плавки в холодном тигле во ФГУП «Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова»;
- 2) холодные, которые подвергают измельчению и повторной термообработке, согласно разработанной методике;
- 3) горячие, изготовленные по той же методике, что и холодные, но с добавлением в качестве деградирующего фактора плутония-238. Образцы охарактеризованы: определены их фазовый состав, микроструктура, плотность и пористость.

На третьем этапе были проведены исследования изменений свойств образцов под воздействием деградирующих факторов; выбраны два основных экспериментальных направления, которые имитируют поведение материала в различных условиях — при длительном контакте с водной средой и хранении в воздушной среде (сухое хранение). Полученные результаты легли в основу прогнозной модели изменения свойств топливосодержащих материалов, в том числе устойчивости монолитной структуры, удерживающей способности вторичного фазообразования.

Проведены экспериментальные работы по проведению резки образцов отработавшего ядерного топлива и модельных образцов обломков ядерного топлива атомной электростанции «Фукусима-Дайити» для оценки свойств образующихся золей и подтверждения эффективности лабораторной системы их сбора. Получены данные о свойствах золей, образующихся в процессе проведения резки разными методами.

Продолжены работы по аналитическому обеспечению проводимых исследований. Предложен способ растворения облучённых образцов, содержащих трансурановые элементы. Разработана методика определения катионных примесей в соединениях нептуния, америция и юрия без их химического выделения атомно-эмиссионным спектральным методом. Оптимизирована процедура определения фазового состава и параметров кристаллической решётки оксидов нептуния и америция с использованием фотографического метода регистрации.

С.В. Абрамов

ИЗГОТОВЛЕНИЕ РАСПЛАВА ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ ДЛЯ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА — СЖИГАТЕЛЯ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ

Будущее ядерной энергетики в большей степени зависит от решения проблемы утилизации радиоактивных отходов. Внедрение замкнутого топливного цикла с многократным рециклированием урана и плутония в тепловых и быстрых реакторах и переработка младших актинидов в специализированных установках даёт возможность резкого сокращения объёмов высокоактивных отходов [1]. В настоящее время наиболее обоснованной с технологической точки зрения ядерно-энергетической системой, претендующей на роль реактора-сжигателя, является жидкосолевой ядерный реактор (ЖСР-С) с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов и быстрым спектром нейтронов. Основные преимущества быстрого реактора:

- ◆ гибкий топливный цикл, возможность широко варьировать содержание младших актинидов в топливной соли без изменения конструкции и остановки реактора, а также свойств внутренне присущей безопасности системы;
- ◆ отсутствие операций фабрикации и рефабрикации твэлов при организации многократной операции рециклирования младших актинидов [2–7].

Разработка технологии производства несущей соли реактора, наряду с получением индивидуальных трифторидов плутония и младших актинидов, является важным компонентом для топливообеспечения реактора такого типа. В настоящее время в мире не существует действующей или разработанной технологии создания топливной соли на основе фторидов младших актинидов для их дожигания в жидкосолевом реакторе. За отчётный год в результате совместной работы специалистов АО «ГНЦ НИИАР» и ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» для получения топливной соли жидкосолевого ядерного реактора была выбрана схема получения системы на основе фторидов лития и бериллия (с молярной долей 73 и 27 % соответственно) из исходного металлического бериллия. Разработанная схема получения топливной соли включала в себя растворение металлического бериллия в растворе гидрофторида лития. Кислый фторид лития полностью диссоциирует на фторид лития и фтористый водород уже при комнатной температуре. Однако данное соединение может быть устойчиво в растворе. Поэтому для получения исходного соединения было предложено растворить фторид лития или его карбонат в плавиковой кислоте:



Затем в данный раствор ввели необходимое количество металлического бериллия для образования тетрафторобериллата лития:



Раствор фторобериллата лития далее выпарили досуха методом сушки и переплавки. На стадии переплава добавили фторид лития с целью получения необходимого соотношения фторидов лития и бериллия. Для сплавления компонентов изготовили специальную ячейку из металлического никеля марки НП-2. На её дно поместили графитовый тигель с загруженной смесью фторида лития и фторобериллата лития с добавкой плавящего гидрофторида аммония. Ячейку герметизировали с помощью фланца²⁹ с медной прокладкой. Предварительную термообработку смеси с последующим плавлением солевого расплава смеси фторидов лития и бериллия осуществляли в токе особо чистой аргон-водородной

²⁹ Фланец — диск с равномерно размещёнными отверстиями для болтов и шпилек. С плоским кольцом для герметичного и надёжного трубного объединения СВЧ-волноводов, компоновки частей трубопроводной арматуры, компоновки труб к приспособлению и резервуарам, содержащим или перемещающим жидкие или газообразные материалы, совмещения валов в муфтах фланцевого типа. — Прим. ред.

смеси (5 % водорода). Предварительную термообработку проводили ступенчатым нагревом: при 150 °С (удаление паров воды), 250 °С (разложение гидрофторида аммония), 400 °С (полная возгонка³⁰ и разложение гидрофторида аммония). Плавление проходило при температуре 900 °С с выдержкой расплава в течение одного часа.

Полученный расплав молярного состава фторидов лития и бериллия исследовали рентгенографическим методом на дифрактометре X'Pert PRO MPD. На дифрактограмме, представленной на рис. 3.1, идентифицированы линии фаз тетрафторбериллата лития и фторида лития (фаза со структурой грайсита), образовавшиеся в ходе кристаллизации электролита на основе фторидов лития и бериллия. Оксидных и оксифторидных фаз не обнаружено.

Содержание кислорода в полученном сплаве определяли методом восстановительного плавления. По результатам анализа установлено, что массовая доля кислорода была 0,05 %. Неопределённость не превышала 15 %.

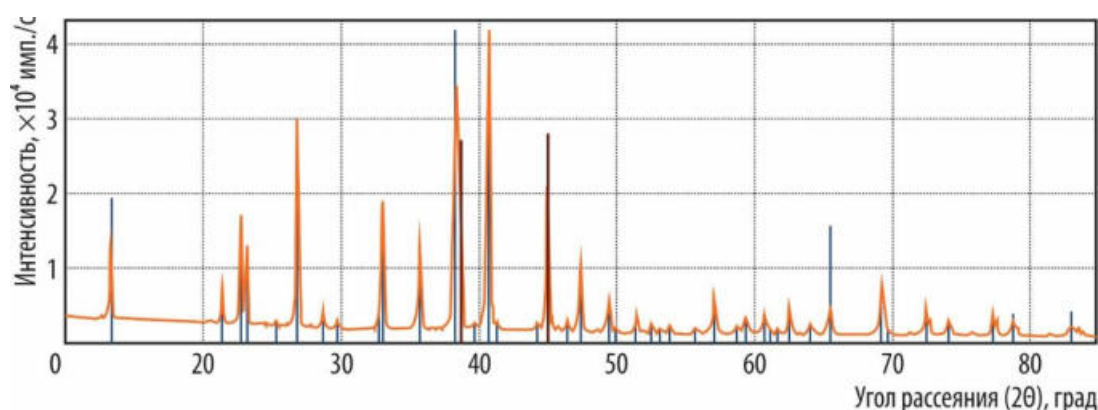


Рис. 3.1. Дифрактограмма фаз тетрафторбериллата лития и фторида лития (фаза со структурой грайсита), образовавшихся в ходе кристаллизации электролита на основе фторидов лития и бериллия

Список литературы

1. Enhancing Benefits of Nuclear Energy Technology Innovation through Cooperation among Countries: Final report of the INPRO Collaborative Project on Synergistic nuclear energy regional group interactions evaluated for sustainability (SYNERGIES). — IAEA Nuclear Energy Series NF-T-4.9. — Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2018. — 356 p. — Access mode: in free access. — URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1807_web.pdf (date of the application: 15.02.2021).
2. Feynberg O. Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel: molten salt reactor with fertile free fuel. — IAEA-TECDOC-1626. — Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2009. P. 128–168. — Access mode: in free access. — URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1626_web.pdf (date of the application: 15.02.2021).
3. Игнатьев В.В., Фейнберг О.С., Загнитько А.В. и др. Жидкосольевые реакторы: новые возможности, проблемы и решения // Атомная энергия, 2012, Т. 112, № 3. С. 157–165. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1295> (дата обращения: 16.02.2021).
4. Ignatiev V., Feynberg O., Afonichkin V. et al. Molten salt actinide recycler & transforming system without and with Th-U support: fuel cycle flexibility and key material properties // Annals of Nuclear Energy, Special Issue on MSR and FHR, 2014. Vol. 64. P. 408–420. — Website of Company Support Affiliation: State Scientific Center — Research Institute of Atomic Reactors. — Access mode: in free

³⁰ Возгонка (сублимация) — переход вещества из твёрдого состояния сразу в газообразное, минуя жидкое. Поскольку при возгонке изменяется удельный объём вещества и поглощается энергия (теплота сублимации), возгонка является фазовым переходом первого рода. Обратным процессом является десублимация. — Прим. ред.

- access. — URL: https://www.researchgate.net/publication/278164996_Molten_salt_actinide_recycler_and_transforming_system_without_and_with_Th-U_support_Fuel_cycle_flexibility_and_key_material_properties (date of the application: 16.02.2021).
5. Molten Salt Reactor and Thorium Energy / Edited by T. Dolan. Woodhead Publishing [Electronic resource]. — United States of America: Elsevier, 20 June 2017. — 840 p. — Access mode: in paid access. — URL: <https://www.elsevier.com/books/molten-salt-reactors-and-thorium-energy/dolan/978-0-08-101126-3> (date of the application: 15.02.2021).
 6. Игнатъев В.В., Кормилицын М.В., Кормилицына Л.А. и др. Жидкосолевого реактор для замыкания ядерного топливного цикла по всем актиноидам // Атомная энергия, 2002. Т. 125, № 5. С. 251–255.
 7. Игнатъев В.В., Фейнберг О.С., Смирнов В.П. и др. Анализ характеристик топливного контура жидкосолевого ядерного реактора с активной зоной полостного типа // Атомная энергия, 2019. Т. 126, № 3. С. 137–143. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2539> (дата обращения: 16.02.2021).

*А.А. Лизин, Д.М. Яндаев, С.В. Львова, С.А. Ефимов,
В.А. Волкович³¹, И.Б. Половов³¹*

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ ЧИСТОТЫ ОБРАЗЦА ТОПЛИВНОЙ СОЛИ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ

Одной из принятых концепций замыкания ядерного топливного цикла по младшим актиноидам является их трансмутация в жидкосолевых реакторах. В качестве топливной композиции выбран солевой расплав на основе фторидов лития и бериллия молярного состава $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$.

В отчётном году была проведена наработка партии солевой композиции с целью дальнейшего облучения в реакторе. Состав и содержание примесей в несущей соли фторидов лития и бериллия влияют на плотность потока нейтронов в активной зоне и коррозионную активность топливной соли по отношению к конструкционным материалам. Поэтому возникла необходимость разработки методик аналитического контроля для исходной топливной соли, облучённых материалов, топливных добавок и химического состава фторидов актиноидов топливной композиции.

Для определения массовой доли примесных элементов предложен прямой метод атомно-эмиссионной спектроскопии с дуговым источником спектров и фотоэлектронной регистрацией спектра. Все измерения проводили на спектрометрах СТЭ-1 и PGS-2, оборудованных многоканальными анализаторами эмиссионных спектров. Рабочий спектральный диапазон первого спектрометра составил 210–445 нм, второго — 655–900 нм. В качестве источника возбуждения эмиссионных спектров использовали спектроаналитический генератор «Везувий-3».

Для оптимизации условий атомно-эмиссионного спектрального анализа примесных элементов: алюминия, бора, кальция, хрома, железа, магния, никеля, титана, кремния, натрия, меди, молибдена, цинка, свинца — была изучена кинетическая зависимость интенсивности

³¹ Сотрудник ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». — Прим. авт.

аналитической линии от времени экспозиции. Установлено, что распределение интенсивности аналитических линий указанных элементов, включая мышьяк, происходит в течение 15 с. Исключение составляют свинец и цинк, выгорание которых происходит в течение 7 с.

Для определения содержания примесных элементов в исследуемом расплаве на основе фторидов лития и бериллия были приготовлены многоэлементные образцы для сравнения с массовой долей примесей 0,03–1 %.

Образец топливной соли растворяли в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л. Полученный раствор исследовали на содержание катионных примесных элементов. Массовая доля примесных элементов в образце топливной соли, %:

Алюминий.....	0,20	Кремний.....	0,30
Бор.....	0,15	Натрий.....	0,50
Железо.....	0,04	Титан, медь, молибден, свинец,	
Кальций.....	Менее 0,01	хром, магний, никель.....	Менее 0,03

Число параллельных определений — три, относительная неопределённость результатов измерений примесных элементов при доверительной вероятности P , равной 0,95, составила 15–25 %.

Предложенный способ позволяет определять наличие примесных элементов в солевой композиции на основе фторидов лития и бериллия.

*М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин, А.А. Колобова, С.В. Томилин,
Д.Т. Хусаинов, Е.В. Балалаева, А.А. Кожанов, А.Е. Ерина*

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДОВ АНАЛИТИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА МАТЕРИАЛОВ, СОДЕРЖАЩИХ ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ

За отчётный период проведена работа по оптимизации процесса анализа облучённых материалов, содержащих трансуранные элементы; продолжены радиохимические исследования облучённых образцов, также содержащих уран и трансуранные элементы, включая ядерное топливо. Основными этапами проведения радиохимических исследований таких облучённых образцов являются:

- ♦ растворение навески анализируемого образца;
- ♦ альфа-, гамма-спектрометрический анализ раствора;
- ♦ проведение химического разделения компонентов раствора;
- ♦ определение изотопного состава и массовой доли нуклидов в выделенных фракциях методами альфа-, гамма-, масс-спектрометрии.

Каждый из перечисленных этапов сопряжён с определёнными сложностями и нуждается в оптимизации процесса проведения исследований. Стадия растворения — ключевая для проведения радиохимических исследований облучённых образцов, содержащих трансуранные элементы. На данной стадии радиохимического анализа основные задачи заключены в поиске возможности сокращения времени проведения процесса, повышения полноты растворения и сбора летучих продуктов при необходимости их количественного определения.

Наиболее распространённым способом перевода в раствор ядерного топлива и облучённых материалов, содержащих трансурановые элементы, для определения изотопного состава и массовой доли нуклидов является растворение в азотной кислоте с концентрацией 6–10 моль/л при нагревании. Было предложено применить способ растворения облучённых образцов в аппарате, состоящем из конической колбы Эрленмейра³², последовательно соединённой с системой ловушек для отходящих газов, в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л при температуре 95–100°С и с постоянной продувкой объёма раствора озоновооздушной смесью. Предложенная конструкция аппарата и режим растворения позволяют количественно перевести в раствор анализируемый образец без значимого растворения оболочки твэла, исключить потерю летучих продуктов деления в процессе растворения и провести определение изотопного состава и массовой доли нуклидов в образце.

При определении изотопного состава и массовой доли нуклидов в облучённых материалах важно разделить компоненты раствора для устранения их взаимного влияния. Основным методом, применяемым для указанных целей, является ионообменная хроматография³³. Были модифицированы две схемы хроматографического выделения нептуния из ядерного топлива с использованием в качестве восстановителей растворов сульфамината железа (II) и йодида аммония.

Оптимизирована методика определения суммарной активности альфа-излучающих радионуклидов нептуния-237, плутония-238, 239, 240, 241, америция-241, 243, кюрия-242, 244. Уточнено влияние следующих методических факторов: геометрии источника, активности и состава образца, времени измерения источника, расстояния от источника до детектора. Для изотопного анализа применили метод термоионизационной масс-спектрометрии³⁴. Проведены исследования факторов, влияющих на ход анализа изотопного состава урана. Найдены оптимальные условия проведения измерений: токи и материалы ионизатора и испарителя; масса наносимой на испаритель пробы. Исследованы влияние примесей плутония в пробах урана, установлены границы их влияния. Результаты исследований использованы при подготовке методики измерений изотопного состава урана и трансурановых элементов масс-спектрометрическим методом.

Разработана методика определения катионных примесей в соединениях нептуния, америция и кюрия без их химического выделения атомно-эмиссионным спектральным методом. При разработке методики изучен атомно-эмиссионный спектр плутония, нептуния, америция и кюрия на предмет возможных спектральных наложений на спектр линий определяемых элементов; выбраны аналитические линии в спектре определяемых примесных элементов; найдены максимально подходящие концентрации плутония, нептуния, америция и кюрия в анализируемых растворах; оптимизировано время экспозиции и сила тока дугового разряда.

Разработана методика определения фазового состава и параметров кристаллической решётки оксидов нептуния и америция с использованием фотографического метода регистрации. Исследовано рассеяние рентгеновских лучей веществом капилляра. Показано, что капилляры с толщиной стенки меньше 10 мкм не отвечают требованиям механической прочности, а с толщиной стенки больше 20 мкм — заметно поглощают и рассеивают рентгеновские лучи, увеличивая тем самым продолжительность съёмки и диффузный фон на рентгенограммах. Разработана методика определения фазового состава, отличающаяся относительной простотой, надёжностью, а также требующая минимального количества анализируемого вещества.

³² Колба Эрленмейера, также известная как коническая колба, — широко используемый тип лабораторных колб, который характеризуется плоским дном, коническим корпусом и цилиндрическим горлышком. Колба названа по имени немецкого химика Эмиля Эрленмейера, который создал её в 1861 году. — Прим. ред.

³³ Ионообменная хроматография — частный случай ионной хроматографии, позволяющий разделять ионы и полярные молекулы на основании зарядов разделяемых молекул. — Прим. ред.

³⁴ Масс-спектрометрия — метод исследования и идентификации вещества, позволяющий определять концентрацию различных компонентов в нём (изотопный, элементный или химический состав). — Прим. ред.

Результаты проведенного комплекса исследований по совершенствованию аналитического обеспечения будут использованы в работах по обоснованию гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах, позволят расширить номенклатуру определяемых элементов, снизить неопределённость их измерения и сократить время проведения анализа.

*В.Н. Момотов, М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков,
В.Н. Куприянов, В.В. Куприянов, Д.Е. Тихонова³⁵,
А.А. Колобова, А.А. Кожанов, Д.Т. Хусаинов*

ПОЛУЧЕНИЕ ДИОКСИДА НЕПТУНИЯ ДЛЯ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Для изучения эффективности выжигания младших актинидов в реакторе на быстрых нейтронах наработана партия препарата диоксида нептуния. Исходный образец представлял собой порошок нептуния с массовой долей примесных элементов около 13 %, основными из которых были железо, алюминий, кремний, кальций, хром, магний, плутоний. Очистку исходного продукта провели методом осаждения. Образец растворили в азотной кислоте, к полученному раствору добавили пероксид водорода для осаждения пероксида нептуния. Пероксидный осадок нептуния промыли раствором пероксида водорода. Процедуру получения и растворения пероксидного осадка нептуния повторили трижды. На финальной стадии осадок высушили при температуре 100 °С и прокалили при температуре 700 °С в течение двух часов.

Полученный диоксид нептуния анализировали с целью установления массовой доли нептуния и примесных элементов и определения фазового состава. Навеску диоксида нептуния растворили в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л. Определение массовой доли нептуния в полученном растворе провели спектрофотометрическим методом на приборе исследовательского класса для решения научных и прикладных задач UV-2600 (Япония) по характеристической полосе поглощения нептунил-иона при длине волны 1 223 нм. Количественное окисление нептуния осуществляли трёхкратным добавлением оксида серебра (II).

Дополнительно определение массовой доли нептуния провели методом альфа-радиометрии. Измерения проводили с использованием установки на базе спектрометрического устройства СЭА-13П1 и амплитудно-цифрового преобразователя АЦП-8К. Регистрацию альфа-частиц осуществляли ионно-имплантируемым кремниевым детектором площадью окна 450 мм² и энергетическим разрешением на уровне 24 кэВ. Среднее значение массовой доли нептуния, определённое двумя независимыми методами, составило 86,6 %.

Определение фазового состава образца выполнили методом рентгенофазового анализа. Исследуемый порошок засыпали в стеклянный капилляр, запаяли и поместили в рентгеновскую универсальную камеру Дебая³⁶ РКУ-114М, использовали медное излучение с никелевым фильтром. Интерпретацию фазового состава провели при помощи базы

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

³⁶ Дебай Петер Йозеф Вильгельм (1884—1966) — голландский физик и физикохимик, лауреат Нобелевской премии по химии. — Прим. ред.

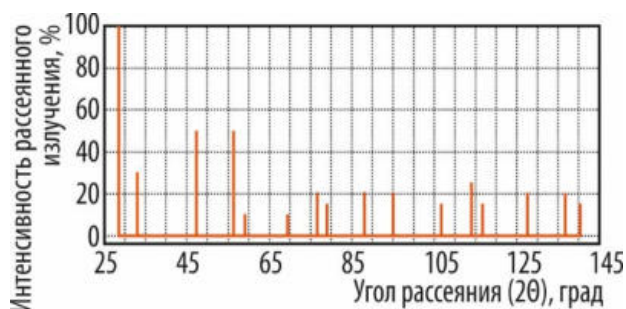


Рис. 3.2. Рентгенограмма образца диоксида нептуния

данных JCPDS и комплекса программ RENTGEN. Образец имеет следующий фазовый состав — кубический диоксид нептуния с параметром кристаллической решётки a , равным $(5,431 \pm 0,003) \text{ \AA}$. На рис. 3.2 представлена рентгенограмма анализируемого образца.

Определение примесных элементов проводили эмиссионно-спектральным методом на спектрометрах СТЭ-1 и PGS-2, оборудованных многоканальным анализатором

эмиссионных спектров. Число параллельных определений — три, относительная неопределённость результатов измерений примесных элементов при доверительной вероятности P , равной 0,95, составила 15–35 %. Суммарная массовая доля примесных элементов в диоксиде нептуния составила 0,85 %, в том числе плутония — 0,11 %, а 0,74 % приходится на примесные элементы, из них, %:

Алюминий.....	0,06	Кремний, титан, никель,
Железо.....	0,09	свинец, молибден, хром
Кальций.....	0,35	Менее 0,03

Определили изотопный состав плутония на масс-спектрометре МИ-1201, оснащённом вторичным электронным множителем, приставкой регистрации масс-спектра ПРМ-2 и персональной ЭВМ, сопряжённой с приёмником ионов масс-спектрометра, после хроматографического выделения из раствора нептуния с использованием анионита Dowex³⁷-1×8. Для измерений изотопного состава применили штатный трёхленточный источник ионов, в котором ионизатором служат ленточки из рения толщиной 0,03 мм и шириной 0,8 мм, а испарителями — ленточки из вольфрама толщиной 0,033 мм и шириной 0,8 мм. На испаритель источника ионов загружают 0,5–3,0 мкг исследуемого элемента. В соответствии с действующими методиками при определении изотопного состава проводят не менее трёх измерений по семь масс-спектров в каждом.

Массовая доля изотопов плутония, %:

Плутоний-238	0,322	Плутоний-241	0,060
Плутоний-239	94,450	Плутоний-242.....	0,128
Плутоний-240	5,040		

Полученная и охарактеризованная партия диоксида нептуния массой 44,1142 г была использована для формирования твэла и облучения в реакторе БОР-60 с целью обоснования технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторе на быстрых нейтронах.

А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова³⁸, М.И. Хамдеев,
А.А. Колобова, В.Н. Момотов, Е.А. Ерин

³⁷ Анионит Dowex (Давекс) — анионообменная смола. — Прим. ред.

³⁸ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ИСПЫТАНИЕ МАКЕТА ОБСЛУЖИВАЮЩЕЙ ВНУТРИМОДУЛЬНОЙ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ

Для отработки процесса манипуляции внутри унифицированного технологического модуля полифункционального радиохимического комплекса, доставки или отгрузки предметов и компонентов в / из межмодульного контейнера и мелкого ремонта оборудования и аппаратов разработан и изготовлен макет внутримодульной автоматизированной системы обслуживания СОВА (рис. 3.3), который снабжён локальной системой управления.

Макет СОВА прошёл испытания на площадке института, по результатам которых подтверждена его способность перемещать и поворачивать оборудование внутри унифицированного технологического модуля, а также загружать и выгружать материалы в контейнер. Однако отмечено, что при инициализации манипулятор системы изменяет положение рабочей точки на 50 мм и обладает ошибкой повторяемости траектории более 50 мм. Причины такой работы манипулятора:

- ♦ отсутствие механических тормозов на приводах и самоторможения в редукторах приводов;
- ♦ уменьшение потребления тока всеми приводами, кроме задействованного в процессе;
- ♦ люфт до пяти градусов в наиболее длинных кинематических цепях дифференциальных звеньев;
- ♦ отсутствие датчиков обратной связи.

Для устранения отмеченных недостатков было решено внести изменения в конструкцию элементов манипулятора, кинематическую схему, а также вынести все электроприводы, редукторы и управляющую электронику за пределы биологической защиты универсального транспортного модуля.

В результате конструкторской проработки предложены изменения, предполагающие измерение силового воздействия и передачу данных сигнала на пульт управления манипулятором. Измерение силового воздействия осуществляет задающий манипулятор (рис. 3.4). Он обладает шестью степенями подвижности по перемещению и поворотам в декартовом пространстве и курком по действию захвата. Усилие, отображаемое оператору, меньше, чем усилие руки оператора, поэтому управление возможно, но при этом столкновение манипулятора с препятствием ощущается непосредственно кистью оператора. Масштабирование усилий по модулю обеспечивает безопасность работы оператора.

Модифицированная кинематическая схема макета манипулятора СОВА представлена на рис. 3.5, где K и T — шарниры поворота по крену (ось в плоскости рисунка) и тангажу (ось перпендикулярна рисунку) соответственно.



Рис. 3.3. Внешний вид макета внутримодульной автоматизированной обслуживающей системы

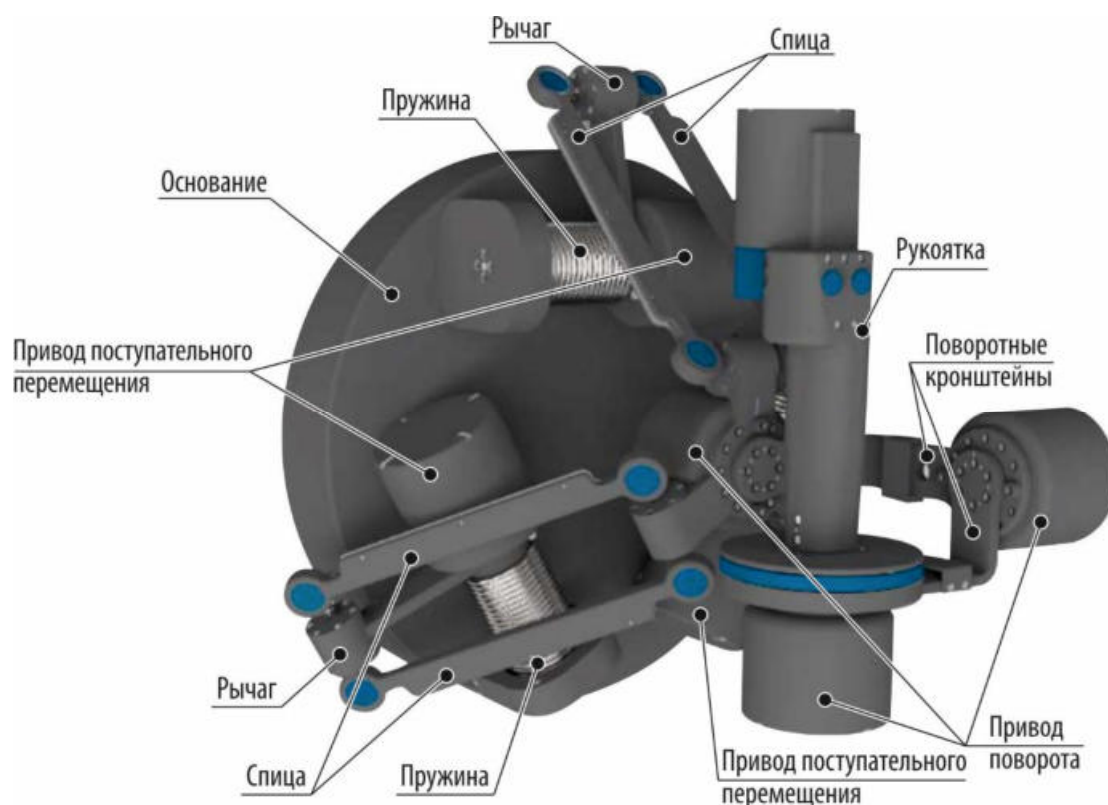


Рис. 3.4. Конструкция задающего манипулятора

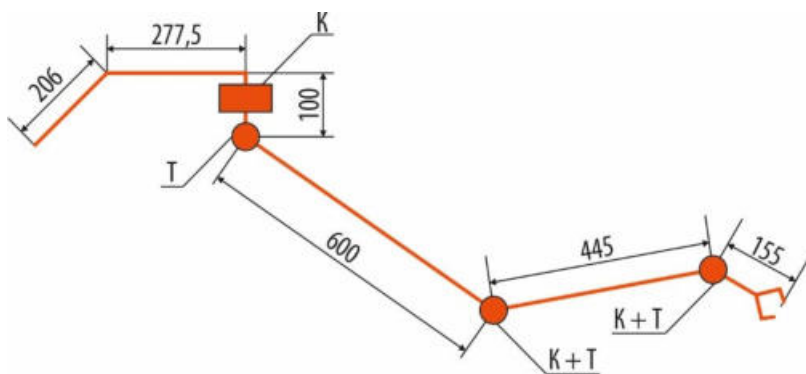


Рис. 3.5. Кинематическая схема манипулятора COVA после модификации

Внедрение в конструкцию манипулятора упругих элементов предоставляет несколько преимуществ помимо возможности измерения и передачи усилий. Так, наличие упругих элементов в кинематической цепи устраняет нелинейность (люфт) при управлении манипулятором. Положение рабочей точки при этом всё ещё

зависит от приложенной нагрузки, однако эта зависимость линейная, что облегчает управление и повышает его точность. Кроме того, наличие упругого элемента в цепи передачи усилия от нагрузки к мотору предохраняет конструкцию от повреждений в случае ударов и аварий, поскольку в данном случае выступает и в роли накопителя механической энергии, тем самым уменьшает ударные ускорения за счёт увеличения длительности удара. Для управления шарнирами с привнесённой упругостью предложен ряд методов, среди которых наибольшую популярность получил метод механического управления с применением пассивного регулятора с виртуальным демпфированием [1]. Согласно этому методу в управление вводится дополнительная переменная, определяющая необходимое «упреждение» координаты мотора, рассчитываемое с учётом скорости изменения выходной координаты шарнира. Изучены способы определения коэффициентов управления для данного регулятора [2, 3], и предложена упрощённая его схема с разделением управления на силовой и кинематический контуры. В каждом контуре реализуется классический пропорционально-дифференциальный регулятор. Применительно к шарнирам макета манипулятора COVA было проведено моделирование работы такого

управления с учётом различной жёсткости упругих элементов. Результаты показали значительное улучшение динамических характеристик и точности манипулятора. Отклик на ударное воздействие показан на рис. 3.6. Видно, что при отсутствии управления в силовом контуре (красная линия) отклик остаётся периодическим и точность манипулятора недостаточна. Подключение управления (синяя линия) обеспечивает длительность аperiodического переходного процесса порядка 0,1 с.

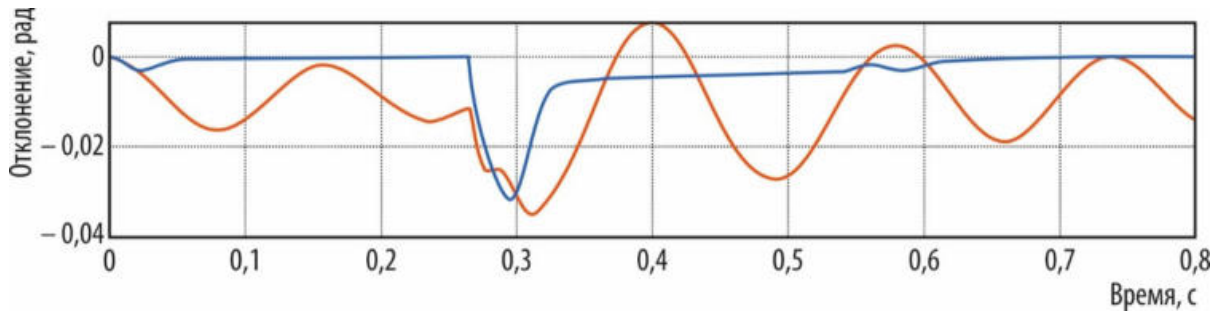


Рис. 3.6. Изменение угла поворота упругого шарнира во времени в результате отклика на удар

Управление макетом манипулятора СОВА организовано в режиме движения. Оператор может выбрать направление для каждого шагового двигателя, затем подать ток на один или несколько двигателей. Возможно управление двумя двигателями одновременно, однако это требует предельной концентрации внимания оператора и приводит к быстрому утомлению. Совместное управление тремя и более двигателями одновременно уже выходит за пределы человеческих психофизических возможностей, поскольку каждый элемент конструкции манипулятора СОВА является дифференциалом, то есть системой с двумя степенями свободы. При этом вращение шарнира, находящегося ближе к точке крепления манипулятора в кинематической цепи, влияет на вращение всех последующих составляющих. Устранить эти недостатки предложено за счёт организации управления в координатах захватного устройства манипулятора (перемещение и вращение, шесть степеней свободы). Для реализации такого решения создан макет пульта оператора на базе виртуальной среды [4], в котором управление осуществляет человек-оператор при помощи шлема и ручки виртуальной реальности. В макете используют шлем виртуальной реальности HTC VIVE [5], но возможно использование других устройств (рис. 3.7).

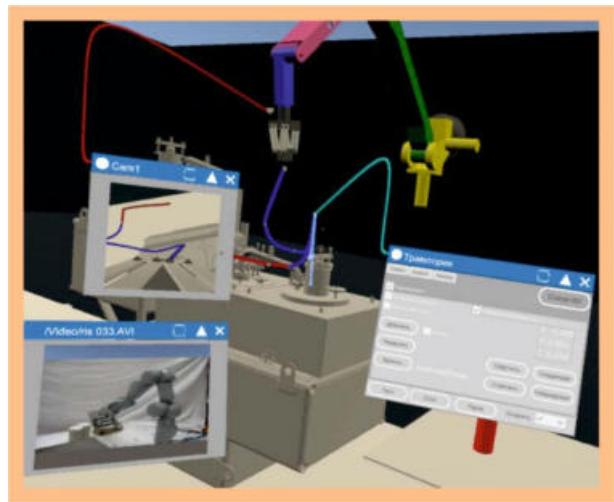


Рис. 3.7. Внешний вид виртуальной среды оператора

Работая задающим устройством, оператор устанавливает рабочую точку на виртуальном двойнике манипулятора и совершает такие же движения, как если бы он переносил рабочую точку, взявшись за захватное устройство реального манипулятора, обладающего абсолютной податливостью и ничтожным весом. Этот способ является наиболее естественным для человека, поэтому обеспечивает быстрое обучение оператора с любым уровнем начальной подготовки. Проведённые эксперименты с участием девяти операторов без опыта управления посредством виртуальной реальности показали, что навык управления манипулятором с приемлемой точностью формируется в среднем уже со второй попытки, при этом выполнение загрузки материала в тигель занимает около 25 с. Примерно столько же времени потребуется, чтобы проделать то же самое непосредственно руками с использованием макетных (инертных) материалов.

Список литературы

1. Keppeler M., Lakatos D., Ott C. et al. A passivity-based approach for trajectory tracking and link-side damping of compliantly actuated robots // 2016 IEEE International Conference on Robotics and Automation (ICRA), Stockholm, Sweden, 16–21 May 2016. — Piscataway, New Jersey (USA): Institute of Electrical and Electronics Engineers, 2016. P. 1079–1086. — DOI: 10.1109/ICRA.2016.7487239. — Access mode: by subscription. — URL: <https://ieeexplore.ieee.org/abstract/document/7487239> (date of the application: 16.04.2021).
2. Dalyaev I., Kopylov V., Titov V. et al. On Gain Selection of Active Damping Injection Controller for Series Elastic Actuators // 2020 IEEE International Conference Nonlinearity, Information and Robotics (NIR), Innopolis, Russia, 3–6 December 2020. — Piscataway, New Jersey (USA): Institute of Electrical and Electronics Engineers, 2020. P. 1–6. — DOI: 10.1109/NIR50484.2020.9290226. — Access mode: by subscription. — URL: <https://ieeexplore.ieee.org/abstract/document/9290226> (date of the application: 16.04.2021).
3. Shardyko I., Samorodova M., Titov V. Decentralized Control of Robotic Arm with Elastic Joints // 2020 IEEE International Russian Automation Conference (RusAutoCon), Sochi, Russia, 6–12 September 2020. — Piscataway, New Jersey (USA): Institute of Electrical and Electronics Engineers, 2020. P. 615–620. — DOI: 10.1109/RusAutoCon49822.2020.9208206. — Access mode: by subscription. — URL: <https://ieeexplore.ieee.org/abstract/document/9208206> (date of the application: 16.04.2020).
4. Сергеев А.В., Гук М.Ю. Управление мобильным роботом космического назначения с применением виртуальной реальности // Пилотируемые полёты в космос, 2018. №. 4 (29). С. 44–52. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.gctc.ru/media/files/Periodicheskie_izdaniya/ppk_2018_4_total_29.pdf (дата обращения: 29.03.2020).
5. VIVE PRO eye [Электронный ресурс]. Технология точного отслеживания. Система виртуальной реальности. — Официальный сайт HTC Corporation. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://enterprise.vive.com/ru/product/vive-pro-eye/> (дата обращения 16.04.2021).

С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, В.М. Копылов, А.В. Сергеев

ИСПЫТАНИЕ КОМПОНЕНТОВ УЗЛА ОСТЕКЛЫВАНИЯ ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНОГО РАДИОХИМИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА

В настоящее время на площадке института проводят работы по созданию полифункционального радиохимического комплекса, основной задачей которого является эффективное обеспечение замыкания ядерного топливного цикла. Важнейшим критерием при выборе кандидатного материала для изоляции отходной формы, полученной от радиохимического передела, является чувствительность матрицы к колебаниям изотопного и химического состава. В современном мире основной концепцией обращения с высокоактивными отходами является их включение в стеклоподобный компаунд³⁹. Перспективность стеклоподобного материала в качестве изолирующей матрицы обусловлена высокой способностью растворять широкий спектр элементов независимо от заряда и размера атома, высокой радиационной и химической устойчивостью, а также относительно простой технологией получения [1].

В отчётном году были проведены испытания отдельных компонентов узла остеклывания полифункционального радиохимического комплекса (рис. 3.8). При температурном

³⁹ Здесь и далее компаунд — смесь каких-либо веществ, не представляющая собой химического соединения. — Прим. ред.

испытании печь нагревали до 1 050 °С (скорость нагрева — 250 °С в час) с удержанием заданной температуры в течение восьми часов. Остальные элементы: корпус фильтра, монжюс, абсорбционную колонну — испытывали на герметичность и качество сварных швов. Существенного снижения давления в опытных компонентах не зафиксировано.



Рис. 3.8. Общий вид оборудования, размещённого на испытательном стенде

Оборудование узла остекловывания было изготовлено в 2016 году для получения алюмофосфатных стёкол, исторически применяемых в России. Однако рассматривая фосфатные стёкла как основную матрицу для использования в полифункциональном радиохимическом комплексе, надо отметить их существенные недостатки. В первую очередь, оптимальная область применения таких стёкол достаточно узкая, то есть при вариации состава высокоактивных отходов может происходить увеличение скорости выщелачивания основных макрокомпонентов, а также снижение радиационной устойчивости. Исследования последних лет показывают, что перспективными матрицами для компактизации отходов могут быть боросиликатные стёкла и керамики различного состава. В отечественной литературе опубликованы научные работы по изучению боросиликатных стеклоподобных компаундов как матриц для иммобилизации высокоактивных отходов [2, 3]. Применительно к узлам остекловывания полифункционального комплекса боросиликатные стёкла обладают рядом преимуществ в сравнении с фосфатными системами. Основные из них — широкий диапазон включаемых элементов и низкая чувствительность к колебаниям химического состава, а также неизменность химической устойчивости в зависимости от состава [2–4].

В результате анализа материалов испытаний сформулированы рекомендации по замене нагревательного элемента печи, который должен обеспечивать более высокую температуру получения стеклоподобных компаундов (вплоть до 1 400 °С). Также необходимо рассмотреть возможность быстрой замены нагревательных элементов в условиях унифицированного технологического модуля полифункционального радиохимического комплекса.

Список литературы

1. Соболев И.А., Ожован М.И., Щербатова Т.Д. Стёкла для радиоактивных отходов. — М: Энергоатомиздат, 1999. — 240 с.

2. Алой А.С., Трофименко А.В., Кольцова Т.И., Никандрова М.В. Физико-химические характеристики остеклованных модельных ВАО ОДЦ ГХК // Радиоактивные отходы, 2018. № 4 (5). С. 67–75. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://radwaste-journal.ru/docs/journals/5/stranitsi_iz_rw4\(5\)_67-75.pdf](http://radwaste-journal.ru/docs/journals/5/stranitsi_iz_rw4(5)_67-75.pdf) (дата обращения: 26.03.2020).
3. Яндаев Д.М., Лизин А.А., Хамдеев М.И., Дмитриева О.С. и др. Радиационная и химическая устойчивость боросиликатной стекломатрицы. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2019. Вып. 4. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 49–56.
4. Ершов Б.Г., Минаев А.А., Попов И.Б. и др. Сравнение физико-химических свойств матриц для иммобилизации радиоактивных отходов и технологических процессов их получения // Вопросы радиационной безопасности, 2005. № 1. С. 13–18. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://bibliom.ru/wp-content/uploads/2015/06/20.pdf> (дата обращения: 26.03.2020).

С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Д.М. Яндаев

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ СНЯТИЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ЖИДКИМ ЦИНКОМ

Технология растворения оболочек твэлов ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах в жидком цинке — один из наиболее перспективных способов её удаления в ходе переработки отработавшего ядерного топлива [1–4]. В ходе совместных работ АО «ГНЦ НИИАР» и ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» выполнено теоретическое и экспериментальное обоснование возможности снятия оболочек твэлов жидким цинком для разработки процессов, планируемых в рамках вариативной технологической схемы полифункционального радиохимического комплекса.

В ходе реализации поставленной задачи проведён термодинамический анализ процессов взаимодействия цинка с компонентами конструкционных материалов тепловыделяющих элементов. При помощи программного обеспечения Thermo-Calc⁴⁰ Software Package Version 2020b проведено моделирование и определён фазовый состав сплавов на основе цинка и сложнелегированных сталей (реакторных конструкционных сталей марок 12X18H10T, 16X12MBCФБР (ЭП823), 06X16H15M3Б (ЭИ847)) при рабочих температурах.

В ходе исследования было установлено, что с увеличением содержания цинка для всех материалов возрастает доля жидкой фазы и падает температура точки ликвидуса. По мере уменьшения содержания никеля в материале точка ликвидуса смещается в зону более высоких значений температуры (минимальная температура — у стали марки 12X18H10T, максимальная — у 16X12MBCФБР). Таким образом, наибольшие сложности с растворением в цинке ожидаемы у сплава ЭП823. Повышение рабочей температуры снятия оболочек твэлов жидким цинком должно привести к интенсификации процесса. При этом наиболее явный эффект влияния температуры виден для стали марки 16X12MBCФБР, что обеспечивает эффективность процесса вскрытия оболочек.

Анализ литературных данных по диаграммам состояний цинксодержащих систем и термодинамике взаимодействия цинка с керамическими (углеродными) материалами при температуре выше точки плавления цинка позволил выбрать для проведения экспериментов наиболее инертные к расплавленному цинку материалы: кварц, алунд, графит.

⁴⁰ Thermo-Calc — мощная и гибкая программа, предназначенная для выполнения термодинамических расчётов и построения фазовых диаграмм. — Прим. ред.

Измерена скорость растворения сталей и сплавов в чистом цинке. Выявлено, что при увеличении температуры с 500 до 850 °С скорость растворения может возрастать вдвое. Например, для стали марки ЭИ-847 — с 0,017 до 2,9 г/(ч·см²). Далее приведены конструкционные материалы: стали марок 16Х12МВСФБР, ЭИ-847, 12Х18Н10Т и сплав Э-110 в порядке возрастания по скорости растворения в жидком цинке при идентичных условиях. По мере насыщения цинка скорость растворения материалов заметно снижается, особенно резко — при достижении границы двухфазной области и массовой доли конструкционных металлов, равной 8–10 % (при температуре 800 °С).

Испарение цинка из сплавов при одинаковых условиях во всех случаях происходит с меньшими значениями удельной скорости, чем с поверхности чистого цинка. Снижение остаточного давления инертного газа и повышение температуры приводит к интенсификации процесса испарения. Изменяя температуру и остаточное давление, можно регулировать скорость испарения цинка из сплавов, достигая значения 10 г/(ч·см²) и более. По мере испарения цинка в сплавах при переходе в насыщенное состояние происходит образование твёрдой фазы, что приводит к развитию поверхности, особенно когда весь сплав переходит в порошкообразное состояние. В этом случае на скорость испарения цинка влияют также крупность и состав образующихся фаз. Испарившийся цинк в зависимости от условий в охлаждаемой зоне даёт конденсат в жидком или твёрдом состоянии. В отдельных опытах определены граничные условия (температура и остаточное давление инертного газа) осаждения конденсата в том или ином агрегатном состоянии. Полученные данные позволили определить и условия для наработки опытных партий порошков растворением сталей марок ЭП823, ЭИ847 и сплава Э110 с массовой долей менее 0,15 % в цинке и его последующей отгонкой. С учётом полученных опытных данных была разработана и создана лабораторная установка для отработки режимов процесса растворения материалов оболочек твэлов жидким цинком в динамических условиях (рис. 3.9). На установке организованы три вертикально расположенные температурные зоны. В нижней происходит испарение цинка, конденсат скапливается в верхней и стекает в среднюю зону, где расположены имитаторы оболочек твэлов. Далее происходят процессы насыщения конструкционными металлами и движение вниз, в зону испарения. Такая циркуляционная схема обеспечивает полное растворение материалов оболочек твэлов с получением в зоне испарения сплавов с массовой долей конструкционных металлов до 50–60 %. Необратимые потери цинка при этом не превышают 5 %.

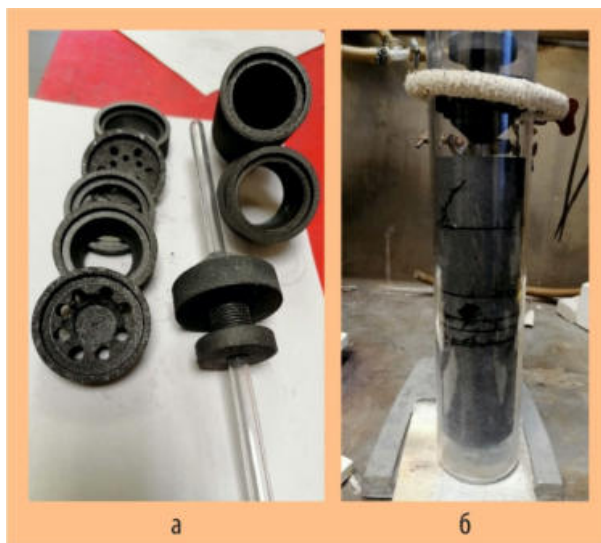


Рис. 3.9. Внешний вид частей установки (а)
и установка в сборе (б)

Список литературы

1. ANL-7675. Chemical engineering division annual report – 1969 / editors: Vogel R.C., Burriss L., Tevebaugh F.D. et al. — Argonne, Illinois (USA): Argonne National Laboratory, April 1970. P. 19–43. — Access mode: in free access. — URL: <https://inldigitallibrary.inl.gov/Reports/ANL-7675.pdf> (date of the application: 30.03.2021).
2. ANL-7735. Chemical engineering division fuel cycle technology quarterly report / editors: Webster D.S., Jonke A.A., Bernstein G.J. et al. — Argonne, Illinois (USA): Argonne National Laboratory, July 1970. P. 11–25. — Access mode: in free access. — URL: <https://inldigitallibrary.inl.gov/Reports/ANL-7735.pdf> (date of the application: 30.03.2021).

3. ANL-7775. Chemikal engineering division annual report – 1970 / editors: Vogel R. C., Burris L., Tevebaugh F.D. et al. — Argonne, Illinois (USA): Argonne National Laboratory, April 1971. P. 15–20. — Access mode: in free access. — URL: <https://inldigitallibrary.inl.gov/Reports/ANL-7775.pdf> (date of the application: 30.03.2021).
4. Kuzin M.A., Makarov A.O., Lakeev P.V. Testing the filtering process for spent zinc melt after removal of fuel cladding with the BOR-60 reactor SNF nitride // Theoretical Foundations of Chemical Engineering, 2018. Vol. 52. P. 707–710. — Access mode: in free access. — URL: https://www.researchgate.net/publication/327533285_Testing_the_Filtering_Process_for_Spent_Zinc_Melt_After_Removal_of_Fuel_Cladding_with_the_BOR-60_Reactor_SNF_Nitride (date of the application: 30.03.2021).

*С.С. Погляд, О. С. Дмитриева, А.Г. Осипенко,
В.А. Иванов⁴¹, А.С. Мухамадеев⁴¹, А.И. Петров⁴¹, А.Ю. Телешев⁴¹, И.Б. Половов⁴¹*

ПРОВЕРКА ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ ОКСИДОВ УРАНА ТЕРМИЧЕСКИМ РАЗЛОЖЕНИЕМ УРАНСОДЕРЖАЩИХ СОЕДИНЕНИЙ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ МИКРОВОЛНОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

На макетах основных решений технологического оборудования для обеспечения дистанционного обслуживания универсального технологического модуля полифункционального радиохимического комплекса была изучена возможность получения оксидов урана термическим разложением при действии микроволнового излучения. Проведённые ранее экспериментальные исследования [1] позволяют говорить о высокой вероятности замены существующих методов получения оксидов актинидов на менее затратные (например, метод термического разложения урансодержащих соединений под воздействием микроволнового излучения). Варьирование режимов работы установки микроволнового нагрева позволяет не только превращать определённые соединения урана в оксиды, но и упаривать, сушить осадки, что даёт возможность подавать достаточно подвижную пульпу непосредственно на СВЧ-установку.

Вариативная схема полифункционального радиохимического комплекса предполагает, в случае необходимости, афинаж целевого продукта и передачу пульпы на микроволновое разложение. В зависимости от желаемой чистоты конечного продукта есть возможность получения пульпы различного состава [2, 3]. Для проверки технологии термического разложения под воздействием микроволнового излучения [4] были проведены эксперименты по получению оксидов из оксалата уранила, уранилтрикарбоната аммония, формиата уранила, пероксида урана.

Процедура термического разложения урансодержащих соединений предполагает следующие операции. Навеску исследуемого вещества помещают в кварцевую ячейку, затем — в рабочее пространство микроволновой печи. Кварцевую ячейку подсоединяют к системам подачи газа, отводу газообразных продуктов реакции и сбору конденсата. Начинают подачу газовой среды, состоящей из смеси аргона и водорода (5 %); через 30 минут включают нагрев; после полного упаривания раствора и охлаждения спёка до 50–70 °С на его поверхность наносят реагент-инициатор; проводят процесс восстановления урана до оксидов; далее взвешивают полученный порошок и отбирают пробу для определения его физико-химических свойств (рис. 3.10).

⁴¹ Сотрудник ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». — Прим. авт.

Состав порошков определяли методом рентгенофазового анализа. Регистрация дифракционной картины образцов выполнена на установке ДРОН-7Mythen (медное излучение с никелевым фильтром). Интерпретацию результатов проводили с использованием базы данных PDF-2 и комплекса программ PDWin.

При термическом разложении оксалата уранила под воздействием микроволнового излучения была получена смесь оксидов: в основной фазе — диоксид урана (UO_{2+x}), также в минорной фазе присутствует орторомбический октаоксид триурана. Из пероксида урана получили смесь высших оксидов урана (U_2O_5 , U_3O_8) и более слабый набор диоксидов (UO_2 и U_3O_7). При термическом разложении уранилтрикарбоната аммония получены фазы: основная — кубического диоксида урана, в следовых количествах — октаоксида триурана, имеющего орторомбическую гранецентрированную кристаллическую решётку. Анализ состава порошка оксида урана, полученного при разложении формиата уранила, показал, что присутствует основная фаза кубического диоксида урана, а также есть очень слабые следы орторомбической фазы октаоксида триурана.

Химический анализ валентных форм урана подтвердил, что во всех полученных порошках присутствует смесь оксидов урана (IV) и (VI). Полученные результаты позволяют говорить о возможности сокращения промежуточных стадий упаривания и сушки осадков целевого продукта и перевода их в оксидную форму за счёт термического разложения урансодержащих соединений под действием микроволнового излучения.

Список литературы

1. Дмитриев М.Г., Двоеглазов К.Н., Дмитриева О.С. и др. Исследование режимов получения порошков оксидов актиноидов методом СВЧ-денитрации на лабораторной боксовой установке. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — С. 126–127. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf (дата обращения: 30.03.2021).
2. Корнилов А.С., Черноокая Е.В., Абдуллоев Р.Г. и др. Осаждение аммонийуранилтрикарбоната из водно-спиртовых и ацетатных растворов // Вестник Московского университета, серия «Химия», 2021. Т. 62, № 2. С. 115–120.
3. Корнилов А.С., Питеркина Е.В., Щербакова К.О. и др. Особенности пероксидного осаждения урана из кислых водно-спиртовых растворов // Радиохимия, 2020. Т. 62, № 2. С. 126–129.
4. Куляко Ю.М., Трофимов Т.И., Перевалов С.А. и др. Получение оксидов урана восстановительной денитрацией уранилнитрата при микроволновом нагреве // Там же, 2015. Т. 57, № 3. С. 215–217.

О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев, А.С. Корнилов,
Д.А. Капралов⁴², К.О. Копанева, А.А. Колобова

⁴² Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

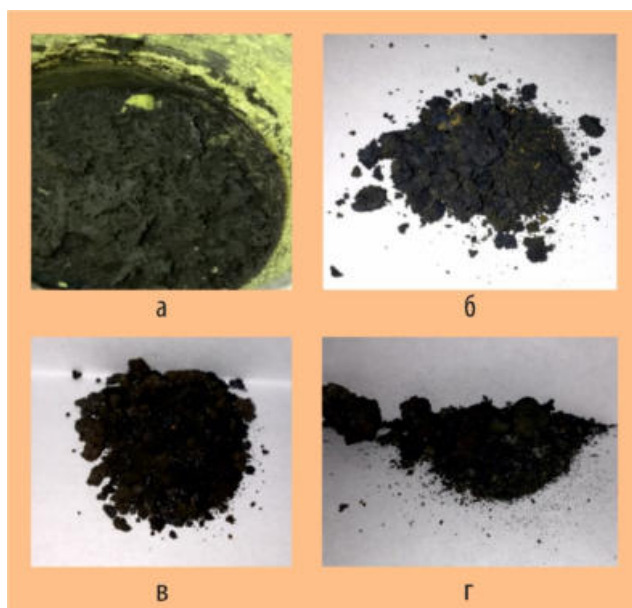


Рис. 3.10. Изображение порошков, полученных при термическом разложении под воздействием микроволнового излучения оксалата уранила (а), пероксида урана (б), уранилтрикарбоната аммония (в), формиата уранила (г)

РАСТВОРЕНИЕ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Для подтверждения эффективности режима растворения волоксидированного смешанного нитридного ураноплутониевого облучённого ядерного топлива, предполагаемого к применению в опытно-демонстрационном центре ФГУП «Горно-химический комбинат», необходимо проведение экспериментальных исследований, позволяющих определить массу и состав нерастворённого остатка. При этом целесообразно использовать отработавшее ядерное топливо с максимальным выгоранием, содержащее достаточное количество труднорастворимых продуктов деления — благородных и переходных металлов. Целью работы было изучение полноты растворения волоксидированного смешанного нитридного ураноплутониевого облучённого ядерного топлива в режиме, соответствующем технологии, предлагаемой к применению во ФГУП «Горно-химический комбинат», определение количественного состава и массы образуемого нерастворённого остатка.

В качестве образцов отработавшего ядерного топлива выбраны фрагменты твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки КЭТВС-7, облучённой в реакторе БН-600 в течение 589,2 эффективных суток до максимального по результатам гамма-сканирования выгорания топлива, равного 6,78 % т. а. Перед началом исследования твэлы были разделены на 34 фрагмента общей массой 180,3 г и длиной каждого 1–2 см.

Волоксидацию нитридного ураноплутониевого топлива провели в специально сконструированном аппарате при температуре 450 °С и постоянной продувке объёма аппарата воздухом со скоростью 150 мл/мин. Заданный режим поддерживали в течение восьми часов. Затем аппарат остудили до температуры окружающей среды и отключили подачу воздуха. Образцы волоксидированного отработавшего ядерного топлива отделили от оболочки твэла механическим встряхиванием.

Масса окисленного порошка топлива, взятого для проведения растворения, составила 96,1 г. Растворение проводили в конической колбе объёмом 1 л, снабжённой водоохлаждаемым холодильником высотой 200 мм и системой ловушек для сбора газообразных продуктов. В качестве растворителя использовали азотную кислоту объёмом 390 мл с концентрацией 8 моль/л, нагрев её до температуры 95–100 °С. Время растворения окисленного облучённого ядерного топлива составило шесть часов, отбор проб проводили один раз в час. В отобранных аликвотах⁴³ определили массовую концентрацию урана, плутония, нептуния, америция, циркония, молибдена, цезия, стронция, технеция, бария, палладия, рутения, родия.

Для отделения нерастворённого остатка провели фильтрацию полученного раствора через предварительно взвешенный двойной целлюлозный фильтр. Масса нерастворённого остатка отработавшего ядерного топлива, определённая по разности масс фильтров с осадком и без него, равна 3,2 г, что составляет 3,3 % от массы взятого для растворения облучённого топлива.

В табл. 3.1 представлены результаты определения массы каждого элемента смешанного нитридного ураноплутониевого облучённого ядерного топлива в зависимости от времени растворения. Можно сделать вывод о том, что уран, плутоний, нептуний, америций и цезий переходят в раствор, в то время как благородные и переходные металлы обнаружены только после шести часов растворения; при этом суммарная масса растворённых элементов равна 85,13 г, что составляет 88,5 % массы отработавшего ядерного топлива, взятой для растворения. Нерастворённый остаток, собранный на фильтре, дополнительно подвергли растворению по специально разработанной процедуре, включающей сульфатизацию и разложение целлюлозы, растворение полученного сухого остатка и анализ полученного раствора. Данные,

⁴³ Аликвота — точно измеренная кратная часть образца (объём раствора), взятая для анализа, которая сохраняет свойства основного образца. — Прим. ред.

представленные в табл. 3.2, свидетельствуют о том, что уран и плутоний являются одними из основных компонентов нерастворённого остатка смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива, их массовые доли составляют 9,38 % и 18,75 % соответственно от его общей массы. Суммарная массовая доля циркония, молибдена, рутения, родия, технеция, палладия составляет 59,38 %. Суммарная массовая доля всех элементов, найденных в нерастворённом остатке — 87,51 % от его общей массы, вероятно, оставшаяся часть осадка представлена кислородом.

Таким образом, при растворении волокисидированного смешанного нитридного ураноплутониевого облучённого ядерного топлива в режимах, соответствующих технологии, планируемой к применению в опытно-демонстрационном центре ФГУП «Горно-химический комбинат», полного растворения топлива достичь не удалось. Нерастворённый остаток содержит значимое количество урана и плутония. При обосновании данной схемы растворения для применения в промышленности необходимо предусмотреть процедуру обращения с нерастворённым остатком для извлечения из него оставшихся ядерных материалов.

Таблица 3.1

Масса элементов топлива, г

Элемент	Время растворения, ч					
	1	2	3	4	5	6
Уран	20,7	39,4	45,2	61,4	68,4	72,4
Плутоний	1,8	4,1	6,4	9,3	10,7	12,2
Нептуний	–	0,003	0,007	0,009	0,012	0,013
Америций-241	0,006	0,012	0,021	0,027	0,03	0,031
Цирконий			–			0,01
Молибден			–			0,01
Цезий	0,034	0,078	0,11	0,14	0,15	0,15
Стронций	0,03	0,03	0,04	0,05	0,06	0,07
Технеций			–			0,02
Барий	0,08	0,12	0,16	0,17	0,18	0,18
Палладий		–		0,01	0,02	0,02
Рутений			–			$6 \cdot 10^{-3}$
Родий			–			0,02
Итого						85,13

Таблица 3.2

Состав нерастворённого остатка

Элемент	Масса, г	Массовая доля элемента в осадке, %
Уран	0,3	9,38
Плутоний	0,6	18,75
Америций-241	$1 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-3}$
Цирконий	0,42	13,13
Молибден	0,41	12,81
Цезий	$6 \cdot 10^{-5}$	$1,88 \cdot 10^{-3}$
Технеций	0,16	5,00
Палладий	0,24	7,50
Рутений	0,41	12,81
Родий	0,26	8,13
Итого	2,80	87,51

В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, М.И. Хамдеев, А.Ю. Волков, П.В. Лакеев

КАТОДНЫЕ ПРОЦЕССЫ В РАСПЛАВАХ, СОДЕРЖАЩИХ ИОНЫ УРАНА И ПЛУТОНИЯ

Основная задача полифункционального радиохимического комплекса — отработка новой концепции компоновки элементов и испытания прототипов промышленного оборудования любых технологий переработки отработавшего ядерного топлива. При этом стартовой

задачей комплекса является переработка МОКС-топлива многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах. Базовая схема (с элементами вариативности) переработки этого топлива основана на технологии Димитровградского сухого процесса с блоками операций с оксидными расплавами. Использование их связано с высокой массовой долей (около 40 %) плутония в МОКС-топливе реактора МБИР и существованием проблем с волокисидацией и гомогенизацией такого топлива. Применение для этих операций оксидных расплавов снимает эти проблемы [1, 2].

В отчётном году совместно с ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» выполнен цикл экспериментальных исследований, в ходе которых определено влияние температуры, содержания триоксида молибдена и плотности тока на кислородный коэффициент и фазовый состав оксидного осадка с целью выбора оптимального диапазона этих параметров для рефабрикации МОКС-топлива с массовой долей плутония до 38–50 %. Исследованы системы на основе смесей молибдатов лития и калия, триоксида молибдена (Li_2MoO_4 — K_2MoO_4 — MoO_3 и K_2MoO_4 — MoO_3) разного состава.

Влияние температуры на фазовый состав и кислородный коэффициент катодного осадка изучали при электролизе расплава $0,7(0,605\text{Li}_2\text{MoO}_4$ — $0,395\text{K}_2\text{MoO}_4)$ — $0,3\text{MoO}_3$ с массовой долей молибдата уранила состава UO_2MoO_4 , равной 15 %, в гальваностатическом режиме при начальной катодной плотности тока, равной $0,1 \text{ A/cm}^2$, и температуре 550, 675 и 800°C . Полученный катодный продукт представлял собой плотный кристаллический осадок, достаточно хорошо сцепленный с подложкой. Повышение температуры приводит к снижению массовой доли молибдена вплоть до его отсутствия в катодном осадке урана. При температуре 800°C осадок состоял из смеси двух фаз: UO_{2+x} и U_4O_{9-y} с кислородными коэффициентами 2,01 и 2,22 соответственно.

Влияние концентрации триоксида молибдена на состав катодного осадка исследовали при электролизе расплавов $(1-x)(0,605\text{Li}_2\text{MoO}_4$ — $0,395\text{K}_2\text{MoO}_4)$ — $x\text{MoO}_3$, которые содержали молибдат уранил с массовой долей 15 %, в гальваностатическом режиме при начальной плотности тока $0,1 \text{ mA/cm}^2$ и температуре 550 и 800°C . Были исследованы соли-растворители, с величиной x , равной 0,3; 0,375; 0,45 и 0,5. Повышение содержания оксид молибдена (IV) в оксидном расплаве приводит к снижению выхода по току вплоть до отсутствия осадка.

Влияние катодной плотности тока на состав осадка изучали при электролизе расплава $0,7(0,605\text{Li}_2\text{MoO}_4$ — $0,395\text{K}_2\text{MoO}_4)$ — $0,3\text{MoO}_3$ с массовой долей молибдата уранила, равной 15 %, в гальваностатическом режиме при 800°C и начальной катодной плотности тока 0,05; 0,075; 0,1; 0,5 и 1 A/cm^2 . Было установлено, что при малой плотности тока образования катодного осадка не происходит из-за высокой скорости коррозии, а при достижении плотности тока, равной 1 A/cm^2 , в осадке появляется фаза диоксида молибдена. Увеличение массовой доли молибдата уранила до 27 % при начальной катодной плотности тока 0,5 и 1 A/cm^2 приводит к образованию осадков, состоящих из смеси двух фаз UO_{2+x} и U_4O_{9-y} , в которых диоксида молибдена не обнаружено. Увеличение начальной катодной плотности тока привело к снижению кислородного коэффициента продукта.

Для установления влияния ионов лития на состав катодного осадка был проведён электролиз расплавов на основе $0,55\text{K}_2\text{MoO}_4$ — $0,45\text{MoO}_3$, содержащих молибдат уранила. Эксперименты проводили при температуре 650 и 800°C и начальной катодной плотности тока, равной 0,1; 0,2 и $0,5 \text{ A/cm}^2$. Увеличение катодной плотности тока при температуре 650°C приводит к изменению состава катодного продукта от фазы MoO_2 к двухфазному осадку UO_2 — MoO_2 . При температуре, равной 800°C , наблюдалось обратное влияние катодной плотности тока на состав осадка: повышение плотности тока от 0,1 до $0,5 \text{ A/cm}^2$ приводит к заметному снижению содержания диоксида урана. Изменение температуры оказало существенное влияние на фазовый состав образующихся осадков. Повышение температуры привело к увеличению содержания фазы диоксида урана в двухфазном катодном продукте UO_2 — MoO_2 . Полученные осадки во всех случаях представляли

собой фазы оксид урана с оксидом молибдена; образования смеси фаз UO_2 — U_4O_9 не наблюдали. Таким образом, добавление молибдата лития в соль-растворитель позволяет получать электролизом осадки оксидов урана без диоксида молибдена.

Для определения зависимости содержания плутония в катодном осадке от плотности тока провели электролиз расплавов на основе смеси $0,556K_2MoO_4$ — $0,444MoO_3$ с массовой долей урана 16 % и плутония 0,2 % при температуре 800 °С и начальной катодной плотности тока 0,01–0,1 А/см². Все полученные осадки представляли собой фазы твёрдых растворов $(U_{1-x}Pu_x)O_2$ (рис. 3.11). Величина коэффициента x составляла 0,23–0,38. Фаза MoO_2 отсутствовала. Таким образом, в результате проведённых экспериментов была продемонстрирована возможность получения гомогенных однофазных МОКС-осадков с высоким содержанием плутония.



Рис. 3.11. Образец катодного осадка $(U_{0,62}Pu_{0,38})O_2$

Список литературы

1. Устинов О.А., Суханов Л.П., Якунин С.А. Регенерация оксидного отработавшего ядерного топлива перекристаллизацией в молибдатных расплавах // Атомная энергия, 2006. Т. 101, № 4. С. 316. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: https://www.researchgate.net/publication/257521826_Reprocessing_of_spent_oxide_nuclear_fuel_by_recrySTALLIZATION_in_molybdate_melts (дата обращения: 13.04.2021).
2. Устинов О.А., Суханов Л.П., Погорелко О.Н. Восстановительная перекристаллизация оксида урана в молибдатных расплавах // Атомная энергия, 2007. Т. 102, № 3. С. 290. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2309> (дата обращения: 13.04.2021).

А.Г. Осипенко, С.С. Погляд, Р.С. Галиев, А.В. Тагунов,
А.А. Осипенко⁴⁴, В.В. Смоленский^{44,45}, В.А. Волкович⁴⁴,
А.А. Рыжов⁴⁴, И.Б. Половов⁴⁴, А.В. Новосёлова^{44,45}

РАДИАЦИОННАЯ И ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ПОЛЛУЦИТ-ТАУСОНИТОВОЙ МАТРИЦЫ

Для иммобилизации радиоактивных отходов, образующихся в результате переработки отработавшего ядерного топлива, предполагают использовать фиксирующие матрицы, которые должны обеспечить надёжную изоляцию продуктов деления от окружающей среды. При выборе материала матрицы для коллективной фракции цезия-137 и стронция-90 необходимо учитывать высокое энерговыделение и относительно продолжительный период полураспада радионуклидов [1]. Одним из матричных материалов, который мог бы быть использован для совместной изоляции цезия-137 и стронция-90, является стеклоподобный

⁴⁴ Сотрудник ФГАУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». — Прим. авт.

⁴⁵ Сотрудник ФГБУН «ИВТЭ УрО РАН». — Прим. авт.

компаунд [2, 3]. Однако учитывая, что стекло представляет собой термодинамически неравновесную систему, а также его способность к кристаллизации при повышенной температуре, необходимо расширить поиск подходящего фиксирующего материала для иммобилизации фракции цезия-137 и стронция-90.

В настоящей работе рассмотрен композит, состоящий из двух фаз структурно идентичных поллуциту и таусониту. Стронций входит в состав титаната стронция состава (SrTiO_3), а цезий — в синтетический аналог поллуцита ($\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$). Подтверждение данных по предполагаемой радиационной устойчивости данного минералоподобного компаунда позволит на следующей стадии оценить длительность безопасного долговременного хранения.

Для определения радиационной устойчивости минералоподобной матрицы и оценки влияния внешнего облучения на её основные характеристики исследовали образцы следующего состава:

Массовая доля, %:

Оксид титана (IV).....	9,5	Оксид кремния.....	31,4
Оксид цезия.....	37,0	Оксид алюминия.....	13,4
Оксид стронция.....	10,1		

Провели облучение образцов ускоренными электронами с энергией до 5 МэВ до поглощённой дозы 10^7 ; 10^8 и $5 \cdot 10^8$ Гр при мощности дозы от $1,1 \cdot 10^3$ до $2,5 \cdot 10^3$ Гр/с (в зависимости от удаления образца на ускорителе от центра пучка электронов).

Фазовый состав исследовали ионизационным методом на дифрактометре ДРОН-7М (медное излучение с никелевым фильтром). Для идентификации фазового состава использовали картотеку данных JCPDS и комплекс программ RENTGEN. По результатам рентгеноструктурного анализа установлено, что образцы исследуемого минералоподобного компаунда вплоть до поглощённой дозы $5 \cdot 10^8$ Гр демонстрируют постоянство фазового состава. В образцах обнаружена доминирующая фаза, соответствующая структуре поллуцита кубической сингонии $\text{Cs}(\text{AlSi}_2\text{O}_6)$. Кроме того, идентифицированы фазы $\text{Sr}_6\text{Al}_{18}\text{Si}_2\text{O}_{37}$, $\text{Sr}_{1,03}(\text{Al}_{2,06}\text{Si}_{1,94}\text{O}_8)$ (гексагональная), а также $\text{Cs}_2\text{Si}_2\text{O}_5$.

Химическую устойчивость образцов тестировали по методике [4] при 25 °С. Концентрацию катионов в контактных растворах определяли методом дуговой атомно-эмиссионной спектроскопии. Неопределённость указанного инструментального метода находится в диапазоне от 10 до 25 %. В ходе испытаний необлучённого образца, а также образцов с поглощённой дозой 10^7 ; 10^8 и $5 \cdot 10^8$ Гр не зафиксировано изменение скорости выщелачивания основных исследуемых катионов в зависимости от увеличения поглощённой дозы. Скорость выщелачивания элементов с течением времени закономерно снижалась, и на 28 суток для цезия и стронция составила 10^{-6} г/(см²·сут); титана, кремния и алюминия — $3 \cdot 10^{-7}$; 10^{-7} ; $8 \cdot 10^{-7}$ г/(см²·сут) соответственно.

Значения скорости выщелачивания регламентированы для радионуклидов цезия-137 и стронция-90 и в соответствии с действующими нормативами не должны превышать значения 10^{-6} г/(см²·сут) [5, 6].

Полученные экспериментальные результаты на данном этапе работ позволяют сформировать промежуточный вывод о потенциально высокой радиационной устойчивости поллуцит-таусонитовой матрицы до поглощённой дозы $5 \cdot 10^8$ Гр. Результаты фазового анализа и тестирования химической устойчивости указывают на неизменность её основных регламентируемых свойств.

Список литературы

1. Логунов М.В., Ворошилов Ю.А., Бабаин В.А., Скобцов А.С. Опыт освоения, промышленной эксплуатации и оптимизации комплексной экстракционноосадительной технологии фракционирования жидких высокоактивных отходов на ПО «Маяк» // Радиохимия, 2020. Т. 62, № 6. С. 463–464.

2. Алой А.С., Трофименко А.В., Кольцова Т.И., Никандрова М.В. Физико-химические характеристики остеклованных модельных высокоактивных отходов опытно-демонстрационного центра по переработке ОЯТ на ФГУП «Горно-химический комбинат» // Радиоактивные отходы, 2018. № 4 (5). С. 67–75.
3. Кузнецов Д.Г., Иванов В.В., Попов И.Б., Ершов Б.Г. Влияние термического отжига на свойства борофосфатных систем, содержащих имитаторы фракции Cs и Sr радиоактивных отходов // Радиохимия, 2014. Т. 56, № 1. С 93–96.
4. ГОСТ 52126-2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2006. — 8 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://files.stroyinf.ru/Data/41/4182.pdf> (дата обращения 21.04.2021).
5. НП-019-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. — М.: Госатомнадзор России, 2015. — 15 с.
6. ГОСТ Р 50926-96. Отходы высокоактивные отверждённые. Общие технические требования. — М.: Издательство стандартов, 1996. — 8 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://files.stroyinf.ru/Data/93/9307.pdf> (дата обращения 21.04.2021).

*Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, О.В. Мурасова, М.И. Хамдеев,
Д.Т. Хусаинов, Е.В. Балалаева, О.С. Дмитриева, А.А. Колобова,
И.М. Мельникова⁴⁶, М.Ю. Калёнова⁴⁶, И.В. Кузнецов⁴⁶*

РАДИАЦИОННАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ К ИНТЕНСИВНОМУ АЛЬФА-ИЗЛУЧЕНИЮ БОРОСИЛИКАТНОЙ МАТРИЦЫ БАЗОВОГО СОСТАВА ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННОГО ЦЕНТРА ГОРНО-ХИМИЧЕСКОГО КОМБИНАТА

Согласно постановлению Правительства РФ № 1248 «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года» технологии обращения с отработавшим ядерным топливом и кондиционирование высокоактивных отходов планируется реализовать на площадке опытно-демонстрационного центра по переработке такого топлива во ФГУП «Горно-химический комбинат». Внедряемая технология предполагает переработку отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000, выдержанного в течение семи лет, и включение компонентов высокоактивных отходов в матрицу с повышенным их содержанием для сокращения объёмов стекла, направляемого на длительное хранение и последующее захоронение. Учитывая актуальность данной темы, существует необходимость проведения экспериментального обоснования радиационной устойчивости боросиликатного стекла, разработанного в АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина», к альфа-излучению [1].

В работе использовали модельный стеклоподобный компаунд базового состава с включением оксида плутония-238 в качестве интенсивного альфа-излучателя. Массовая доля диоксида плутония в шихте до 4,5 %. Исследовали свежеприготовленные образцы, а также образцы,

⁴⁶Сотрудник АО «ВНИИХТ». — Прим. авт.

выдержанные 270 и 360 суток после изготовления. Плотность образцов определяли методом гидростатического взвешивания. Фазовый состав идентифицировали ионизационным методом регистрации дифракционной картины на установке ДРОН-7М (медное излучение с никелевым фильтром). Для идентификации фазового состава использовали картотеки рентгеновских данных JCPDS и комплекс программ RENTGEN. Однородность распределения плутония-238 в образце определяли методом автордиографии и разрушающего химического анализа с альфа-спектрометрическим окончанием. Химическую устойчивость стеклоподобных композиций тестировали одновременно у двух параллельных образцов после каждого временного периода по методике [2] при 90 °С. Концентрацию плутония-238 в контактном растворе определяли методом альфа-спектрометрии.

По результатам рентгеноструктурного анализа установлено, что исследуемые образцы боросиликатного компаунда демонстрируют постоянство фазового состава вплоть до $2 \cdot 10^{18}$ альфа-распадов на кубический сантиметр стекла с сохранением аморфной структуры. Результаты изучения однородности свидетельствуют о равномерном распределении излучающего материала в образцах боросиликатного стекла. Коэффициент вариации не превышает 10 %, что соответствует регламентируемому показателю однородности [3]. Плотность образцов находится в диапазоне от 2,69 до 2,74 г/см³ в зависимости от содержания плутония и не меняется при увеличении времени выдержки. На 28 сутки тестирования химической устойчивости скорость выщелачивания плутония-238 составила $5 \cdot 10^{-7}$ г/(см²·сут) для образца, выдержанного 360 суток после изготовления с накопленными $2 \cdot 10^{18}$ альфа-распадов на кубический сантиметр стекла, что также соответствует регламентируемым показателям качества [3]. Полученные значения скорости выщелачивания свидетельствуют об их незначительном изменении в зависимости от накопления альфа-распадов. Вплоть до $2 \cdot 10^{18}$ альфа-распадов на кубический сантиметр не наблюдалось снижения химической устойчивости, однородности распределения плутония-238 в образце и образования дисперсных кристаллических структур. Результаты исследования позволяют утверждать, что боросиликатный стеклоподобный компаунд соответствует требованиям нормативных документов, предъявляемым к отверждённым высокоактивным отходам в части радиационной устойчивости к интенсивному альфа-излучению [3, 4].

Список литературы

1. Алой А.С., Трофименко А.В., Кольцова Т.И., Никандрова М.В. Физико-химические характеристики остеклованных модельных ВАО ОДЦ ГХК // Радиоактивные отходы, 2018. № 4(5). С. 67–75.
2. ГОСТ 52126-2003. Национальный стандарт Российской Федерации. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2003. — 15 с.
3. НП-019-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. — М.: Госатомнадзор России, 2015. — 15 с.
4. ГОСТ Р 50926-96. Отходы высокоактивные отверждённые. Общие технические требования. — М.: Издательство стандартов, 1996. — 3 с.

*Д.М. Яндаев, Е.А. Безднякова, О.В. Мурасова, А.А. Колобова,
М.И. Хамдеев, А.А. Кожанов, О.С. Дмитриева,
А.С. Алой⁴⁷, Н.Ф. Карпович⁴⁷, П.В. Сластихина⁴⁷*

⁴⁷ Сотрудник АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина». — Прим. авт.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ И НАЧАЛЬНАЯ ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ МОДЕЛЬНЫХ ОБРАЗЦОВ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АЭС «ФУКУСИМА-ДАЙТИ»

Для ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима-Дайти» необходимо безопасно извлечь, поместить в контейнер и разработать условия хранения образовавшихся обломков топливных композиций. Важно иметь представление о характеристиках извлекаемого материала: прогнозе изменения механических свойств, выходе радионуклидов в охлаждающую воду, вероятности образования пылевых фракций и многом другом. Предложено получать эти данные, изучая модельные образцы. При разработке рекомендаций по моделированию состава композиционного материала за основу взяли интегральный состав кориума для блока № 1 АЭС «Фукусима-Дайти» [1]. С помощью кода NUCLEA/GEMINI, в основе которого лежат верифицированные и самосогласованные экспериментальные данные по фазовым равновесиям в системе «уран — цирконий — железо — хром — никель — кислород», спрогнозировали термодинамический состав сосуществующих оксидной и металлической фаз.

Для проведения исследований изготовили исходные образцы шести составов (табл. 3.3), в полной мере отражающие процессы, происходившие в подреакторном пространстве АЭС «Фукусима-Дайти» в момент образования топливосодержащего материала. Образцы получили во ФГУП «НИТИ имени А.П. Александрова» методом индукционной плавки в холодном тигле при высокой температуре (более 2 200 °С). Четвёртый и пятый состав имели одинаковое соотношение компонентов, однако отличались режимом остывания образцов (четвёртый состав был подвергнут закалке, а пятый — медленному остыванию). Учитывая повторный нагрев образцов при введении в них плутония-238, для исследования взяли образцы пятого состава.

Таблица 3.3

Массовая доля элементов в исходных образцах топливосодержащих материалов при взаимодействии с оксидно-металлическим расплавом и без него

Элемент	Массовая доля элементов в образце, %				
	при взаимодействии				без взаимодействия
	1	2	3	5	6
Оксиды:					
урана	18,21	28,91	34,89	40,79	2,2
циркония	7,59	10,39	11,87	13,36	16,4
железа	3,48	3,86	4,37	4,88	
хрома	1,03	1,17	1,31	1,46	
никеля	0,51	0,64	0,76	0,76	
кремния	48,07	38,27	32,68	26,92	—
кальция	8,98	7,13	6,01	5,03	
алюминия	12,13	9,63	8,11	6,79	
Цирконий			—		2,85
Железо			—		7,00

Составы образцов № 1–3, 5 были предложены для моделирования образовавшихся топливосодержащих материалов в ходе аварии на АЭС «Фукусима-Дайти», так как оксидно-металлический расплав, сформировавшийся в активной зоне реактора при температуре выше 2 500 °С, стекал в подреакторное пространство из бетона, основные компоненты которого —

кальций, кремний, алюминий, железо [2]. Это привело к тому, что характерным признаком топливосодержащих материалов стало присутствие достаточно легкоплавкой стеклофазы. С увеличением номера образца массовая доля элементов металлической фазы растёт, а силикатной — падает, что даёт возможность получения и обоснования закономерностей для разработки математической прогнозной модели физико-химического состояния материала при его хранении.

Состав образца № 6 моделирует топливосодержащий материал, образовавшийся в ходе аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд»⁴⁸, где не было взаимодействия оксидно-металлического расплава с силикатосодержащими компонентами.

На рис. 3.12 показан внешний вид различного состава образцов (проплавленные гомогенные композиции).

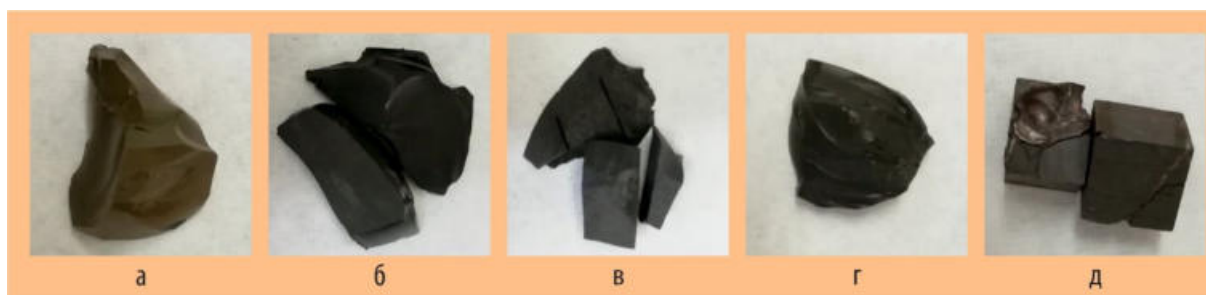


Рис. 3.12. Внешний вид исходных образцов № 1–3, 5 (а–г соответственно) и 6 (д) топливосодержащих материалов при взаимодействии с оксидно-металлическим расплавом (а–г) и без него (д)

Для достижения максимально точного моделирования обломков топлива в аварийных энергоблоках АЭС «Фукусима-Дайити» предложено ввести в состав образцов альфа-излучающие нуклиды, удельная активность которых соответствует отработанному ядерному топливу реактора Ф-1 (горячие образцы). Для этого исходные образцы измельчили и пропитали азотнокислым раствором плутония-238.

Количество плутония-238 в составе образцов определяли с учётом количества ТВС с МОКС-топливом в активной зоне и доли плутония в нём. Несложные расчёты показывают, что массы урана и плутония в усреднённом топливе соотносятся как 84,15 : 4,00. Зная содержание урана в образцах каждого состава, получаем массовую долю плутония в них, %:

№ 1	0,76	№ 5	1,71
№ 2	1,21	№ 6	3,09
№ 3	1,46		

В дальнейшем шихту прессовали и спекали при температуре 1 200 °С, расходе аргона, равном 4 л/ч, в течение четырёх часов. Чтобы определить, что больше влияет на изменение свойств образцов — введённый альфа-излучатель или дополнительная термообработка — изготовили ещё одну партию образцов: холодных, аналогичных горячим, но без добавления плутония-238.

Начальная характеристика образцов заключалась в определении их фазового состава на дифрактометре ДРОН-7, микроструктуры — на электронном микроскопе сверхвысокого разрешения Zeiss SUPRA 55WDS VP, измерении плотности и пористости. Фазовый состав всех

⁴⁸ Авария на АЭС «Три-Майл-Айленд» — крупнейшая авария в истории коммерческой атомной энергетики США, произошедшая 28 марта 1979 года на втором энергоблоке станции по причине своевременно не обнаруженной утечки теплоносителя первого контура реакторной установки и, соответственно, потери охлаждения ядерного топлива. — Прим. ред.

видов образцов практически одинаков: основная фаза — твёрдый раствор $U_xZr_{1-x}O_2$ (или оксида урана), также присутствуют минорные фазы оксидов циркония и кремния. В силикатных образцах на рентгенограммах наблюдали рефлексы тетрагонального циркона $ZrSiO_4$. Микроструктура образцов по всей поверхности практически идентична, за исключением крупных технологических пор. На плотность образцов значительно повлияла повторная термообработка и не повлияло внесение азотнокислого раствора плутония-238. При их изготовлении была потеря массы, что, скорее всего, связано с уносом оксида азота. Исходные образцы, показывали практически нулевую пористость, так как синтез проходил при повышенных температурах.

Описанные образцы предназначены для определения изменения их свойств под воздействием деградирующих факторов.

Список литературы

1. Kitagaki T., Yano K., Ogino H., Washiya T. Thermodynamic evaluation of the solidification phase of molten core-concrete under estimated Fukushima Daiichi nuclear power plant accident conditions // Journal of Nuclear Materials, 2017. Vol. 486. P. 206–215. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.sciencedirect.com/journal/journal-of-nuclear-materials/vol/486/suppl/C> (date of the application: 06.04.2021).
2. Bentaib A., Bonneville H., Cenerino G. et. al. Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents: Current State of Knowledge. — Fontenay-aux-Roses, France: Institut de Radioprotection et de Surete Nucleaire, 2015. — P. 201. — Access mode: in free access. — URL: https://www.edp-open.org/images/stories/books/fullId/Nuclear_Power_Reactor_Core_Melt_Accidents.pdf (date of the application: 06.04.2021).

*С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, В.А. Ефимов, Е.А. Безднякова,
О.В. Мурасова, М.Г. Дмитриев, К.О. Копанева, А.Р. Замалтдинова,
В.А. Болдаков, Д.М. Яндаев, А.А. Колобова*

ИССЛЕДОВАНИЕ МОДЕЛЬНЫХ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АЭС «ФУКУСИМА-ДАЙТИ»

В результате аварии на АЭС «Фукусима-Дайти» образовался большой объём топливосодержащего материала, который представляет серьёзную опасность для окружающей среды. Отсутствие контроля условий, в которых находится материал, а также недостаток информации о его начальных свойствах и их дальнейших изменениях требует проведения модельных экспериментов с целью прогнозирования долговременных последствий. Необходимо получить сведения о таких важных свойствах топливосодержащего материала, как устойчивость монолитной структуры, удерживающая способность, вторичное фазообразование и т.д. Длительный контакт такого компаунда с водной средой может привести к разрушению материала, изменению его плотности, увеличению площади открытой поверхности. На степень деградации материала кориума⁴⁹ оказывают влияние следующие факторы: соотношение металлической и силикатной фаз, время нахождения в среде, внешняя температура, соотношение площади поверхности топливосодержащего материала к объёму воды, а также возможное присутствие продуктов радиолиза: перекиси водорода, атомарного кислорода, нитратов. Разложение химических соединений под действием ионизирующих излучений может инициировать и катализировать

⁴⁹ Кориум — лавообразный сплав содержащего ядерного реактора, состоящий из смеси ядерного топлива с бетоном, металлическими частями и прочим, который образуется в результате расплавления активной зоны ядерного реактора. — Прим. ред.

прохождение реакций, которые в иных условиях невозможны, а также оказывать влияние на скорость растворения образцов топливосодержащих материалов или образование осадков.

Для проведения исследований были использованы специальные образцы [1]. Изучение изменения свойств образцов проводили в условиях, которые имитируют реальные: длительный контакт с водой, нахождение в воздушной среде (далее — мокрое и сухое хранение).

При мокром хранении образцы помещали в воду, подготовленную двумя разными способами: в одном случае раствор насыщали кислородом, в другом — газообразным азотом. Использование воды с растворённым кислородом даёт возможность изучать влияние коррозионно-активных продуктов радиолиза на исследуемые характеристики материала. Раствор, насыщенный газообразным азотом, позволяет исключить возможность растворения атмосферного кислорода, а также изучить влияние образовавшейся азотной кислоты на исследуемый материал.

Определение химической устойчивости при мокром хранении проводили по ГОСТ Р 52126-2003 [2] при температуре, равной 90 °С. Повышенная температура водной среды необходима для ускорения процесса деградации материала в рамках приемлемого временного периода. В связи с тем, что растворимость газов в воде при повышении температуры существенно уменьшается, методика подготовки контактных растворов состоит в полной деаэрации дистиллированной воды при кипячении с обратным холодильником и барботировании в раствор чистого азота / кислорода с принудительным охлаждением до 4 °С.

Для сухого хранения использовали по три образца топливосодержащего материала каждого состава. Исследуемые образцы помещали в стеклянные, герметично закрытые контейнеры. Хранение проводили в печи при температуре 150 ± 1 °С в течение 500, 800 и 1 200 часов непрерывно. После завершения цикла хранения контейнеры омывали азотной кислотой с концентрацией 1 моль/л. В растворах и смывах определяли концентрацию элементов (урана, циркония, кремния, алюминия, железа, кальция, никеля, хрома) и рассчитывали скорость выщелачивания. Температура и присутствие влажного воздуха в свободном объёме контейнера — факторы, влияющие на процесс старения. Их воздействие приводит к изменению кристаллической структуры в системе «цирконий — уран — кислород» и окислению урана до октаоксида триурана и кристаллизации силикатной стеклофазы. Результатом протекающих процессов может быть изменение плотности, появление микротрещин, структурные трансформации и уменьшение механической прочности.

В результате рентгеноструктурного анализа установлено, что исследуемые образцы после ускоренной деградации демонстрируют постоянство фазового состава в сравнении с исходными образцами. Кроме того, плотность и пористость исследуемых образцов как при мокром, так и при сухом хранении остаётся неизменной для всех составов.

Скорость выщелачивания компонентов для всех образцов с течением времени уменьшается. Было отмечено, что при хранении в азотированной воде скорость выхода компонентов несущественно выше. Скорее всего, это обусловлено образованием азотной кислоты при взаимодействии азота с водой. Следует отметить, что с уменьшением в составе компонентов бетонной фазы, скорость выщелачивания кремния увеличивается, а циркония замедляется. На начальном этапе выход катиона железа из образцов, хранившихся в воде, насыщенной азотом, выше, но с течением времени указанная зависимость не наблюдается.

Фазовые изменения были отслежены на составе образца № 3 под воздействием факторов деградации (см. табл. 3.3), так как именно он имеет некоторое усреднённое значение по содержанию компонентов металлической и силикатной фаз. В ходе исследований выявлен факт гетерогенного распределения фаз на микроуровне как в исходных образцах, так и в образцах, прошедших стадию термообработки и введения плутония-238. В результате изучения микроструктуры состава образца № 3 установлено: в исходном образце наблюдаются четыре типа фаз. Первая и вторая — мелкие, состоят из железа, кальция, алюминия, кремния, кислорода и небольшого количества урана, никеля, хрома, циркония и плутония (1,0–1,5 %). Третья фаза (менее 1 мкм) состоит из урана, циркония, кремния, кислорода и небольшого количества железа, никеля, хрома, кальция, алюминия и плутония с массовой долей от 0,3 до 1,4 %. Четвёртая — технологическая пористость. Такой же состав характерен и для остальных образцов. Для образцов, под-

вергнутых старению, получены следующие результаты определения микроструктуры: две фазы состоят из урана, кислорода, циркония, кремния и плутония (до 2,9 %), третья фаза состоит в основном из кремния, кислорода, алюминия, кальция (составляющие бетона) с массовой долей плутония до 2,9 %.

Исследование показало, что все образцы независимо от способа их изготовления и последующей обработки обладают схожей микроструктурой. Этот вывод может быть использован для оптимизации стоимости и длительности проведения дальнейших экспериментальных работ.

Список литературы

1. Погляд С.С., Дмитриева О.С., Ефимов В.А., Безднякова Е.А. и др. Изготовление и начальная характеристика модельных образцов топливосодержащих материалов АЭС «Фукусима-Дайити». — Настоящий отчёт. С. 185–187.
2. ГОСТ 52126-2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2006. — 8 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://files.stroyinf.ru/Data/41/4182.pdf> (дата обращения 21.04.2021).

С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Безднякова, О.В. Мурасова, К.О. Копанева, О.Н. Никитин, В.А. Сивкова, А.Р. Замалтдинова, Д.М. Яндаев, А.А. Колобова, В.А. Болдаков, М.И. Хамдеев, А.А. Кожанов, Н.Ю. Незговоров

ИЗУЧЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ОКСАЛАТА УРАНИЛА

Оксалат уранила ($\text{UO}_2\text{C}_2\text{O}_4$) — крупнокристаллическое, малорастворимое и легко фильтрующееся соединение урана, которое получают на стадии его очистки от примесей. Повышение температуры, кислотности водных растворов и избыточной концентрации щавелевой кислоты приводит к увеличению растворимости оксалата уранила за счёт образования комплекса $\text{H}_2[\text{UO}_2(\text{C}_2\text{O}_4)]$ [1], что снижает выход урана в осадок. Для уменьшения потерь целевого продукта на стадии аффинажа требуется обоснование оптимальных условий осаждения оксалата уранила, при которых его растворимость будет минимальной. В литературе имеется относительно мало данных по этому вопросу [2,3].

В настоящей статье приведены экспериментальные данные по изучению растворимости оксалата уранила при различном соотношении щавелевой кислоты к урану в зависимости от кислотности раствора [4].

Как видно из рис. 3.13, в интервале значений pH от двух до шести наиболее полное осаждение оксалата уранила происходит при мольном отношении оксалат-ионов к ионам урана ($\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4/\text{UO}_2^{2+}$), равном 1,5; если мольное отношение оксалат-ионов к ионам урана больше 2,25, то осаждения оксалата уранила практически не происходит.

Максимум концентрации урана в маточном растворе (рис. 3.14) при концентрации азотной кислоты 0,1–2 моль/л соответствует мольному отношению $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4/\text{UO}_2^{2+}$, равному 2,5, при котором происходит образование комплексных ионов $[\text{UO}_2(\text{C}_2\text{O}_4)_2]^{2-}$. Максимальная полнота осаждения урана наблюдается при соотношениях оксалат-ионов к ионам урана, равных 1,5 и 3, что, вероятно, соответствует образованию малорастворимых оксалатных комплексов $\text{UO}_2\text{C}_2\text{O}_4 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$, $\text{UO}_2\text{C}_2\text{O}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ [1].

Таким образом, определены оптимальные условия осаждения оксалата уранила, которые могут быть использованы для разработки процедуры очистки урансодержащих отходов от примесей.

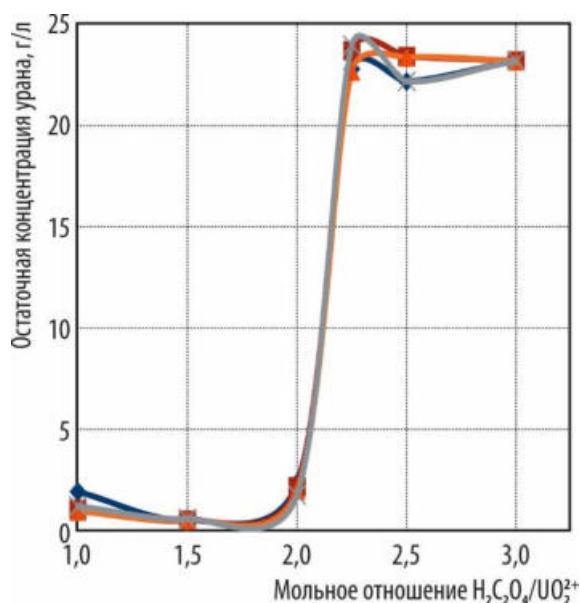


Рис. 3.13. Изменение остаточной концентрации урана в маточном растворе в зависимости от мольного отношения оксалат-ионов к ионам урана при pH, равном 2 (◆), 3 (■), 4 (▲), 6 (✕)

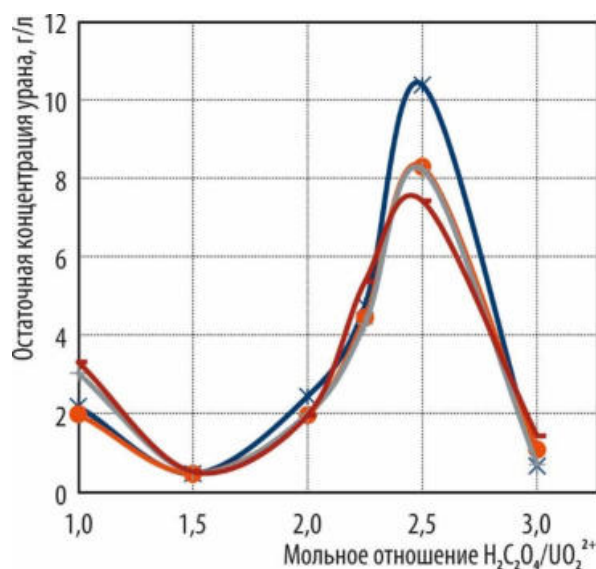


Рис. 3.14. Изменение остаточной концентрации урана в маточном растворе в зависимости от мольного отношения оксалат-ионов к ионам урана при концентрации азотной кислоты, равной 2,0 (◆); 1,0 (●); 0,5 (+); 0,1 (—) моль/л

Список литературы

1. Тураев Н.С., Жерин И.И. Химия и технология урана: учебное пособие для вузов. — М.: ЦНИИАтоминформ, 2005. — 407 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://window.edu.ru/resource/819/74819/files/chemistry.pdf> (дата обращения: 19.04.2021).
2. Матюха В.А., Карелин А.И. Оксалатные соединения лантаноидов и актиноидов. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 167 с.
3. Черняев И.И. Комплексные соединения урана. — Академия наук СССР. Институт общей и неорганической химии имени Н. С. Курнакова. — М.: Наука, 1964. — 491 с.
4. Копанева К.О., Корнилов А.С., Дмитриева О.С. Исследование растворимости оксалата уранила. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2020. Вып. 3. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 23–26.

К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева

ИЗГОТОВЛЕНИЕ НИТРИДОВ АКТИНИДОВ ИЗ ФРАГМЕНТОВ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ СЛИТКОВ НА ПРИМЕРЕ НИТРИДОВ УРАНА

Проведены эксперименты по изготовлению нитридов урана из фрагментов металлического слитка урана с использованием процессов гидрирования, дегидрирования для разрушения монолитной структуры фрагментов и формирования хорошо развитой поверхности металлических частиц, подходящей для нитрирования — синтеза нитрида урана из продуктов дегидрирования с использованием «безопасной» промышленной газовой смеси, содержащей водород,

в боксе с инертной атмосферой. Определена насыпная плотность ($5,1 \text{ г/см}^3$) синтезированного по схеме «гидрирование — дегидрирование — нитрирование» порошка нитридов урана состава UN_x . Результаты исследований в дальнейшем рекомендовано использовать для апробации процессов, аппаратов и защитного оборудования при изготовлении других нитридов актинидов или их смесей из фрагментов соответствующих металлических слитков [1–3]. Предложенный метод также может быть успешно применён при изготовлении металлических порошков из соответствующих слитков для аддитивных технологий [1].

Список литературы

1. Кузин М.А. О возможности получения сырья для изготовления металлических порошков из нержавеющей сталей с использованием цинковых расплавов. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. — С. 140–141. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр» / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.pub.niiar.ru/sites/default/files/godovye-otchety/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения ссылки 09.02.2021). — DOI:10.13140/RG.2.2.28604.46727.
2. Кузин М.А., Абрамов С.В., Грачев А.Ф., Жеребцов А.А. Изготовление и исследование таблеток смешанных нитридов урана, плутония, америция и нептуния // Химическая технология, 2021. Т. 22, № 1. С. 36–43. — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://doi.org/10.31044/1684-5811-2021-22-1-36-43> (дата получения ссылки 09.02.2021). — DOI: 10.31044/1684-5811-2021-22-1-36-43.
3. Кузин М.А. Апробация процесса нитрирования и дистилляции для получения нитрида урана. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. — С. 141–144. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр» / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.pub.niiar.ru/sites/default/files/godovye-otchety/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения ссылки 09.02.2021). — DOI: 10.13140/RG.2.2.10988.39044.

М.А. Кузин, В.А. Ефимов, Ю.В. Савинков



ХЛОПИН ВИТАЛИЙ ГРИГОРЬЕВИЧ —

советский радиохимик, академик Академии наук СССР, доктор химических наук, один из основоположников советской радиохимии и радиевой промышленности; получил первые отечественные препараты радия, участник атомного проекта, основатель школы советских радиохимиков, один из основателей Радиевого института, с которым НИИАР тесно сотрудничает.



ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ



4



В течение отчётного года производили и осуществляли отгрузку заказчикам радионуклидной продукции — препаратов, облучённых материалов и источников ионизирующего излучения. Основной вклад в выручку от реализации радионуклидной продукции внесли продажи препаратов молибдена-99, стронция-89, йода-131, а также источников ионизирующего излучения и облучённых материалов на основе радионуклидов калифорния-252 и иридия-192 (рис. 4.1). Существенное влияние на годовую структуру доходов оказала недоступность в течение первых трёх кварталов реактора СМ в связи с продолжением работ по его модернизации.

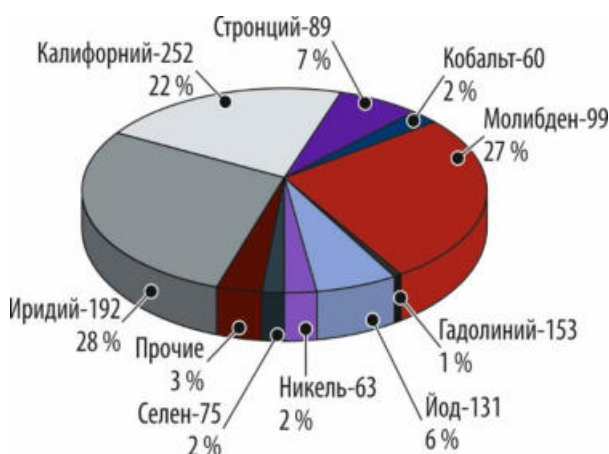


Рис. 4.1. Годовая структура относительного объёма продаж радионуклидной продукции

Из радионуклидных препаратов наибольшую долю в объёме реализованной продукции, как и в предшествующие годы, занимал молибден-99. Поставки препарата осуществлялись в Национальную комиссию по ядерной энергии Бразилии⁵⁰, в АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (Россия), иранскую компанию «Парс Изотоп Ко»⁵¹, российско-китайское совместное предприятие «Пекинская КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью»⁵². В отчётном году заказчикам было отправлено 395,9 ТБк (10,7 тысяч Ки (с фактической калибровкой от восьми до десяти сут)) молибдена-99. Уменьшение его объёма ре-

ализации по сравнению с прошлогодним показателем обусловлено как снижением потребностей заказчиков, так и существенными задержками при международной авиадоставке препарата в условиях начавшейся с марта 2020 года пандемии новой коронавирусной инфекции COVID-19.

Из радионуклидных изделий наибольший вклад в объём реализованной продукции внесли продажи источников нейтронного излучения на основе калифорния-252, а также облучённых материалов и источников гамма-излучения на основе иридия-192, накопление которого было организовано в реакторе МИР с использованием стартового материала, обогащённого по изотопу иридию-191. Существенное влияние на объём производства источников на основе селена-75 и кобальта-60 оказала ограниченная доступность реактора СМ. По этой же причине было приостановлено производство препаратов на основе цезия-131, йода-125, вольфрама-188 и гадолиния-153. В период остановки реактора СМ наработка лютеция-177 была организована в реакторе МИР, а стронция-89 — в реакторе БОР-60, что позволило полностью сохранить ранее достигнутый объём производства данных препаратов.

В соответствии с утверждённой программой работ по получению минорных актинидов выполнено облучение в реакторе МИР мишеней с плутонием-240, доля которого в смеси изотопов составляла более 80 %. Цель данного этапа — получение плутония с массовой долей изотопа плутония-242 не менее 25 % (тяжёлые изотопы плутония). На рис. 4.2 приведены данные расчётного моделирования процесса на конец 2020 года. По результатам первого этапа программы, заключавшегося в радиохимической переработке длительно выдержанной смеси изотопов плутония, выделен и паспортизован препарат америция-241 в количестве более 10 г (по металлу). Препарат передан специалистам для проведения научных исследований. В 2021 году завершат радиохимическую переработку оставшейся смеси изотопов плутония (плутония-240), изготовят 44 реакторные мишени. Установка второго устройства на облучение в реактор МИР запланирована на сентябрь 2021 года.

⁵⁰ CNEN/SP. — Прим. ред.

⁵¹ Pars Isotope Co. — Прим. ред.

⁵² Beijing CIAE — RIAR Radioisotope Technology Co., Ltd. — Прим. ред.

Модернизация нейтронной ловушки реактора СМ, в частности увеличение числа ячеек с 27 до 57, позволила начать масштабное реакторное облучение изотопов трансплутониевых элементов для обеспечения участия АО «ГНЦ НИИАР» в проекте «Фабрика сверхтяжёлых элементов» (проект «Окапи»). Радиохимическая переработка ранее облучённых мишеней с трансплутониевыми элементами позволила получить и изготовить новые мишени с тяжёлыми изотопами плутония, с плутонием-242 и с америцием и кюрием. Начальный этап реакторного облучения мишеней стартовал в октябре 2020 года (рис. 4.3), а его завершение запланировано на 2021–2022 годы.

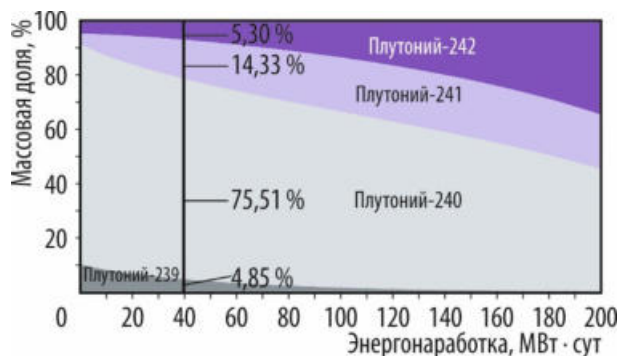


Рис. 4.2. Долевая диаграмма изменения изотопного состава плутония при облучении в реакторе МИР

В рамках государственных контрактов с ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» по синтезу сверхтяжёлых элементов разработаны методы глубокой очистки препаратов америция-243 и кюрия-248 и получены опытные образцы с радионуклидной и химической чистотой, существенно превышающей показатели, достигаемые при использовании штатной технологии. Полученные препараты будут поставлены в Объединённый институт ядерных исследований (г. Дубна) для изготовления ускорительных мишеней и проведения экспериментов по синтезу сверхтяжёлых элементов.

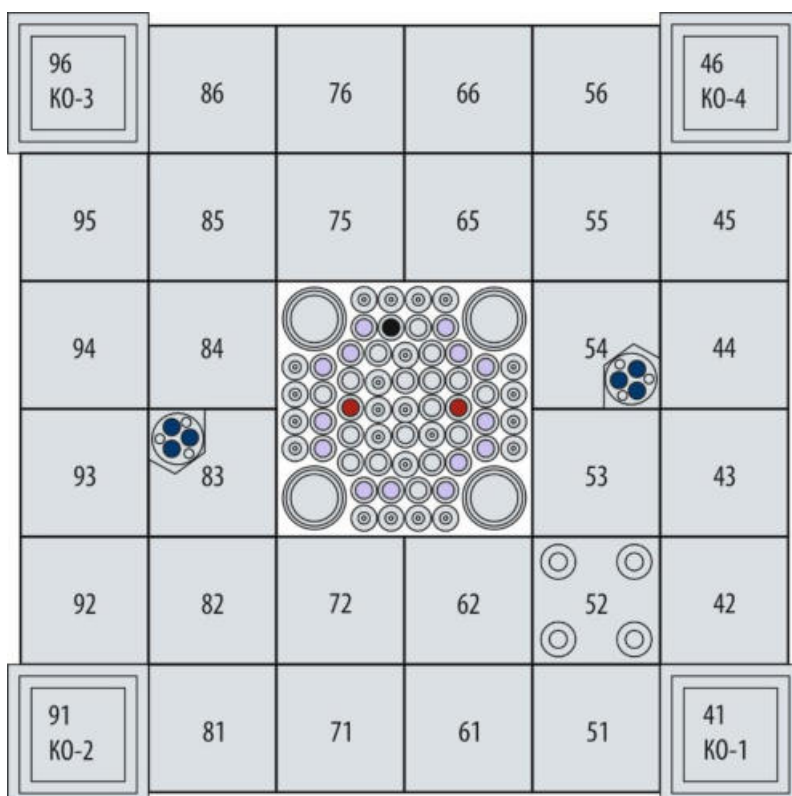


Рис. 4.3. Картограмма загрузки мишеней с тяжёлыми изотопами плутония в ТВС (●) и тяжёлыми изотопами плутония и плутонием-242 (○), америцием (●) и кюрием (●) в нейтронной ловушке с указанием номеров ячеек и компенсирующих органов

КОНЦЕПЦИЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКИ РЕАКТОРА СМ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОНУКЛИДОВ

В рамках реконструкции реактора СМ (2019–2020 годы) модернизирована центральная нейтронная ловушка (рис. 4.4). Благодаря этому число облучательных ячеек в ловушке возросло до пятидесяти семи, а полезный объём, который может быть использован для наработки радионуклидов, увеличился в 2,11 раза.

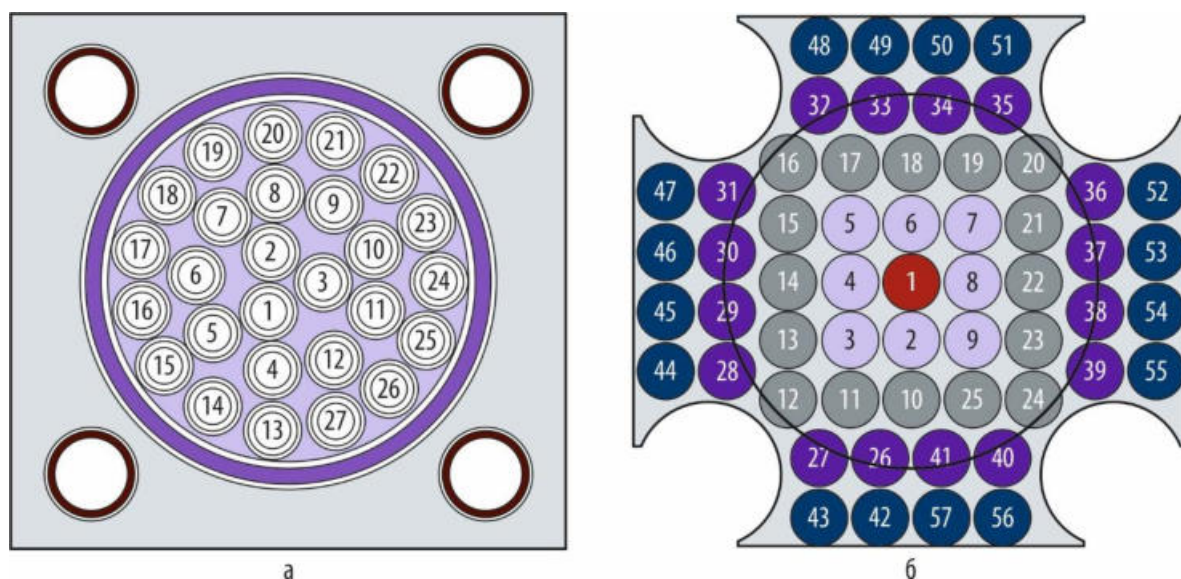


Рис. 4.4. Схема центральной нейтронной ловушки до (а) и после (б) модернизации с указанием номеров облучательных ячеек (круговой линией условно показан объём водяной полости ловушки до модернизации)

Полезный объём, а значит, масса или число ядер стартового нуклида, не является достаточным параметром, определяющим эффективность наработки радионуклидов. Скорость накопления целевых радионуклидов обусловлена плотностью потока и спектром нейтронов в объёме облучаемого материала. В табл. 4.1 приведены параметры поля тепловых нейтронов (с энергией не более 0,5 эВ) в имитаторах мишеней для облучательных ячеек ловушки до и после модернизации. Ячейки ловушек разделены на ряды по удалённости от центра активной зоны, имитатор мишени представляет собой цилиндрическую трубку диаметром 10 мм и толщиной 0,4 мм (сталь) с размещённым внутри стержнем диаметром 9,2 мм (алюминий) высотой, равной высоте активной зоны, — 350 мм. Приведённые параметры усреднены по объёму имитаторов для каждого ряда ячеек. Расчёты нейтронно-физических характеристик выполнены по программе MCNP⁵³, использующей метод Монте-Карло для моделирования транспорта частиц (нейтронов, фотонов) в задачах с заданной трёхмерной геометрией. Данных табл. 4.1 достаточно для сравнения эффективности наработки радионуклидов. Произведение числа ячеек (фактически — масса или число ядер стартового нуклида) на плотность потока тепловых нейтронов и спектральный коэффициент пропорционально абсолютной скорости реакции захвата нейтрона на ядрах стартового нуклида. Вычисленная по этому алгоритму эффективность наработки радионуклидов в новой ловушке в 2,05 раза превышает эффективность ловушки до модернизации. Небольшое отличие этой величины (2,05) от отноше-

⁵³ MCNP™ — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C / editor Judith F. Briesmeister. — LA-13709-M, 18 December 2000. — Los Alamos (USA): Los Alamos National Laboratory, 2000. — 790 p. — Access mode: in free access. — URL: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M> (date of the application: 22.03.2021).

ния полезных объёмов (2,11) означает, что средняя эффективная плотность потока тепловых нейтронов практически не изменилась. Строго говоря, более корректный подход предполагает учёт эпитепловой компоненты (с энергией более 0,5эВ, но менее 0,1 МэВ) скорости ядерной реакции захвата нейтрона, а также влияния реальной загрузки ячеек на параметры нейтронного поля. Анализ этих факторов авторами проведён, однако его результаты не повлияли на общий вывод: новая ловушка не только вдвое превосходит прежнюю по интегральной эффективности наработки радионуклидов, но и не уступает ей по дифференциальным показателям (в пересчёте на одну ячейку).

Таблица 4.1

Параметры поля тепловых нейтронов в облучательных ячейках нейтронной ловушки

Ряд (номера ячеек)	Число ячеек	Плотность потока тепловых нейтронов, $\times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	Температура нейтронного газа, К	Спектральный коэффициент, отн. ед.
До модернизации				
Первый (1–3)	3	1,98	455	0,711
Второй (4–12)	9	1,84	460	0,708
Третий (13–27)	15	1,55	468	0,702
После модернизации				
Первый (1–9)	9	2,00	451	0,715
Второй (10–25)	16	1,85	454	0,713
Третий (26–41)	16	1,62	459	0,708
Четвёртый (42–57)	16	1,23	473	0,698

Примечание. Спектральный коэффициент — множитель для усреднения сечения захвата нейтрона по спектру Максвелла⁵⁴, равный $\frac{\sqrt{\pi}}{2} \sqrt{\frac{293,6}{T_{\text{нг}}}}$, где $T_{\text{нг}}$ — температура нейтронного газа.

До модернизации ячейки центральной нейтронной ловушки первого и частично второго рядов (см. табл. 4.1) использовали для накопления радионуклидов с высокой удельной активностью: вольфрама-188, стронция-89 и цезия-131, а также для максимизации выхода «безносительных» радионуклидов из дорогостоящего стартового материала — лютеция-177 из иттербия-176. Ячейки второго и третьего рядов применяли для активации сердечников источников на основе селена-75, накопления радионуклидов, требующих длительного облучения в потоке с высокой плотностью нейтронов: никеля-63, бария-133 и железа-55. Кроме того, ячейки третьего ряда использовали для облучения мишеней с кюрием с целью наработки калифорния-252. Для других программ облучательного ресурса ловушки не хватало.

Модернизация позволила концептуально изменить принципы использования ячеек центральной нейтронной ловушки для наработки радионуклидов.

1. **Ячейки 42–57** внешнего, четвёртого ряда модернизированной ловушки труднодоступны для транспортных операций, поэтому эти ячейки желательно перегружать только во время ежегодного планово-предупредительного ремонта реактора. К тому же наличие шестнадцати ячеек предполагает большой объём облучаемого материала. Оптимальным вариантом является наработка кобальта-60 с высокой удельной активностью — 10,175 ТБк/г (275 Ки/г) за один календарный год. Для сравнения, в каналах отражателя реактора, традиционно используемых для облучения кобальта, такую удельную активность можно достичь за 2,5–3 календарных года. Наработка кобальта-60 во внешнем ряду ловушки имеет ещё одно важное преимущество: за счёт центрально симметричного расположения мишеней устраняется азимутальная неравномерность нейтронного поля в объёме облучаемого материала. Достигается

⁵⁴ Распределение Максвелла — общее наименование нескольких распределений вероятности, которые описывают статистическое поведение параметров частиц идеального газа. Названо в честь Джеймса Клерка Максвелла — шотландского физика, математика и механика. — Прим. ред.

минимальная неравномерность в активности отдельных кобальтовых гранул (диаметром 1 мм и такой же высотой), что является несомненным конкурентным преимуществом данной схемы облучения. Для сравнения, в отдельном канале отражателя реактора азимутальная неравномерность нейтронного поля в мишенях может составить до 40 % в зависимости от координаты относительно центра активной зоны. На практике во внешний ряд установлены на облучение шестнадцать мишеней по 25 г кобальтовых гранул в каждой (рис. 4.5).

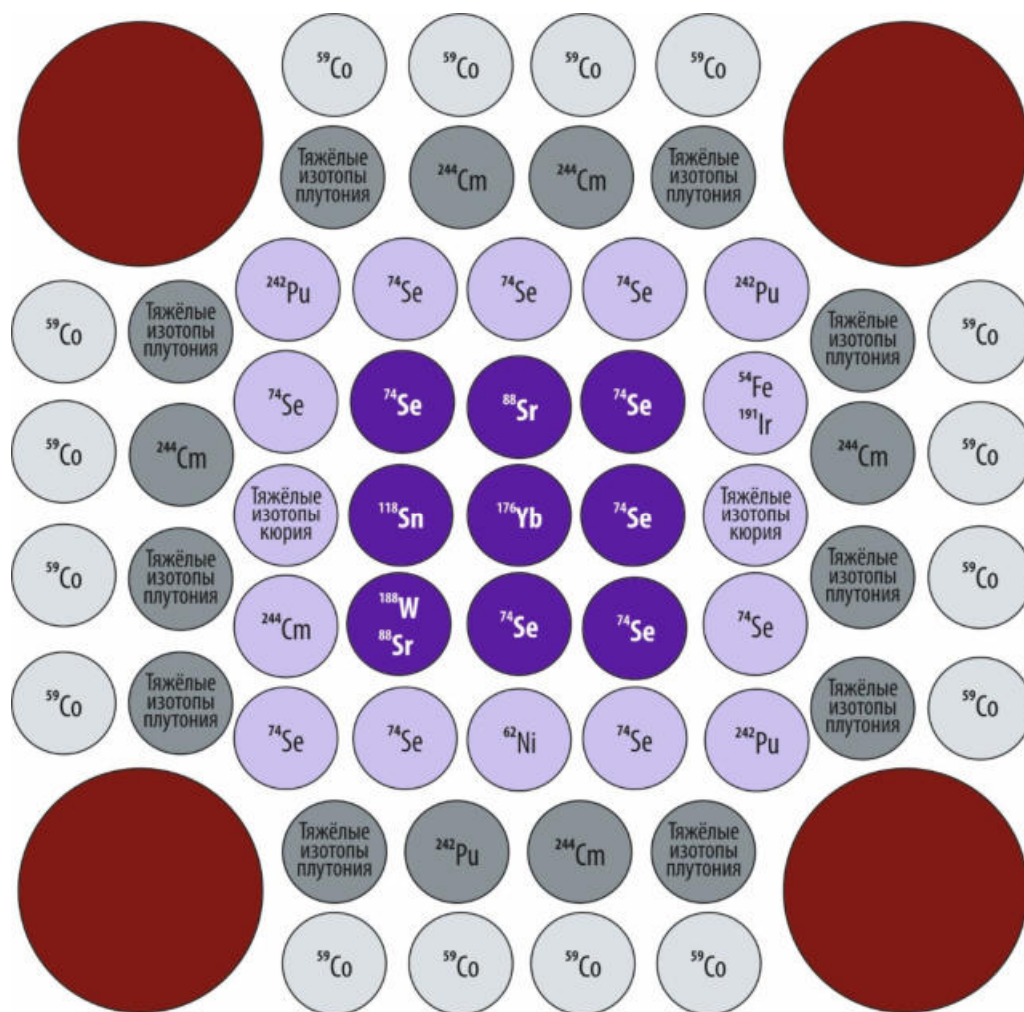


Рис. 4.5. Картограмма реальной загрузки модернизированной нейтронной ловушки нуклидами

2. В **ячейках 26–41** третьего ряда плотность потока тепловых нейтронов несколько уменьшится после загрузки кобальта во внешний ряд (с $1,62 \cdot 10^{15}$ до $1,42 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$). Учитывая, что для накопления радионуклидов с высокой удельной активностью и для облучения сердечников источников на основе селена-75 можно использовать ячейки первого и второго рядов, данные ячейки идеально подходят для масштабного облучения мишеней-накопителей трансплутониевых элементов. Реакторным этапом производства калифорния-252, требующим наибольшего облучательного ресурса, является облучение тяжёлых изотопов плутония с целью наработки кюрия-244. Традиционно данный этап реализовывали в специальных каналах Д8 и Д10 отражателя реактора СМ. Однако в последнее время в этих каналах нарабатывают иридий-192, спрос на который стабильно высокий. Наличие шестнадцати ячеек позволяет разместить на облучение мишени с тяжёлыми изотопами плутония, плутонием-242, америцием-243 и кюрием-244. На практике в ловушку установлена на облучение двадцать одна мишень

с трансплутониевыми элементами, кроме ячеек третьего ряда использованы пять ячеек второго (см. рис. 4.5). Отметим, что после завершения масштабного облучения мишеней с тяжёлыми изотопами плутония (один календарный год) ячеек третьего ряда будет вполне достаточно для выполнения программы наработки трансплутониевых элементов.

3. Высокопоточные **ячейки 10–25** второго ряда целесообразно использовать для активации сердечников источников на основе селена-75, накопления радионуклидов, требующих длительного облучения в потоке с высокой плотностью нейтронов: никеля-63, бария-133 и железа-55, а также для облучения мишеней с тяжёлыми изотопами кюрия с целью эффективной наработки калифорния-252.

4. **Ячейки 1–9** первого ряда, наиболее высокопоточные позиции облучения, предназначены для получения радионуклидов с уникально высокой удельной активностью: вольфрама-188, стронция-89, цезия-131, лютеция-177.

Предложенная концепция использования модернизированной нейтронной ловушки позволяет полностью реализовать программу наработки радионуклидов, которая базируется на возможностях прежней ловушки. Ежегодно можно дополнительно получать более 3,7 ПБк (100 кКи) кобальта-60 с высокой удельной активностью, а также обеспечивать масштабное облучение мишеней с трансплутониевыми элементами для создания стратегического (на десятилетие вперёд) запаса кюрия. Гибкое использование ячеек третьего ряда позволит при необходимости существенно увеличить объём облучения сердечников источников на основе селена-75 и производство медицинских радионуклидов.

*В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов,
А.Л. Петелин, А.П. Малков, С.А. Сазонтов*

РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК МИШЕНИ-НАКОПИТЕЛЯ БЕРКЛИЯ-249

По проекту «Фабрика сверхтяжёлых элементов» в Объединённом институте ядерных исследований (г. Дубна) на базе циклотрона ДЦ-280 планируется синтезировать элементы с зарядовыми числами от 114 до 120, бомбардируя атомные ядра изотопов: плутония-242, америция-243, кюрия-248, берклия-249 и калифорния-251 — тяжёлыми ионами кальция-48, титана-50 и хрома-54. АО «ГНЦ НИИАР» является участником проекта в части наработки мишенного материала с использованием высокопоточного реактора СМ и изготовления секторных мишеней для циклотрона (проект «Окапи»).

Изотопы плутония-242 и америция-243 могут быть получены по реализуемой в НИИАРе технологии реакторного производства трансплутониевых элементов, а кюрий-248 — переработкой отработавших нейтронных источников на основе калифорния-252, так как кюрий-248 — основной продукт его распада.

Из-за малого периода полураспада (330 суток) набирать берклий-249 порционно, накапливая его на складе, неэффективно. Требуемое для изготовления одной ускорительной мишени количество надо получить за один цикл облучения. Для этого предложена особая схема облучения тяжёлых изотопов кюрия в кадмиевом экране. Без использования экрана выход берклия не превышает 1 мг/г кюрия, что, учитывая ограниченное количество последнего, крайне мало для целей проекта (по 35 мг берклия в трёх циклотронных мишенях).

Соотношение сечений взаимодействия с нейтронами ядер кюрия-248 и берклия-249 в тепловой и резонансной областях спектра таково, что позволяет при наличии кадмиевого экрана, поглощающего тепловые нейтроны, существенно снизить выгорание целевого берклия-249, практически не влияя на скорость его образования. Отметим, что параллельно с берклием-249 будут нарабатываться калифорний с повышенной массовой долей калифорния-251 (более 30 %).

В ходе начального этапа работ были проведены нейтронно-физические и теплофизические расчёты параметров будущей мишени-накопителя берклия-249. За основу её конструкции была взята штатная мишень-накопитель изотопов трансплутониевых элементов. Она представляет собой алюминиевую матрицу (в виде стержня диаметром 9,0 мм и длиной 350 мм) с распределёнными в ней оксидами трансплутониевых элементов. Матрица заключена в стальную оболочку (диаметром 10 и толщиной 0,4 мм с гелиевым заполнением) длиной 430 мм. Отличие состоит в том, что в мишени для накопления берклия-249 стартовая композиция размещается в негерметичных капсулах из кадмия с оболочкой диаметром 9,0 и толщиной 1 мм.

В качестве позиции облучения предполагается использовать ячейки ТВС реактора СМ с минимальной долей тепловых нейтронов в энергетическом спектре. На рис. 4.6 показано изменение массы трансплутониевых элементов в зависимости от времени облучения в ячейке тепловыделяющей сборки активной зоны (на один грамм стартового кюрия). Выход берклия за 150 суток облучения составляет 9,7 мг/г кюрия (при массовой доле кюрия-248 в стартовой смеси изотопов, равной 9,1 %), калифорния — 5,0 мг/г кюрия.

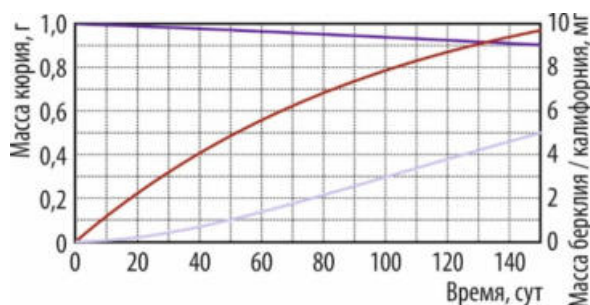


Рис. 4.6. Изменение массы кюрия (—), берклия (—), калифорния (—) в зависимости от времени облучения

Массовая доля изотопов калифорния на момент окончания облучения, %

Калифорний-249	19,8
Калифорний-250	25,5
Калифорний-251	36,7
Калифорний-252	18,0

Выгорание стартового кюрия — не более 10 % от исходной массы.

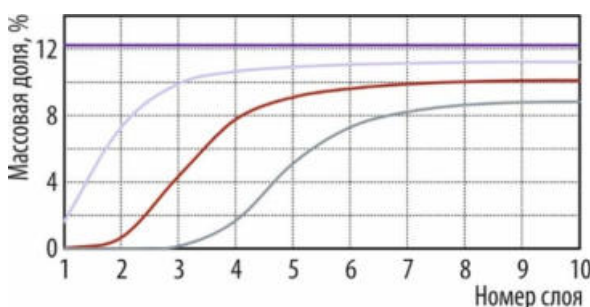


Рис. 4.7. Распределение содержания кадмия-113 по слоям в зависимости от времени облучения (первый слой — внешний): 0 (—), 50 (—), 100 (—), 150 (—) сут

Поскольку кадмиевый экран должен эффективно поглощать тепловые нейтроны в течение всего цикла облучения, была оценена скорость его выгорания. Для моделирования движения фронта изменения концентрации ядер поглотителя экран условно разбит на десять слоёв по 0,1 мм. По мере движения фронта изменяется (увеличивается) плотность потока нейтронов во внутренних слоях, поэтому для учёта обратной связи расчёт трансмутации проводили по итерационной схеме с временными интервалами в десять эффективных суток (рис. 4.7). За планируемое время эксперимента (150 суток облучения) экран не выгорает полностью и сохраняет свою эффективность. В ходе моделирования теплофизических параметров мишени было определено, что при начальном диаметральном зазоре между кадмиевой капсулой и оболочкой мишени в 0,2 мм максимальная температура (рис. 4.8) стартовой композиции составит 214 °С, что меньше температуры плавления алюминия и кадмия (660 и 321 °С соответственно). Предельный начальный диаметальный зазор между кадмиевой

и оболочкой мишени в 0,2 мм максимальная температура (рис. 4.8) стартовой композиции составит 214 °С, что меньше температуры плавления алюминия и кадмия (660 и 321 °С соответственно). Предельный начальный диаметальный зазор между кадмиевой

капсулой и оболочкой мишени, при котором не происходит плавление кадмия, составляет 0,34 мм.

На 2021 год запланирована серия экспериментов по облучению миллиграммового количества юрия в мишенях с кадмиевым экраном для проверки расчётных данных по выходу берклия-249, отработки методик его радиохимического выделения из облучённой композиции и аналитического контроля.



Рис. 4.8. Распределение температуры в мишени-накопителе берклия-249

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

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ ГЛУБОКОЙ ОЧИСТКИ И ПОЛУЧЕНИЯ ПРЕПАРАТОВ НА ОСНОВЕ КЮРИЯ-248 И АМЕРИЦИЯ-243

Мишени на основе высокообогащённых изотопов америция-243, юрия-248 и калифорния-249 необходимы для экспериментов по синтезу и изучению свойств сверхтяжёлых элементов. К мишенным материалам предъявляют высокие требования по чистоте, в том числе по содержанию радиоактивных примесей, в число которых входят изотопы плутония, америция, юрия, калифорния и продуктов деления. Целью работы являлся выбор режимов очистки америция и юрия от примеси плутония, отработка режимов разделения америция и юрия и их очистки от калифорния и европия, а также экспериментальная проверка степени очистки препаратов на основе юрия-248 и америция-243 от неактивных примесей: натрия, кальция, кремния, алюминия, железа, магния, хрома, никеля, бора, титана, меди. В итоге разработана радиохимическая технология глубокой очистки этих препаратов, включающая:

1. анионообменную очистку америция и юрия от плутония;
2. катионообменное разделение и очистку америция и юрия от калифорния и европия;
3. обессоливание америция и юрия;
4. анионообменную очистку америция и юрия.

Проведены эксперименты по очистке америция и юрия от плутония и железа методом анионообменной хроматографии. Показано, что отделение микроколичества плутония от америция и юрия можно проводить его сорбцией на сильноосновной анионообменной смоле Bio-Rad AG® 1-X8⁵⁵ (50–100 меш⁵⁶) как из азотной кислоты с концентрацией 7,7 моль/л, так и из соляной с концентрацией 9 моль/л в присутствии пероксида водорода с концентрацией 0,1 моль/л. Америций и юрий в этих условиях практически не сорбируются смолой. Проведение процесса очистки в солянокислой среде рекомендовано в случае присутствия солей железа (III), так как это позволяет добиться одновременного отделения от него америция и юрия. Для элюирования плутония предложено использовать солянокислый раствор хлорида гидроксиламмония (раствор соляной кислоты и гидрохлорида гидроксилamina (NH₂OH • HCl) с концентрацией 0,5 и 0,1 моль/л соответственно).

⁵⁵ Здесь и далее в отчёте BioRad AG 1-X8 — хроматографическая анионообменная смола производства американской фирмы «Биорад» (BioRad). — Прим. ред.

⁵⁶ Здесь и далее меш — внесистемная единица измерения для проволочных сеток (сит). — Прим. ред.

Разделение кюрия и америция, а также их очистку от европия и калифорния рекомендовано проводить сорбцией на катионообменной смоле Bio-Rad AG® 50W-X8⁵⁷ (200–400 меш) в NH_4^+ -форме из азотной кислоты с последующим элюированием раствором α -HIBA⁵⁸ с концентрацией 0,1 моль/л (рН равен 5,0) на первой стадии процесса и 0,15 моль/л (рН равен 5,0) на второй. Сорбцию исследуемых элементов проводили из раствора азотной кислоты с концентрацией 0,1 моль/л. Америций, кюрий, европий и калифорний в этой среде полностью поглощаются смолой. На стадии элюирования раствором α -HIBA с концентрацией 0,1 моль/л отделяется калифорний, а при концентрации раствора, равной 0,15 моль/л, европий, кюрий и америций последовательно «выходят» из сорбционной колонки практически без наложения их хроматографических пиков друг на друга (рис. 4.9).

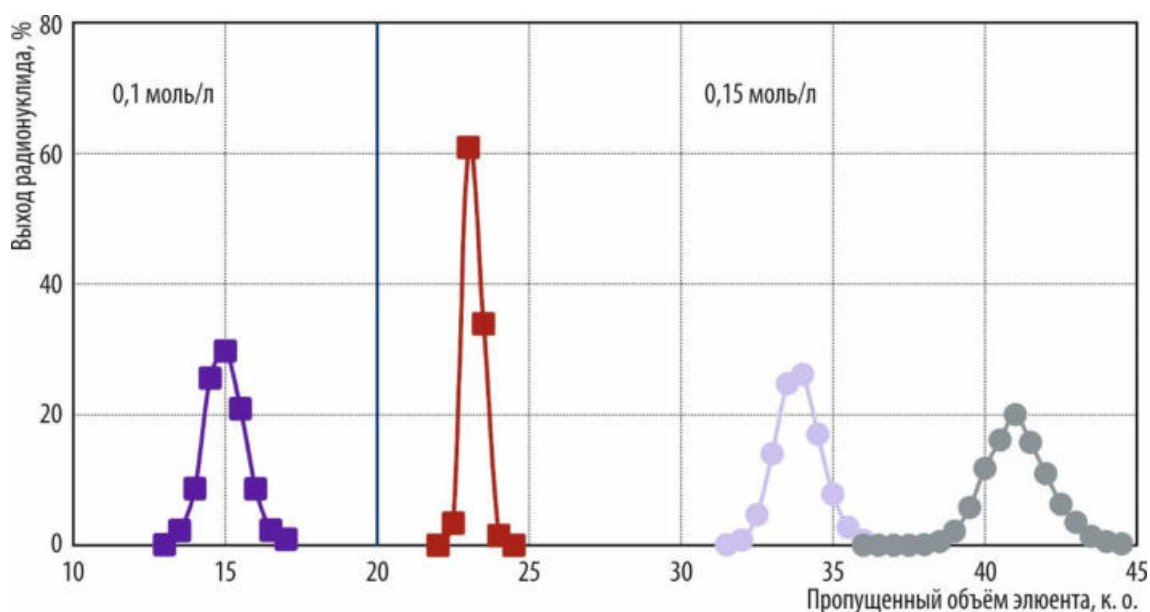


Рис. 4.9.⁵⁹ Выходные кривые калифорния-249 (■), европия-152 (■), кюрия-244 (●), америция-241 (●) при последовательном элюировании раствором α -HIBA с указанием её концентрации

Проведены имитационные эксперименты по оценке степени очистки препаратов кюрия-248 и америция-243 от неактивных примесей после проведения полного цикла глубокой очистки. Показано, что суммарный коэффициент очистки кюриевой фракции составляет 298, америциевой — 202.

С использованием разработанной технологии в АО «ГНЦ НИИАР» впервые получены препараты кюрия-248 и америция-243 с радионуклидной и химической чистотой, существенно превышающей показатели препаратов, производимых по штатной технологии. Доля от активности целевого радионуклида (содержание продуктов деления) для препаратов кюрия-248 и америция-243 составила не более 2,1 и 0,14 % соответственно, а доля нерадиоактивных примесей — не более 1,0 и 0,2 % соответственно. Массовая доля америция-243 в смеси изотопов америция составила 94,99 %. Для кюрия-248 аналогичная величина — 99,31 %.

О.И. Андреев, К.В. Ротманов, Г.В. Гончарова, Е.В. Черноокая, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев, А.Ю. Елизеркина, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, Е.В. Казакова

⁵⁷ Здесь и далее в отчёте Bio-Rad AG 50W-X8 — хроматографическая катионообменная смола производства американской фирмы «Биорад» (BioRad). — Прим. ред.

⁵⁸ Здесь и далее α -HIBA — раствор аммонийной соли альфа-гидроксиизомасляной кислоты. — Прим. ред.

⁵⁹ Здесь и далее в отчёте к. о. — колоночный объём, равный объёму сорбционной колонки. — Прим. ред.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ЧИСТОТЫ ПРЕПАРАТА ЙОДА-131

В АО «ГНЦ НИИАР» йод-131 получают, облучая диоксид теллура нейтронами в ядерном реакторе, а затем выделяя целевой радионуклид методом сухой возгонки. Выделенный йод-131 пропускают через абсорбер, наполненный щелочным водным раствором. В процессе отгонки йод поглощается щелочным раствором, в результате чего получают препарат — йодид натрия (Na^{131}I) в карбонатном буферном растворе либо в растворе гидроксида натрия различной концентрации. При производстве радиофармпрепаратов на основе йода-131 необходимо контролировать содержание различных форм йода, к примеру, для решения вопроса о стабильности радиохимической чистоты препарата в период между его производством и началом применения заказчиком. В настоящее время используют методику определения радиохимической чистоты препарата методом восходящей бумажной хроматографии с использованием водно-метанольной смеси в качестве растворителя.

Целями работы были:

- ♦ апробация метода анионообменного разделения йодид- и йодат-ионов для проверки полученных методом бумажной хроматографии результатов определения радиохимической чистоты препарата на основе йода-131;
- ♦ изучение влияния радиолитических процессов в растворе на значение радиохимической чистоты препарата йодида натрия (Na^{131}I).

Был синтезирован препарат йодат натрия ($\text{Na}^{125}\text{IO}_3$), проведён его качественный и количественный анализ на содержание ионов: I_2 , I^- и IO_3^- . С использованием препарата йодата натрия и производимого в институте препарата йодида натрия установлена возможность разделения йодат- и йодид-ионов (IO_3^- и I^-) методом анионного обмена на сорбенте BioRad AG 1×8. При этом йодат- и йодид-ионы элюируются нитратом натрия с концентрацией 0,5 моль/л и 2 моль/л соответственно (рис. 4.10). Можно рекомендовать этот метод для проверки результатов, полученных методом бумажной хроматографии.

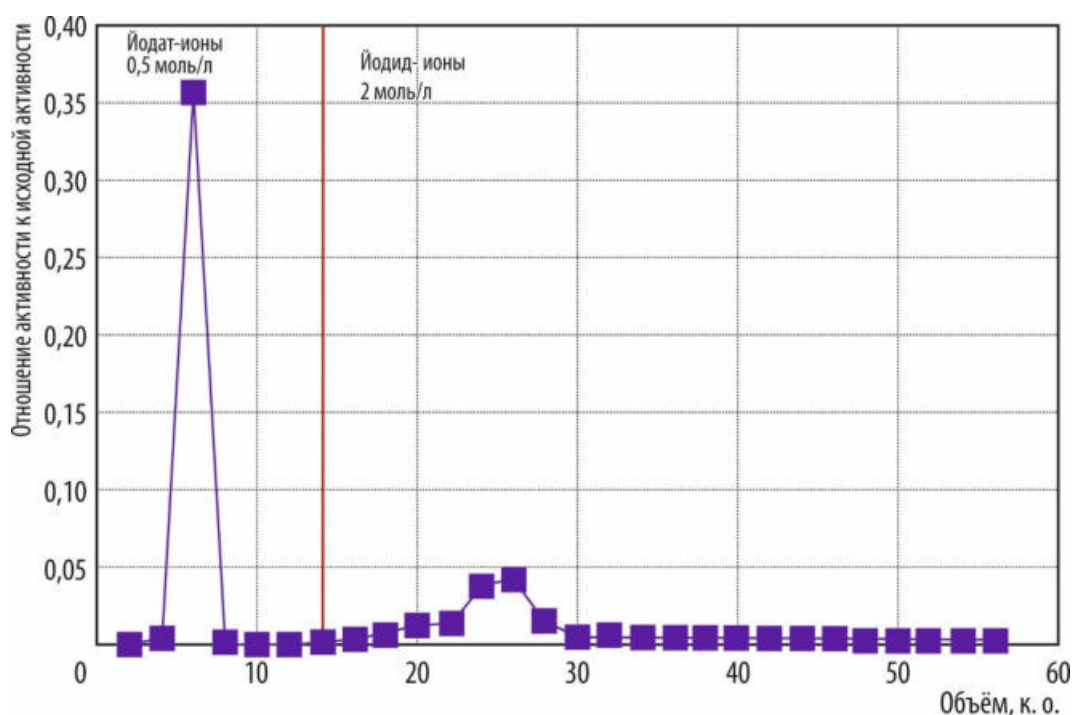


Рис. 4.10. Хроматограмма смеси йодата и йодида натрия при элюировании нитратом натрия с указанием его концентрации

Проведены отбор аликвоты раствора поставочного препарата йодида натрия объёмной активностью 223,3 ГБк/мл (6,035 Ки/мл), выдержка его в течение 168 суток с регулярным определением радиохимической чистоты препарата методом восходящей бумажной хроматографии в течение 41 суток выдержки и методом анионообменного разделения по завершении периода выдержки. Необходимо отметить, что срок годности препарата составляет восемнадцать суток. На хроматограммах, полученных методом бумажной хроматографии (рис. 4.11), присутствует единственный пик, соответствующий йодид-иону (значение R_f — отношение расстояния, которое прошёл компонент, к расстоянию, которое прошёл фронт растворителя, — равно 0,65). Рассчитанные по хроматограммам значения радиохимической чистоты составили 99,73 и 99,89 % для препаратов, выдержанных в течение пяти и сорока одних суток соответственно.

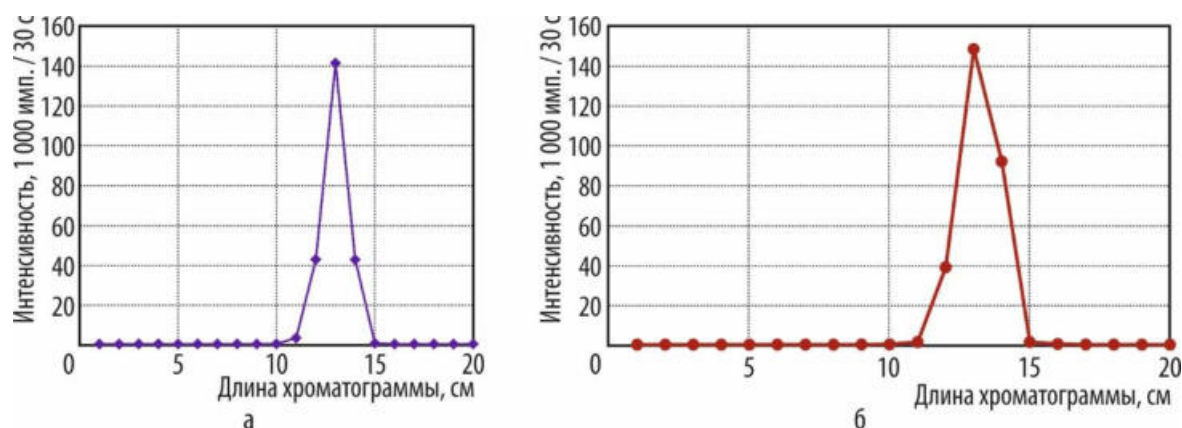


Рис. 4.11. Хроматограмма препарата йодида натрия через пять (а) и сорок один (б) сутки выдержки

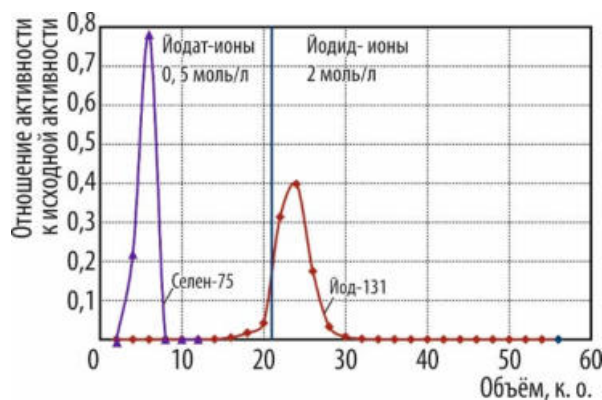


Рис. 4.12. Хроматограмма выдержанного препарата йодида натрия при элюировании нитратом натрия с указанием его концентрации

По завершении периода выдержки проведён анализ выдержанного препарата йода-131 на содержание йодат- и йодид-ионов (IO_3^- и I^-) методом разделения на анионообменной смоле BioRad AG 1x8. По экспериментальным данным (рис. 4.12) в выдержанном растворе препарата йодида натрия практически весь йод находится в виде йодид-иона I^- . Выход йода составил 98 % от исходного. Согласно данным гамма-спектрометрического анализа в пробах присутствует селен-75. Вероятно, его образование происходит при активации примесей селена, присутствующих в стартовом диоксиде теллура. Присутствие селена-75 в препарате отмечено также в работе других авторов⁶⁰.

Результаты, полученные методом восходящей бумажной хроматографии и методом анионообменного разделения, позволяют сделать вывод о том, что при выдержке раствора поставочного препарата йодида натрия в течение 168 суток радиолитические процессы не приводят к появлению в растворе йодат-ионов. Поэтому можно утверждать, что радиолитические процессы на значение радиохимической чистоты препарата с данной объёмной активностью не влияют.

К.В. Ротманов, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев,
М.Н. Смирнов, Д.А. Головкин, З.Г. Ушакова, Е.В. Казакова, О.В. Чикризова

⁶⁰ Целищев И.В., Савочкин Ю.П., Мельник М.И., Трепалина Т.Ф. Определение радионуклидной и радиохимической чистоты препарата йода-131 // Радиохимия, 2007. Т. 49, № 2. С. 159–162.

СРАВНЕНИЕ СВОЙСТВ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ

Анионообменные смолы торговых марок Токем 803 АК, BioRad AG 1-X8 и Purolite CGA 200X8 производства ООО «Производственное объединение "Токем"», американских фирм «Биорад» и «Пьюролайт» являются аналогами по основным параметрам. В процессе ионообменного аффинажа молибдена-99 используют смолу в OH^- -форме [1]. Однако эта форма является неустойчивой при длительном хранении. Поэтому удобнее переводить смолу в требуемую форму непосредственно перед использованием. Из литературных данных известно [2], что для перевода анионообменной смолы из Cl^- -формы в OH^- -форму проводят последовательную обработку растворами гидроксида натрия до установления равенства его концентрации на входе и выходе из хроматографической колонки. Один из параметров, который необходимо контролировать при таком переводе смолы из одной формы в другую, — остаточное содержание хлорид-иона. В работе сравнивали параметры процесса перевода исследуемых ионообменных смол и их сорбционную способность по отношению к молибдену-99.

В табл. 4.2 представлены исходное количество хлорид-иона в смолах всех торговых марок в Cl^- -форме и остаточное его содержание в конечном состоянии. Перевод исследуемых анионообменных смол в OH^- -форму проводили в равных условиях (объем и скорость пропускания растворов гидроксида натрия через слой сорбента одинаковы). Для количественного определения хлорид-иона через колонку пропускали карбонат аммония с концентрацией 2 моль/л, элюат упаривали до сухого остатка, дальнейшее определение содержания хлорид-иона проводили аргентометрическим титрованием по методу Мора⁶¹.

Таблица 4.2

Содержание хлорид-ионов в ионообменных смолах, ммоль / 1 см³ смолы

Содержание хлорид-иона	Смола		
	Токем 803 АК	BioRad AG 1-X8	Purolite CGA 200X8
Исходная	1,55	1,30	1,45
Остаточная (после перевода)	0,002	0,0093	0,0066

После перевода каждой смолы в OH^- -форму были определены динамическая обменная ёмкость⁶² и полная динамическая обменная ёмкость⁶³ исследуемых сорбентов по отношению к молибдену-99 (табл. 4.3). Определение ёмкости ионообменных смол проводили из раствора аммиака с концентрацией 2 моль/л, концентрация молибдена в растворе составила 4 мг/мл. Проверена сорбционная способность смол по отношению к молибдену-99 после перевода в OH^- -форму (рис. 4.13). Исследование сорбционной способности ионообменных смол проводили из раствора аммиака с концентрацией 2 моль/л и объемом 100 мл, концентрация молибдена в растворе составляла 0,1 мг/мл.

Таблица 4.3

Обменная ёмкость исследуемых сорбентов, мг молибдена / 1 см³ сорбента

Обменная ёмкость	Смола		
	Токем 803 АК	BioRad AG 1-X8	Purolite CGA 200X8
Динамическая	46	48	52
Полная динамическая	102	88	84

⁶¹ Метод Мора — метод аргентометрии, титриметрический метод количественного анализа анионов, образующих малорастворимые соединения или устойчивые комплексы с катионами серебра. Методы аргентометрии чаще всего применяют для определения галогенидов. Методы отличаются используемыми индикаторами (или их отсутствием) в процессе анализа. При методе Мора в качестве индикатора используют хромат калия. Метод, основанный на титровании хлоридов в нейтральной среде раствором нитрата серебра, назван по имени Карла Фридриха Мора — выдающегося немецкого химика и фармацевта. Известны также пипетка Мора, бюретка Мора, соль Мора, весы Мора. — Прим. ред.

⁶² Динамическая обменная ёмкость — это ёмкость ионита до появления ионов в фильтрате, определяемая в условиях фильтрации. — Прим. ред.

⁶³ Полная обменная ёмкость — это объём вещества, определяемый в момент выравнивания концентрации поглощаемого иона в растворе и фильтрате при пропускании раствора через колонку с ионитом. — Прим. ред.

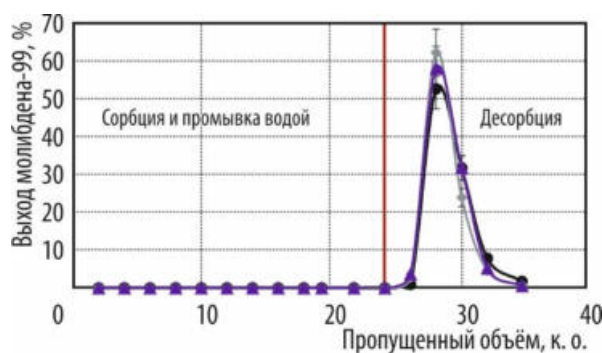


Рис. 4.13. Выход молибдена-99 на ионообменных смолах Токем 803 АК (▲), BioRad AG 1-X8 (●) и Purolite CGA 200X8 (◆)

негативное влияние на показатели качества препарата и приводит к отклонениям при зарядке таким препаратом генератора молибдена-99 / технеция-99m. Все три исследуемые анионообменные смолы торговых марок Токем 803 АК, BioRad AG 1-X8 и Purolite CGA 200X8 обладают одинаково высокой сорбционной способностью по отношению к молибдену-99 и имеют близкие значения динамической обменной ёмкости и полной динамической обменной ёмкости. Для достижения в смолах BioRad AG 1-X8 и Purolite CGA 200X8 столь же низкого остаточного содержания хлорида, как в смоле Токем 803 АК, необходимо увеличить объём и концентрацию гидроксида натрия или снизить скорость пропускания раствора через слой сорбента.

Список литературы

1. Muenze R., Beyer G.J., Ross R. et al. The fission-based ⁹⁹Mo production process ROMOL-99 and its application to PINSTECH Islamabad // Science and Technology of Nuclear Installations, 2013. Т. 2013. — 9 р.
2. Васильев С.Н., Гамова И.А., Де А.В. Векки и др. Новый справочник химика и технолога. Сырьё и продукты промышленности органических и неорганических веществ. Ч. II. — СПб.: Автономная некоммерческая организация «НПО "Профессионал"», 2005, 2007. — 1142 с.

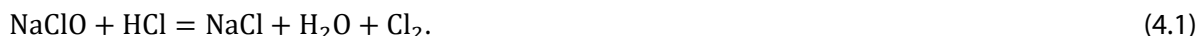
А.Ю. Елизеркина, А.В. Борзова, В.Г. Абязова, Е.В. Черноокая, Р.Г. Абдуллов

СТАБИЛЬНОСТЬ РАСТВОРА ГИПОХЛОРИТА НАТРИЯ

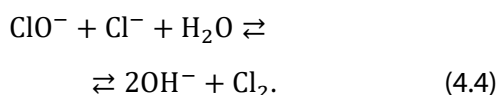
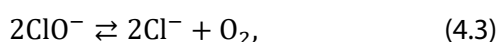
При поставке радиоактивного препарата молибдена-99 для его стабилизации в шестивалентном состоянии в конечный продукт на стадии фасовки вносят щелочной раствор гипохлорита натрия. Раствор изготавливают накануне переработки очередной партии облучённых мишеней и используют только свежеприготовленным, потому что по литературным данным [1, 2] гипохлорит натрия — неустойчивое соединение, легко разлагающееся с выделением кислорода за счёт повышения температуры, воздействия света, снижения значения pH меньше 11, присутствия хлоридов щелочных металлов и наличия тяжёлых металлов. С технологической точки зрения это неудобно. Поэтому было принято решение экспериментально изучить стабильность растворов гипохлорита натрия в зависимости от их состава,

условий хранения и на основании полученных данных обосновать возможность его хранения в течение длительного времени.

О качестве гипохлорита натрия можно судить по содержанию в нём активного хлора и его стабильности, то есть способности сохранять активный хлор в течение длительного времени. Активным хлором называют тот, который выделяется при действии на гипохлорит натрия соляной кислоты:



Растворы гипохлоритов не являются равновесными системами, в них самопроизвольно протекают медленные процессы разложения, сопровождающиеся образованием хлоратов или кислорода. Гипохлориты разлагаются с потерей активного хлора и образованием хлората (хлоратный распад), кислорода (кислородный распад) или хлора (хлорный распад) по реакциям:



Скорость разложения мала в сильноокислой среде при pH около единицы, максимальна при pH около 6,7 и уменьшается в щелочной среде [3]. Определение содержания активного хлора и концентрации гидроксида натрия в растворе гипохлорита натрия выполняли по методикам, представленным в стандарте [4]. Для проведения экспериментов по исследованию стабильности раствора гипохлорита натрия (рис. 4.14) синтезировали соответствующие образцы хлорированием раствора гидроксида натрия (pH растворов гипохлорита натрия меняется в интервале от 12,9 до 13,2, концентрация активного хлора — от 114 до 200 г/л). В результате исследования разложения полученных образцов гипохлорита натрия при комнатной температуре (25–27 °С) и при хранении в холодильнике (10 °С) экспериментально установлено (табл. 4.4), что растворы гипохлорита натрия, имеющие pH более 12, при низкой температуре относительно устойчивы.

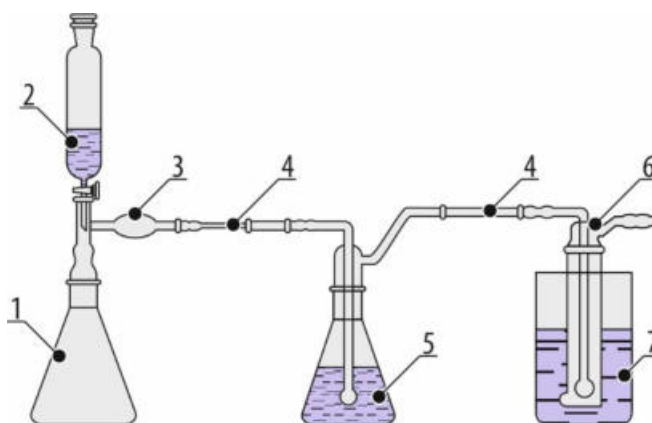


Рис. 4.14. Схема установки для синтеза гипохлорита натрия:
1 — коническая колба с перманганатом калия; 2 — делительная воронка с концентрированной соляной кислотой; 3 — насадка с дефлегматором и фильтром с кварцевой ватой; 4 — шланги с газоотводной трубкой; 5 — барботёр с горячим раствором хлорида натрия; 6 — колба-приёмник с коллектором осадка хлорида натрия; 7 — ёмкость с охлаждающей смесью

Для длительного хранения растворов гипохлорита натрия рекомендуется:

- ◆ получать растворы гипохлорита натрия с концентрацией по активному хлору от 120 до 200 г/л;
- ◆ поддерживать концентрацию гидроксида натрия в диапазоне значений от 0,01 до 0,15 моль/л;
- ◆ после завершения хлорирования щелочного раствора в процессе синтеза гипохлорита натрия, пока раствор имеет температуру ниже 0 °С, отделять выпавшие на дне кристаллы хлорида натрия фильтрованием с целью минимизации каталитического влияния катиона щелочного металла [5];
- ◆ хранить полученный гипохлорит натрия в холодильнике при температуре 6–10 °С не более 14 суток.

Таблица 4.4

Результаты исследования разложения синтезированного гипохлорита натрия при различной температуре хранения

Параметр	Температура, °С	Время выдержки, сут								
		0	1	2	3	6	7	8	10	14
Концентрация активного хлора, г/л	25–27*	113,9	112,2	110,3	108,1	107,2	104,6	104,1	100,6	94,8
	10**	125,9	127,6	125,9	125,9	122,7	–	125,0	124,1	120,9
Убыль концентрации активного хлора, %	25–27*	0	1,5	3,2	5,1	5,9	8,2	8,6	11,7	16,8
	10**	0,0	–1,4	0,0	0,0	2,5	–	0,7	1,4	4,0

* Концентрация гидроксида натрия составила 0,075 моль/л в растворе гипохлорита натрия с рН, равным 12,88.

** Концентрация гидроксида натрия составила 0,08 моль/л в растворе гипохлорита натрия с рН, равным 12,9.

Список литературы

1. Ключанов М.Н. О стойкости концентрации хлора в растворах хлорной извести // Водоснабжение и санитарная техника, 1940. № 1. С. 43–45.
2. Флис И.Е., Быняева М.К. Разложение гипохлоритных растворов под влиянием ультрафиолетового и видимого света // Труды Ленинградского технологического института целлюлозно-бумажной промышленности, 1956. Вып. 4. С. 163–171.
3. Черкасов С.В. Гипохлорит натрия [Электронный ресурс]. Свойства, теория и практика применения. — Доступно на сайте ООО «Мировые водные технологии» в разделе «Библиотека / Статьи / Гипохлорит натрия. Свойства, теория и практика применения». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <http://wwtec.ru/index.php?id=410> (дата обращения: 15.03.2021).
4. ГОСТ 11086-76 Гипохлорит натрия. Технические условия. — М.: Стандартинформ, 2006. — 6 с.
5. Сизенева И.П. Окисление ртути водными растворами гипохлорита натрия: диссертация на соискание учёной степени кандидата химических наук: 02.00.04. — Пермь: ФГБУН «Институт технической химии Уральского отделения Российской академии наук», 2008. — 130 с. — Доступно на сайте «Электронная библиотека диссертаций» в разделе «Каталог диссертаций / Химические науки / Физическая химия». — Режим доступа: в платном доступе. — URL: <https://www.dissercat.com/content/oksilenie-rtuti-vodnymi-rastvorami-gipokhlorita-natriya> (дата обращения: 15.03.2021).

Р.Г. Абдуллов, А.Ю. Елизеркина, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, К.В. Ротманов

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ КОМПОНЕНТОВ ОБЛУЧЁННОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ МАРКИ 08Х18Н10Т В РАСТВОРЕ МУРАВЬИНОЙ КИСЛОТЫ

Проведён ряд экспериментов по облучению опытных радиевых мишеней в центральной нейтронной ловушке высокопоточного реактора СМ. При растворении радия в муравьиной кислоте было выявлено значительное количество солей железа, хрома и никеля, а также

радионуклидов: железа-55, хрома-51 и кобальта-60. С другой стороны, известно, что необлучённая нержавеющая сталь практически не корродирует в растворах муравьиной кислоты. Ранее был проведён эксперимент по выщелачиванию компонентов из необлучённой нержавеющей стали марки 08X18H10T муравьиной кислотой, но степень выщелачивания компонентов была ниже пределов обнаружения, и поведение облучённой стали в растворах муравьиной кислоты до сих пор не изучали. Целью данного эксперимента было определить, как влияет облучение в реакторе на коррозионную стойкость стали марки 08X18H10T по отношению к пятидесятипроцентной муравьиной кислоте.

От концевой участка пенала из нержавеющей стали марки 08X18H10T, облучённого в реакторе СМ, отрезали фрагмент длиной 10 мм и массой 0,74 г (внешний диаметр пенала — 10 мм, толщина стенок — 0,3 мм). Расчётом определена масса элементного состава фрагмента облучённой нержавеющей стали.

Масса элементов, г

Хром	0,127	Фосфор	$3,5 \cdot 10^{-5}$
Медь	0,002	Сера	$1,33 \cdot 10^{-5}$
Железо	0,533	Кремний	$1,65 \cdot 10^{-5}$
Никель	0,0724	Титан	0,00533

Расчётная площадь поверхности составила $6,5 \text{ см}^2$.

Облучение проводили в активной зоне реактора СМ в течение 84,6 эффективных суток, при этом температура нейтронного газа была 810 К. Флюенс составил для тепловых (с энергией до 0,5 эВ) нейтронов $7,27 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$, резонансных (с энергией от 0,5 эВ до 100 эВ и от 100 эВ до 0,1 МэВ) — $2,68 \cdot 10^{21}$ и $5,64 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ соответственно, быстрых (свыше 0,1 МэВ) — $7,75 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$. При помощи программы ChainSolver из программного пакета ORIP_XXI вычислена активность радионуклидов на дату измерения.

Активность нуклидов, Бк

Кобальт-58	$9,2 \cdot 10^9$	Железо-59	$9,6 \cdot 10^8$
Кобальт-60	$5,4 \cdot 10^7$	Никель-63	$5,1 \cdot 10^7$
Хром-51	$2,4 \cdot 10^{10}$	Марганец-54	$4,4 \cdot 10^9$

В термостойкую стеклянную колбу внесли 100 мл пятидесятипроцентной муравьиной кислоты и нагрели. После доведения муравьиной кислоты до кипения незначительно снизили температуру, удерживая её на уровне температуры кипения (около 90–100 °С), и поместили фрагмент в колбу, закрыв её кварцевой крышкой. Каждый час отбирали аликвоты объёмом примерно 0,5 мл и измеряли активность компонентов методом гамма-спектрометрии (рис. 4.15). Перед отбором аликвот добавляли муравьиную кислоту в колбу до отметки 100 мл. Сравнивая суммарную активность каждого из радионуклидов в растворе с их активностью в образце (расчётные значения), определяли степень выщелачивания радионуклидов (табл. 4.5).

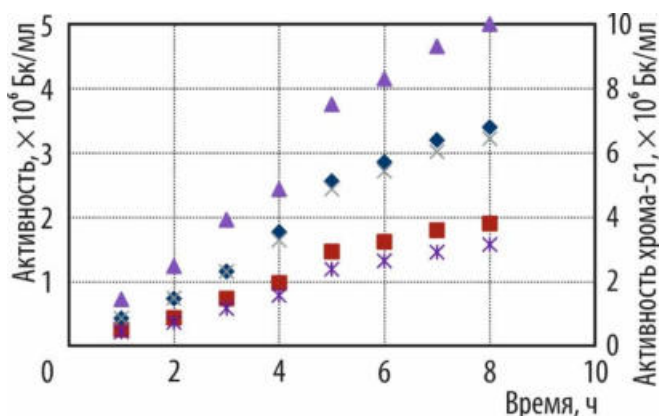


Рис. 4.15. Изменение объёмной активности радионуклидов: кобальта-60 (◆), кобальта-58 (■), железа-59 (×), марганца-54 (Ж), хрома-51 (▲) — в растворе муравьиной кислоты в зависимости от времени выщелачивания

Таблица 4.5

Степень выщелачивания радионуклидов из нержавеющей стали

Нуклид	Активность*, × 10 ⁷ Бк	Степень выщелачивания, %
Хром-51	120	5,05
Железо-59	3,2	3,36
Марганец-54	1,6	0,36
Кобальт-58	1,9	0,21
Кобальт-60	3,4	–

*В растворе через 8 ч.

точность достоверной информации о положении вырезанного образца при облучении относительно центральной плоскости активной зоны. Следует отметить, что концевые участки пенала облучают в области высокого градиента плотности потока нейтронов, зависимость которой от удаления от центральной плоскости активной зоны имеет вид близкий к косинусоидальному. К тому же изотопный состав кобальта был вычислен исходя из предположения, что нержавеющая сталь не содержала кобальта. Реальные образцы могли содержать до облучения природный кобальт, из которого в реакторе накопился кобальт-60 в количестве больше расчётного.

Установлено, что облучение в реакторе снижает коррозионную стойкость нержавеющей стали марки 08X18H10T по отношению к муравьиной кислоте. С целью подтверждения наблюдаемого эффекта целесообразно повторить эксперимент на двух-трёх образцах нержавеющей стали, вырезанных из середины пенала, для более точной оценки исходного содержания радионуклидов в образце. Для уточнения степени выщелачивания кобальта-60 необходимо перед облучением проанализировать образцы на содержание кобальта.

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов,
Е.Г. Романов, Р.Н. Минвалиев*

УТОЧНЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ КРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ РЕШЁТКИ ХРОМАТА РАДИЯ

В АО «ГНЦ НИИАР» в рамках проекта № 18-33-00145 Российского фонда фундаментальных исследований⁶⁴ проводили исследование реакционной способности солей радия по отношению к переходным металлам четвёртого периода: железу, хрому, никелю, титану. Методика экспериментов включала нанесение нитратов и карбонатов радия и бария в виде суспензий на образцы этих металлов, последующее высушивание, прокаливание в шахтной печи при температуре 800 °С и анализ состава полученных образцов методом рентгенофазового анализа (табл. 4.6). Было обнаружено, что карбонаты и нитраты бария и радия реагируют с металлическим хромом, образуя на поверхности хроматы с общей формулой $M\text{CrO}_4$, где М — барий или радий. Фазовый состав экспериментальных образцов определяли методом рентгеновской дифрактометрии с использованием дифрактометра ДРОН-7.

⁶⁴ РФФИ — самоуправляемая государственная некоммерческая организация в форме федерального учреждения, находящегося в ведении Правительства Российской Федерации. — Прим. ред.

Таблица 4.6

Фазовый состав образцов, полученных при взаимодействии солей радия и бария с металлическим хромом

Номер эксперимента	Условия эксперимента		Фазовый состав
	Суспензия	Прокаливание	
1	Нитрат бария (3,8 мг бария) в 95-процентном этаноле на подложке из хрома		Хромат бария (BaCrO_4) орторомбический, возможно присутствие хромита бария (BaCr_2O_4), карбоната бария (BaCO_3) орторомбического
2	Карбонат бария (3,8 мг бария) в бидистиллированной воде на подложке из хрома	150 °C — 1 ч, 400 °C — 1 ч, 800 °C — 7–12 ч	Карбонат и хромат бария орторомбические, возможно присутствие хромита бария
3	Нитрат радия (2 мг радия) в 95-процентном этаноле на подложке из хрома		Хромат радия (RaCrO_4) орторомбический, возможно присутствие оксида хрома (III) и хрома кубического
4	Карбонат радия (2 мг радия) в бидистиллированной воде на подложке из хрома		Хромат радия, возможно присутствие оксида хрома (III)

Прокаливание как нитрата, так и карбоната бария с металлическим хромом приводит к образованию хромата бария со структурой барита. Положение рефлексов полученного соединения хорошо совпадает с данными, приведёнными в литературе. После прокаливании хрома с нитратом и карбонатом радия образцы, кроме металлического хрома и его оксида (III), содержат фазу соединения со структурой барита, идентифицированного как хромат радия. В базе дифракционных данных PDF-2 есть один набор 00-027-0488 для хромата радия. Экспериментально полученные угловые положения рефлексов хромата радия отличны от литературных: они размещены между положениями рефлексов для хромата радия и хромата бария, приведёнными в библиотеке PDF-2. Экспериментальные значения рефлексов были идентифицированы по аналогии с литературными данными для хромата бария, методом наименьших квадратов уточнены параметры кристаллической решётки в орторомбической сингонии, пространственная группа Pnma^{65} . Совпадение экспериментальных и вычисленных межплоскостных расстояний вполне удовлетворительное (табл. 4.7 и рис. 4.16).

Исходя из ионных радиусов Ba^{2+} и Ra^{2+} , равных соответственно 1,61 и 1,70 Å, и числа формульных единиц в ячейке, расчётный прирост объёма элементарной ячейки при переходе от хромата бария к хромату радия составляет 12,5 Å³. По данным библиотеки PDF-2 аналогичный прирост объёма элементарной ячейки равен 24,6 Å³, что выглядит несколько завышенным. Завышенное значение параметров кристаллической решётки в данном случае могло быть следствием экспериментальной неопределённости при рентгенографировании фотометодом в камере диаметром 57,3 мм. Прирост для полученной экспериментально фазы равен 15,7 Å³, что намного лучше согласуется с расчётными данными.

⁶⁵ Пространственная группа содержит символ решётки Огюста Браве, французского математика, (заглавную букву P, A, B, C, I, R или F) и международный символ точечной группы и представляет собой набор групп симметрий, которые описывают все возможные симметрии бесконечного количества периодически расположенных точек в трёхмерном пространстве. Эта классификация симметрий была сделана независимо и почти одновременно русским математиком Евграфом Степановичем Фёдоровым и немецким математиком Артуром Морисом Шёнфлисом. Большой вклад внесли и немецкий кристаллограф Карл Герман, и французский минералог Шарль-Виктор Моген. — Прим. ред.

Таблица 4.7⁶⁶

Параметры кристаллической решётки изоструктурных фаз хроматов бария и радия

Источник информации	Соединение	Набор PDF-2	Параметр (рёбра) решётки, Å			Объём решётки, Å ³
			a	b	c	
Литературный источник	Хромат бария	00-015-0376	9,105	5,541	7,343	370,5
		00-035-0642	9,112	5,541	7,343	370,8
	Хромат радия	00-027-0488	9,300	5,620	7,560	395,1
Результат эксперимента	Хромат радия	–	9,260 ± 0,001	5,5870 ± 0,0003	7,4644 ± 0,0007	386,2

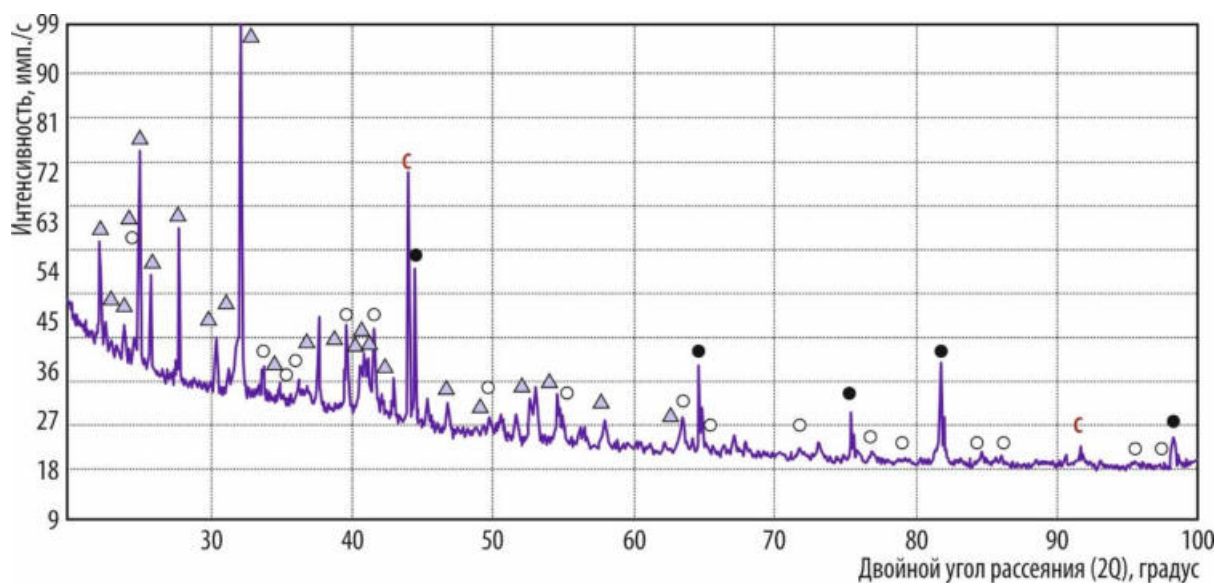


Рис. 4.16. Дифрактограмма препарата, полученного прокаливанием нитрата радия на подложке из металлического хрома с указанием рефлексов, соответствующих хрому (●), оксиду хрома трёхвалентному (○), хромату радия (△), алмазу (C)

Прокаливание металлического хрома как с нитратом, так и карбонатом радия при 800 °С приводит к образованию хромата радия. Экспериментально определены параметры кристаллической решётки: параметры a, b, c соответственно равны (9,260 ± 0,001), (5,5870 ± 0,0003) и (7,4644 ± 0,0007) Å. Полученные значения отличаются от литературных данных, но лучше согласуются с прогнозируемым изменением объёма кристаллической решётки при переходе от бария к радю.

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов,
Р.Г. Абдуллоев, С.В. Томилин, А.А. Колобова*

⁶⁶ Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Томилин С.В. и др. Исследование продуктов взаимодействия солей радия с компонентами нержавеющей стали. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 165–167. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 08.12.2020). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077050>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077121&pff=1> (дата обращения: 08.12.2020).

ПЕРЕРАБОТКА ВЫДЕРЖАННЫХ РАДИЕВЫХ ИСТОЧНИКОВ

В середине двадцатого века в медицинской практике активно применяли источники радия-226 различного назначения. К настоящему моменту срок их эксплуатации истёк и они подлежат утилизации. В то же время радий-226 с периодом полураспада в 1 600 лет является ценным сырьём и после извлечения и очистки может быть использован повторно. В АО «ГНЦ НИИАР» разрабатывают технологии производства короткоживущих альфа-излучающих нуклидов облучением радия-226 в высокопоточном реакторе СМ. Извлечённый из выдержанных источников радий может быть использован как стартовый материал для облучения. Переработано одиннадцать выдержанных источников различной конструкции с суммарной массой радия-226 около 0,75 г (табл. 4.8).

Таблица 4.8.

Характеристики выдержанных источников радия-226

Внешний вид источника	Номер	Масса радия, мг
Металлический цилиндр, внутри — кварцевая ампула с порошком	РА.14-277	0,109
	РА.13-16	0,946
	РА.12-14	10,5
Искривлённая стеклянная ампула диаметром 8 мм и длиной 50–60 мм, внутри — металлический цилиндр	A1-06	1,281
Ампула из оргстекла, внутри — металлический цилиндр диаметром 8–10 мм и длиной 20 мм	Без номера	10,1
Металлический цилиндр диаметром около 3 мм и длиной 20 мм, возможно, негерметичный	A1-04	7,55
Металлический цилиндр диаметром около 1,5 мм и длиной около 15 мм	A1-05	4,82
Кварцевая ампула диаметром 8 мм и длиной 50–60 мм, внутри — металлический цилиндр	B1-04	47,5
	B1-03	73,84
Металлический цилиндр диаметром 6–8 мм и длиной 25–30 мм, без маркировки	B1-03	347
	B1-04	244

Стальные оболочки источников типа РА имели резьбовое соединение и были развинчены в перчаточном боксе. Вскрытие кварцевых ампул проводили раздавливанием. По результатам анализа спилов с металлических частей определили, что оболочки источников типа РА выполнены из нержавеющей стали, остальные — из платиново-иридиевого сплава. Во внутренних оболочках из платиново-иридиевого сплава были сделаны пропилы до соприкосновения с активной частью. Растворение радия проводили длительным кипячением в азотной кислоте с концентрацией 4–8 моль/л. Извлечение радия из источников, упакованных в оболочку из нержавеющей стали, происходило практически в полном объёме, в случае оболочек из платиново-иридиевого сплава азотной кислотой извлекалось не более половины радия-226.

Для доизвлечения оставшегося радия проводили многократное кипячение в царской водке⁶⁷. Даже после этого неизвлечённым оставалось 3–5 % радия. Кроме радия полученные растворы содержали макроколичество платины (около 8 г/л), также в значимом количестве присутствовали соли бария, кальция, железа, хрома, никеля, кремния, меди, алюминия и других примесей.

Для отделения радия от примесей проводили осаждение нитратов радия и свинца из концентрированной азотной кислоты. Для сильно загрязнённых растворов использовали двукратное осаждение. Согласно результатам анализа маточных растворов в растворе оставалось не более 5 % радия. Затем проводили доочистку радия методом катионообменной хроматографии в присутствии комплексона $(\text{NH}_4)_2\text{ЭДТА}$ на сорбенте BioRad AG50x8. Для контроля степени очистки радия в исходный раствор вводили радиоизотопную метку бария-133. Сорбцию проводили из ацетатно-аммиачного буферного раствора с концентрацией 1 моль/л и pH, равным 4,5, при концентрации комплексона $(\text{NH}_4)_2\text{ЭДТА}$, равной 0,02 моль/л. Элюировали барий и радий ацетатно-аммиачным буферным раствором с концентрацией 0,05 моль/л и pH, равным 8,0, при вышеуказанной концентрации комплексона. Элюент собирали фракциями. Затем фракции радия, не содержащие барий-133, объединяли и после корректировки pH ацетатно-аммиачным буферным раствором пропускали через вторую аналогичную хроматографическую колонку для обессоливания солей радия. Радий элюировали раствором азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л (рис. 4.17). Полученные результаты говорят о том, что в этих условиях происходит разделение бария и радия на колонке. Так как у бария и радия схожие химические свойства, то очистка радия от бария гарантирует его очистку от других примесей. На рис. 4.18 представлены типичные кривые элюирования бария-133 и радия-226 на хроматографической колонке с сорбентом BioRad AG 50x8.

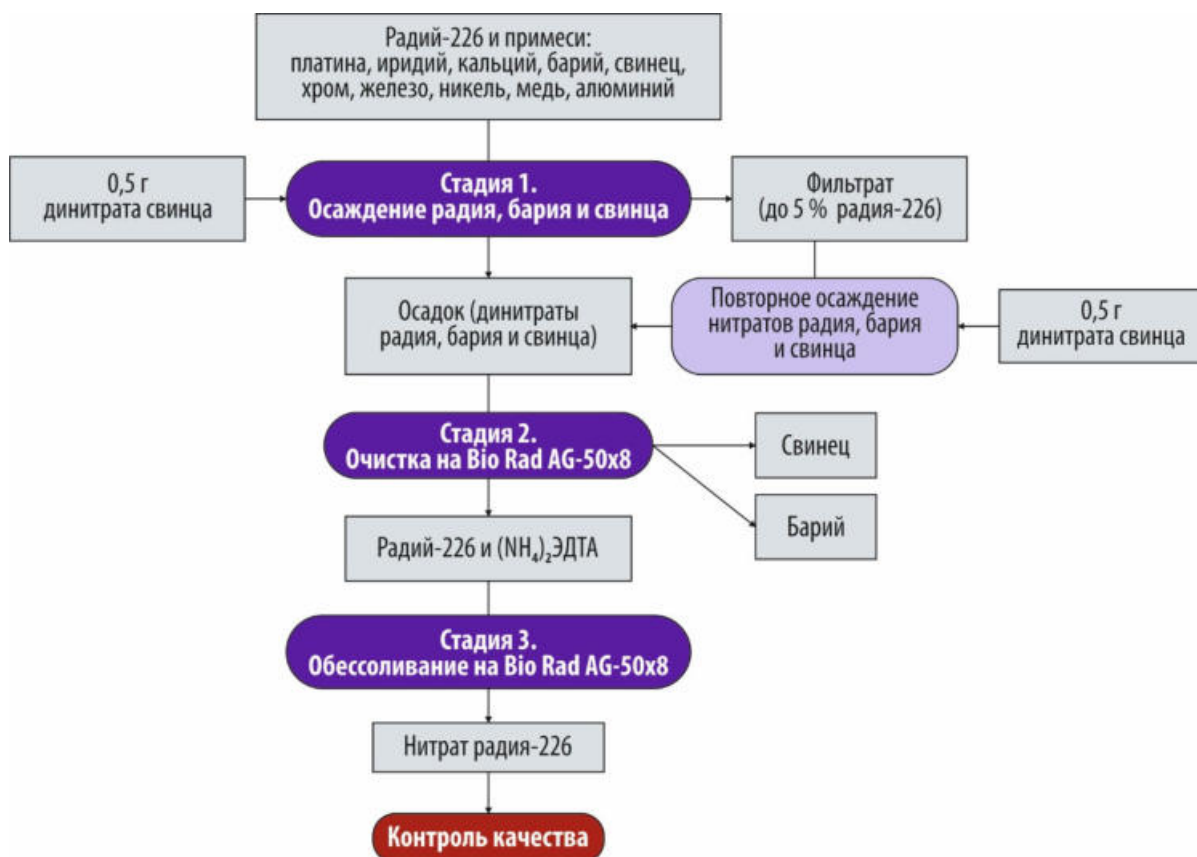


Рис. 4.17. Схема переработки радиевых источников

⁶⁷ Царская водка — смесь концентрированных азотной и соляной кислот, взятых в соотношении один к трём по объёму. Название не имеет отношения к спиртным напиткам и происходит от устаревшего значения слова «водка» (вода) и уникальной способности смеси растворять золото. — Прим. ред.

Типичные характеристики очищенного раствора радия-226

Внешний вид Прозрачный бесцветный раствор

Объем раствора 550 мл

Объемная активность радия-226 $2,98 \cdot 10^6$ Бк/мл

Концентрация примесей, мг/л:

Суммарная.....	Менее 14,6	Железо.....	0,6
Алюминий.....	1,2	Магний.....	1,0
Кальций.....	5,5	Марганец.....	Менее 0,3
Хром.....	0,5	Барий.....	1,4
Медь.....	Менее 0,1	Никель, свинец, платина, иридий.....	Менее 1,0

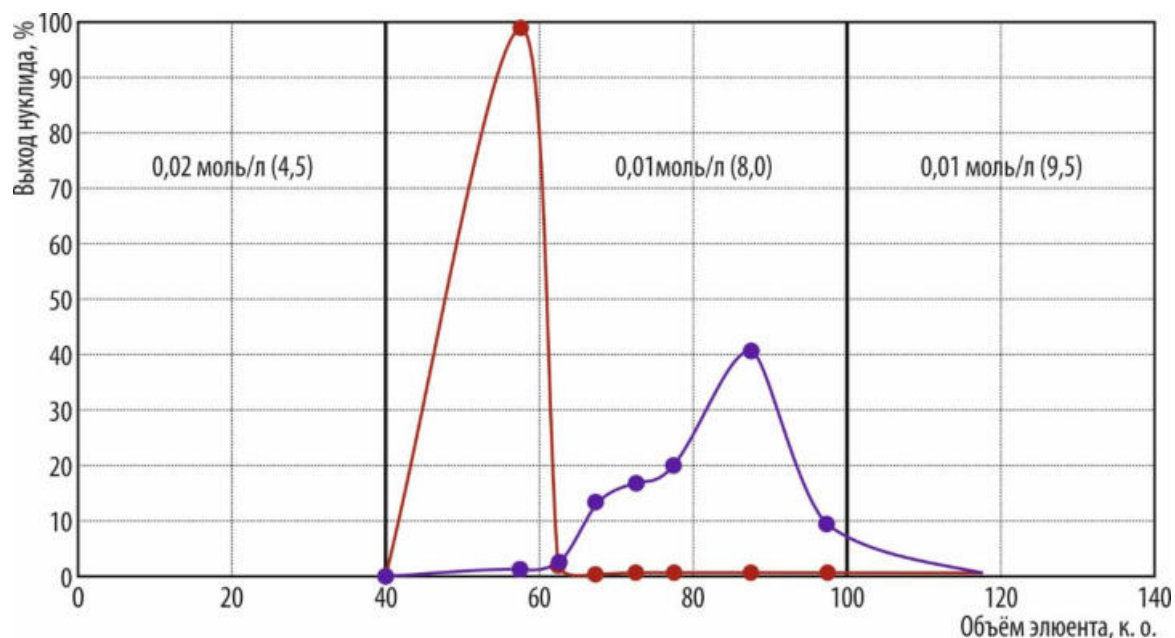


Рис. 4.18. Кривые элюирования бария-133 (●) и радия-226 (●) с указанием концентрации ЭДТА и уровня pH (в скобках)

Очистку радия проводили порциями по 40–50 мг с последующим синтезом стартовой композиции для облучения в высокопоточном реакторе СМ.

П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов



ЛАВЁРОВ НИКОЛАЙ ПАВЛОВИЧ –

геохимик, доктор геолого-минералогических наук, профессор, академик, организатор международного сотрудничества в области экологии и рационального природопользования. Руководил работами по реабилитации загрязненных радионуклидами территорий, обращению с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом, размещению опасных отходов в подземных хранилищах, изучению миграции техногенных радионуклидов и закономерностей формирования ореолов радиоактивного загрязнения, моделированию процессов миграции загрязнителей в подземных водах. Неоднократно посещал НИИАР с рабочими визитами, в первую очередь по проблеме обращения с радиоактивными отходами.

**РАДИАЦИОННАЯ
И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ,
ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**

5

В отчётном году в АО «ГНЦ НИИАР» продолжена работа над пересмотром и усовершенствованием методологии по обращению с радиоактивными отходами. Одной из первоочередных задач являлось определение статуса накопленных радиоактивных отходов. В рамках её решения проведено обследование технического и радиационного состояния пункта долговременного хранения твёрдых радиоактивных отходов. Также были проведены расчёты по обоснованию радиационной безопасности операций извлечения твёрдых радиоактивных отходов из одного отсека хранилища высокоактивных отходов. Это позволило внести изменения в условия действия лицензии на право обращения с радиоактивными отходами при их хранении и переработке и запланировать опытные работы по их извлечению с целью перевода в состояние, приемлемое для передачи ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами».

Продолжены работы по обоснованию безопасности объектов использования атомной энергии. Детально рассмотрены потенциальные радиационные аварии, которые могут произойти при неблагоприятных исходных событиях на действующих объектах ядерного топливного цикла при транспортировании ядерных материалов. Показано, что даже в наихудших условиях протекания потенциальных аварийных ситуаций радиационная безопасность человека и окружающей среды будет обеспечена в соответствии с принципами, приведёнными в федеральном законе от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».

Расширена область применения метода Монте-Карло для решения прикладных задач. С использованием данного метода определены:

- ◆ границы ядерно опасных зон, места расположения датчиков системы сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции и параметры порогов срабатывания оповещения (для участков временного хранения отходов производства препарата молибдена-99 и регенерации урансодержащих осадков);
- ◆ оптимальные условия облучения в бассейне реактора СМ (для электродвигателей).

Начата разработка автоматизированной информационно-аналитической системы поддержки принятия решений при авариях на объектах института. Внедрение такой системы позволит минимизировать риск ошибок персонала при реагировании на нештатные ситуации на действующих объектах как во время проведения противоаварийных тренировок, так и в реальных ситуациях.

Проведён комплекс мероприятий по обеспечению экологической безопасности объектов института. Установлено отсутствие сверхнормативного антропогенного воздействия на компоненты окружающей среды.

Основным результатом выполнения запланированных в отчётном году работ по обеспечению ядерной, радиационной, экологической безопасности стала безаварийная эксплуатация объектов института. Подробнее о нарушениях в работе исследовательских ядерных установок за последние пять лет можно узнать из соответствующего ежегодного информационного бюллетеня отраслевого центра сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок (АО «ГНЦ НИИАР»).

В.В. Серебряков

ОБСЛЕДОВАНИЕ ПУНКТА ДОЛГОВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В АО «ГНЦ НИИАР» начаты работы по определению статуса отходов, которые находятся в хранилищах службы-комплекса по обращению с радиоактивными отходами. В качестве первоначального объекта исследования был выбран пункт долговременного хранения твёрдых радиоактивных отходов⁶⁸. Однако отнесение размещённых в хранилище радиоактивных отходов к особым или удаляемым возможно только после проведения дополнительного комплекса обследований и мероприятий, позволяющих принять обоснованное решение. С этой целью в отчётном году проведено обследование технического и радиационного состояния хранилища и прилегающей территории для того, чтобы получить информацию:

- ♦ о фактическом состоянии и характеристиках несущих и ограждающих строительных конструкций, облицовок, покрытий в отсеках хранилища, включая пристройки, и прилегающего грунта;
- ♦ о корректности ранее полученных результатов радиационного обследования места размещения хранилища и сложившейся радиационной обстановки на 2020 год;
- ♦ о радионуклидном и морфологическом составе, объёме размещённых радиоактивных отходов разных категорий и удельной активности отдельных радионуклидов.

Был проведён визуальный осмотр и оценка состояния хранилища, его отсеков и пристроек, определены прочностные и несущие характеристики железобетонных конструкций, состояние и остаточный ресурс строительных конструкций на 2020 год. Выполнены буровые работы для отбора образцов материалов строительных конструкций хранилища и вмещающих пород в его окрестности с целью проведения аналитического исследования физико-химических свойств, радиационных параметров и радионуклидного состава полученных образцов, а также для отбора образцов радиоактивных отходов из отсеков хранилища. Определены радионуклидный состав и удельная активность изотопов, формирующих радиационную обстановку на объекте, и проб радиоактивных отходов (спектрометрическим и радиохимическим методом), их морфологический состав. Проведены гамма-картаж вертикальных скважин, полученных при отборе образцов материалов строительных конструкций; вмещающих пород и радиоактивных отходов; приборное измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения и плотности потоков альфа- и бета-частиц от поверхности хранилища и прилегающей территории. Оценён объём средне- и высокоактивных радиоактивных отходов.

Инженерное и радиационное обследование было выполнено в необходимом и достаточном объёме, позволяющем определить фактическое состояние хранилища. Впервые проведено обследование массива радиоактивных отходов с отбором образцов методом бурения в каждом отсеке хранилища. На основе полученных результатов гамма-спектрометрического и радиохимического анализа проб из отсеков хранилища проведено классифицирование их содержимого и даны рекомендации по дальнейшему обращению с находящимися на объекте радиоактивными отходами. Также был определён срок службы хранилища: согласно расчётам и оценке остаточного ресурса строительных конструкций он составит 57 лет для основного хранилища и 37 лет — для пристроенных отсеков. В соответствии с рекомендациями над хранилищем и прилегающими пристройками было создано многослойное защитное покрытие, которое

⁶⁸ В.В. Авдониин, В.Д. Кизин, В.В. Маклаков и др. Обоснование отнесения находящихся в пункте хранения твёрдых радиоактивных отходов к особым. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 168–169. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — http://niiar.ru/sites/default/files/ngo_2017_sayt_0.pdf (дата обращения: 16.02.2021).

позволит исключить попадание атмосферных осадков и талых вод на железобетонные конструкции и увеличит рассчитанный остаточный ресурс объекта до десяти лет.

В.В. Серебряков, А.В. Мамонов, В.В. Давыдов, В.В. Колесник, Ю.А. Мамонова, С.Г. Разживин

РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТ ПО ОПЫТНОМУ ИЗВЛЕЧЕНИЮ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ИЗ ОТСЕКА ПУНКТА ХРАНЕНИЯ

В рамках действующего государственного контракта между АО «ГНЦ НИИАР» и государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» планируется провести опытное извлечение твёрдых радиоактивных отходов из отсеков хранилища средне- и высокоактивных отходов института. В отчётном году был подготовлен и отправлен на экспертизу в федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» пакет документов для получения лицензии на проведение данных работ.

Конструктивно хранилище представляет собой железобетонный бункер, разделённый на отсеки. Было выполнено радиационное обследование твёрдых радиоактивных отходов в отсеках и проведён анализ характеристик отходов, поступивших на хранение с 2007 по 2011 годы. Для проведения опытного извлечения твёрдых радиоактивных отходов был выбран один из отсеков. Результаты спектрометрических измерений при обследовании данного отсека показали, какие радионуклиды вносят основной вклад в мощность эквивалентной дозы. Суммарная активность и относительное содержание радионуклидов были установлены на основании паспортных данных отходов, поступивших на хранение в указанный отсек. Основываясь на информации о радионуклидном составе и активности отходов, с помощью программного средства MicroShield v9.05 выполнили оценку ожидаемой мощности эквивалентной дозы, создаваемой отходами в отсеке, с учётом их массогабаритных характеристик. По сравнению с результатами дозиметрического контроля рассчитанные значения эквивалентной дозы оказались значительно выше — примерно в 150–200 раз в зависимости от точки измерения. Наиболее вероятной причиной подобного расхождения может являться то, что при составлении паспортов на партии твёрдых радиоактивных отходов заносили информацию о дозообразующих радионуклидах с консервативной оценкой активности по результатам измерения мощности эквивалентной дозы, что не отображало наличия в отходах короткоживущих радионуклидов, активность которых значительно снизилась с момента их размещения в отсек. Реальная суммарная активность радионуклидов в отходах отсека была оценена путём нормировки расчётной мощности эквивалентной дозы на результаты дозиметрического контроля.

По разработанной технологии опытное извлечение будет выполнено группой специалистов, в которую войдут дозиметрист, машинист крана, водитель спецтранспорта и сортировщики твёрдых радиоактивных отходов. Работы будут включать извлечение твёрдых радиоактивных отходов с помощью грейфера, сортировку извлечённой партии, помещение в контейнеры и транспортировку в пункт контейнерного хранения. Облучение задействованного персонала как в штатных, так и в аварийных условиях работ будет складываться из внешнего облучения от извлечённых твёрдых радиоактивных отходов и радиоактивных аэрозолей, перешедших в воздух с поверхности упаковок отходов, а также внутреннего облучения от ингаляции этих радиоактивных аэрозолей.

С помощью программного средства MicroShield v9.05 была выполнена оценка мощности эквивалентной дозы на различных этапах работ в местах нахождения персонала. Оценку эффективной дозы облучения за один час нахождения в облаке радиоактивных аэрозолей выполняли согласно методическим рекомендациям [1]. Расчёты показали, что в штатных условиях работ (без повреждения первичной упаковки) эффективная доза облучения машиниста крана может составить 0,9 мЗв при плановом извлечении 10 м³ отходов, сортировщика твёрдых радиоактивных отходов — 1,6 мЗв, дозиметриста — 1,8 мЗв, водителя спецтранспорта — 0,1 мЗв. Эффективная доза облучения персонала в штатных условиях работы будет обусловлена внешним облучением от извлекаемых отходов, облучение от облака радиоактивных аэрозолей составит примерно 3 % от значений, указанных выше. Однако добиться на практике сохранения целостности первичной упаковки твёрдых радиоактивных отходов проблематично. При разгерметизации 10 % первичной упаковки вне отсека эффективная доза облучения персонала может возрасти на 130 мкЗв на каждый извлечённый кубометр отходов. Для исключения ингаляционной составляющей облучения персонала рекомендовано применять изолирующие средства защиты органов дыхания.

Проведённые инструментальные замеры показали, что скорость и направление движения воздушных потоков внутри здания хранилища соответствует требованиям стандарта [2]. Выход радиоактивных веществ за пределы здания, минуя специальную вентиляцию, практически исключён как при штатных условиях работы, так и при аварийных.

Расчёт облучения населения в результате выхода в высотную трубу радиоактивных аэрозолей, перешедших с поверхности первичной упаковки твёрдых радиоактивных отходов, проводили с помощью аттестованного программного средства «Нострадамус» для наиболее консервативных погодных условий [3]. Расчёты показали, что облучение населения при штатных условиях работы будет существенно меньше 1 мкЗв за год с учётом пищевых цепочек.

Были рассмотрены возможные нарушения штатных условий извлечения. Наихудшие радиационные последствия для персонала и населения возможны в случае падения контейнера с твёрдыми радиоактивными отходами при транспортно-технологических операциях. В таком случае облучение отдельных лиц из числа задействованного персонала при консервативных предположениях может составить 8 мЗв (7 мЗв за счёт ингаляционного поступления). Облучение населения за пределами санитарно-защитной зоны и остального персонала на территории промплощадки не превысит 1 мкЗв.

Таким образом, облучение населения и персонала при проведении опытного извлечения твёрдых радиоактивных отходов из отсека хранилища не превысит допустимые уровни, установленные в документе [4]. Использование изолирующих средств защиты органов дыхания позволит минимизировать эффективную дозу облучения персонала как в штатных условиях работы, так и в случае их нарушения.

Список литературы

1. МР 2.6.1.0063-12 [Электронный ресурс]. Методические рекомендации. Контроль доз облучения населения, проживающего в зоне наблюдения радиационного объекта, в условиях его нормальной эксплуатации и радиационной аварии. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293784/4293784938.pdf> (дата обращения: 20.02.2021).
2. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. — 83 с.
3. Кизин В.Д., Юсупов А.Н., Михайлов П.А. Анализ и актуализация отчётов по обоснованию радиационной безопасности исследовательских ядерных установок // Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 188–191. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим

доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 20.02.2021)

4. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

А.Н. Юсупов, В.П. Гордеев, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов⁶⁹, А.И. Губкина

ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ИНСТИТУТА

В отчётном году была выдана лицензия Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору на эксплуатацию объектов ядерного топливного цикла АО «ГНЦ НИИАР». При подготовке необходимых для принятия решения документов были актуализированы отчёты по обоснованию безопасности объектов, в том числе и в области радиационной безопасности. В них были внесены новые сведения о характеристиках источников ионизирующего излучения на этапах технологического производства, допустимых уровнях загрязнения и критериях для принятия решений о защитных мероприятиях для ограничения радиационных последствий аварий в соответствии с действующими нормативными документами в области радиационной безопасности. Был проведён анализ технологических операций на объектах ядерного топливного цикла на соответствие требованиям безопасности [1]. На основании результатов анализа путей протекания аварий сделан вывод, что основными причинами аварий могут служить отказ оборудования и / или ошибки персонала. Были выделены наиболее опасные этапы технологических процессов, подробно рассмотрен сценарий протекания аварий, проведена оценка облучения персонала и населения. При этом использовали опубликованные данные (например, [2, 3]) о коэффициентах перехода радиоактивных аэрозолей из твёрдой и жидкой среды. Для расчёта распространения радионуклидов в атмосфере и оценки облучения населения применяли аттестованное программное средство «Нострадамус». Эффективную дозу внутреннего облучения населения за счёт потребления загрязнённых пищевых продуктов определяли в соответствии с методологическим подходом работы [4].

При проведении расчётных оценок были приняты следующие допущения:

- ◆ суммарная активность радионуклидов в выбросе оценивали без учёта осаждения аэрозолей на поверхности стенок труб вентиляционной системы;
- ◆ было предположено, что эффективность фильтров вентиляционной системы меньше реальной не менее чем в сто раз;
- ◆ расчёт распространения радиоактивного облака в окружающей среде проводили с использованием метеорологических параметров, при которых радиационные последствия на границе санитарно-защитной зоны (примерно 3 км от трубы вентиляционного центра) максимальны [5];
- ◆ не были учтены факторы антропогенного уменьшения дозы облучения населения.

Допущения, принятые при проведении оценок, носят консервативный характер, поэтому полученные расчётные значения эффективной дозы облучения населения следует рассматривать как максимально возможные.

В таблице 5.1 представлены результаты оценки радиационных последствий наиболее тяжёлых рассмотренных проектных аварий для каждого из объектов ядерного топливного цикла

⁶⁹ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

института. Расчёты показали, что эффективная доза облучения персонала и населения не превысит основных пределов доз [6]. Радиоактивное загрязнение поверхностей за пределами санитарно-защитной зоны возможно только в результате пожара в радиационно-защитном боксе на участке производства молибдена отделения радионуклидных источников и препаратов. Оно будет обусловлено короткоживущими радионуклидами йода. Радиационные последствия данной аварии будут представлять опасность для населения лишь в вегетационный период.

Таблица 5.1

Радиационные последствия проектных аварий

Авария	Суммарная активность выброса в окружающую среду, Бк	Максимальная эффективная доза облучения, мкЗв		Уровень поверхностного загрязнения на границе санитарно-защитной зоны, Бк/м ²
		персонала	населения	
Возгорание аэрозольного фильтра радиационно-защитной камеры отделения радиохимических технологий	$6,0 \cdot 10^2$	3 400,0	Менее 1,0	—*
Пожар в защитном боксе отделения радионуклидных источников и препаратов	$3,3 \cdot 10^{10}$	42,0	Менее 1,0	220,0
Просып ядерного материала на столешницу радиационно-защитной камеры отделения топливных технологий	$2,5 \cdot 10^4$	3 100,0	Менее 1,0	—*

* Загрязнение поверхности не превысит фоновых значений.

Результаты анализа безопасности технологических процессов объектов ядерного топливного цикла показали, что наиболее тяжёлые радиационные последствия ожидаются в результате запроектной аварии — возникновения самоподдерживающейся цепной реакции. Согласно результатам расчёта радиационные последствия аварии с возникновением самоподдерживающейся цепной реакции для рассмотренных объектов ядерного топливного цикла института сопоставимы. Максимальное значение активности газоаэрозольного выброса в результате аварии не превысит $8,7 \cdot 10^{14}$ Бк (с общим количеством делений ядер при самоподдерживающейся цепной реакции — 10^{18} [7]). Активность радионуклидов в выбросе будет обусловлена инертными радиоактивными газами (изотопами криптона и ксенона).

Ожидаемая эффективная доза облучения населения составит не более 21 мкЗв за первый год после аварии и будет обусловлена излучением короткоживущих радионуклидов на загрязнённой поверхности. Ожидаемая доза облучения, поглощённая персоналом, находящимся в аварийном помещении, может составить 1,4 Гр и будет обусловлена внешним воздействием мгновенного нейтронного излучения и гамма-излучения в результате реакции деления. Ожидаемая поглощённая персоналом доза в смежных с аварийным помещениях не превысит 0,1 Гр.

Таким образом, в случае реализации любой из рассмотренных аварий, облучение населения не превысит 1 мЗв — основного предела дозы для населения, установленного в нормативе [6]. Облучение персонала группы А⁷⁰ может превысить основной предел доз только в случае возникновения запроектной аварии с самоподдерживающейся цепной реакцией.

⁷⁰ Здесь и далее персонал группы А — лица, непосредственно работающие с техногенными источниками излучения. — Прим. ред.

Список литературы

1. НП-016-05 [Электронный ресурс]. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293852/4293852243.htm> (дата обращения: 19.02.2021).
2. Кузьмин И.В., Хренов А.Л. Методы определения выхода радиоактивных веществ из продуктов резки твэлов АМ // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР». — Дмитровград, 2010. № 2. — С. 53–60.
3. Серебряков В.В. Обоснование радиационно-экологической безопасности демонстрационного замкнутого топливного цикла реактора БОР-60: диссертация на соискание учёной степени кандидата технических наук: 05.14.03. — Дмитровград: ФГУП «ГНЦ НИИАР», 2006. — 94 с. — Также доступна на сайте dissercat.com. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.dissercat.com/content/obosnovanie-radiatsionno-ekologicheskoi-bezopasnosti-demonstratsionnogo-zamknutogo-toplivnog> (дата обращения: 05.04.2021).
4. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1991. — 256 с.
5. Кизин В.Д., Юсупов А.Н., Михайлов П.А. Анализ и актуализация отчётов по обоснованию радиационной безопасности исследовательских ядерных установок. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 188–191. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 19.02.2021).
6. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
7. НП-063-05 [Электронный ресурс]. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293850/4293850533.htm> (дата обращения: 19.02.2021).

В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов⁷¹

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙ С ТЕЧАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ КОНТУРА ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРА ВК-50

Максимальные радиационные последствия аварий на исследовательской ядерной установке ВК-50 связаны с возможными течами теплоносителя в центральный зал реактора, вызванными:

- ◆ частичным разрывом канала ионизационной камеры;
- ◆ мгновенным поперечным разрывом полного сечения трубопровода подачи воды на охлаждение механизмов системы управления и защиты.

Для указанных аварий поверхностная активность вследствие загрязнения почвы радиоактивными продуктами деления на границе санитарно-защитной зоны не превысит 150 Бк/м², воз-

⁷¹ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

можное облучение населения от потребления пищевых продуктов — 10 мкЗв в год [1], а доза внешнего облучения от поверхности, загрязнённой долгоживущими радионуклидами — 1 мкЗв в год. Облучение населения за время прохождения радиоактивного облака может составить примерно 0,2 мкЗв. Годовая эффективная доза облучения населения значительно ниже квоты от предела дозы 70 мкЗв/г при нормальной эксплуатации радиационного объекта.

Расчёты показали, что вероятность аварийной ситуации с выбросом радиоактивных продуктов деления не превышает 10^{-7} в год [2]. Вероятность аварии с отключением электропитания от теплоэлектроцентрали с независимым отказом энергосистемы, комплекса аварийного расхолаживания и насоса борного бака составляет $8,3 \cdot 10^{-8}$ в год. Однако даже в этом случае авария протекает очень медленно вследствие значительного количества запасов воды в корпусе реактора, гидроёмкости и других системах аварийного охлаждения. При вводе в действие как минимум одного канала охлаждения реактора перегрев топлива исключается, а выброс радиоактивных веществ в окружающую среду снижается до уровня, не требующего принятия решения о проведении мероприятий по защите населения [3].

Список литературы

1. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник. — М.: Атомиздат, 1991. — 256 с.
2. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
3. НП-033-01 [Электронный ресурс]. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293842/4293842067.htm> (дата обращения 22.03.2021).

В.Д. Кизин, П.А. Михайлов⁷²

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Введение нового нормативного документа [1] потребовало рассмотрения дополнительного перечня возможных исходных событий аварий (с указанием путей их протекания) и анализа радиационной безопасности при транспортировании ядерных материалов. Исходными событиями рассмотренных аварий являются отказы оборудования, систем или их отдельных элементов; ошибки персонала; внешние воздействия природного и техногенного происхождения; террористические акты (целенаправленные действия по выведению из строя оборудования, систем, защитных барьеров).

Для детального рассмотрения методом экспертных оценок отбирали исходные события и сценарии аварий, которые не только имеют наибольшую вероятность возникновения, но и могут иметь наихудшие радиационные последствия. Согласно результатам расчёта радиационных последствий и оценки их тяжести наиболее дозозатратной является авария, при которой происходит повреждение защитной оболочки упаковки с оголением и рассыпанием перевозимого ядерного материала. Это может произойти при столкновении автомобилей или другом внешнем воздействии (ударная волна, пожар и прочее). В результате реализации исходного события

⁷² Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

транспортное средство и близлежащие территории будут загрязнены альфа-излучающими радионуклидами. Возможен рост мощности эквивалентной дозы около повреждённой упаковки и объёмной активности ядерных материалов в воздухе над загрязнённой поверхностью вследствие вторичного подъёма аэрозолей.

При проведении расчётов консервативно было принято, что за пределы разрушенной упаковки выброшено (рассыпано) всё её содержимое (в том числе примерно 10 кг урана-235; из которого около 10 % мелкодисперсной фракции порошка (приблизительно 1 кг)). Активность урана-235 в выбросе — 10^9 Бк.

Вторичный ветровой подъём мелкодисперсной составляющей части рассыпавшихся ядерных материалов может перенести их на расстояние, которое будет определяться соответствующими погодными условиями. Вследствие вдыхания загрязнённого воздуха вблизи источника возможно облучение персонала, задействованного в ликвидации последствий аварии и отдельных лиц из населения. Для расчёта распространения радиоактивных аэрозолей в атмосфере и оценки облучения населения было использовано аттестованное программное средство «Нострадамус». Оценку облучения населения за счёт потребления загрязнённых пищевых продуктов проводили согласно методологическому подходу, описанному в справочнике [2]. Расчёты радиационных последствий показывают, что облучение от радиоактивного облака не несёт серьёзной опасности для населения (доза облучения — менее 0,03 мЗв). Значительную опасность представляет загрязнение поверхности земли сельскохозяйственного назначения. За счёт потребления загрязнённых продуктов питания облучение населения может превысить 5,5 мЗв. Площадь зоны загрязнения, в которой эффективная доза облучения за счёт пищевых цепочек отдельных лиц из населения составит более 1 мЗв, достигнет примерно 0,7 км². Эта зона загрязнения будет находиться на некотором удалении (приблизительно 250 м в направлении ветра) от места аварии. Исходное событие приведёт к повреждению всех уровней глубокоэшелонированной защиты (консервативный подход), поэтому данная авария может быть отнесена к третьему уровню по международной шкале ядерных событий ИНЕС. Вероятность такой аварии [3] составляет $3,1 \cdot 10^{-7}$ км⁻¹.

При других авариях, не связанных с повреждением защитной оболочки упаковки, облучение населения и персонала не превысит основные пределы доз, установленные в НРБ-99/2009 [4].

В нормальных условиях перевозки исключён выход радиоактивных продуктов во внешнюю среду. Эффективная доза облучения персонала определяется излучением от упаковок с ядерными материалами. Среднее значение эффективной дозы облучения персонала, задействованного в транспортных операциях с ядерными материалами, за 2019 год составила 0,21 мЗв. Максимальное значение эффективной дозы облучения было выявлено у водителя транспортного средства, перевозящего ядерные материалы, и оно составило 5,45 мЗв.

Таким образом, облучение персонала и населения в нормальных условиях не превышает основных пределов доз, установленных в документе [4]. Анализ аварийных ситуаций показал, что превышение основных пределов доз возможно только в случае повреждения защитной оболочки контейнера в результате столкновения автомобилей или другого внешнего воздействия.

Список литературы

1. РБ-163-19 [Электронный ресурс]. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по составу и содержанию отчёта по обоснованию безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами при их транспортировании. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293724/4293724641.htm> (дата обращения: 25.02.2021).

2. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1991. — 256 с. ISBN 5-283-03025-3.
3. Анализ безопасности установок и технологий: Методическое пособие по проблемам регулирования риска / под общ. ред. канд. техн. наук С.В. Петрина. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2006. — 107 с.
4. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

В.Д. Кизин, П.А. Михайлов⁷³, А.Н. Юсупов

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА МОНТЕ-КАРЛО ПРИ РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТА СИСТЕМЫ АВАРИЙНОЙ СИГНАЛИЗАЦИИ О ВОЗНИКНОВЕНИИ САМОПОДДЕРЖИВАЮЩЕЙСЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ

Согласно требованиям нормативных документов [1, 2] при проектировании системы аварийной защиты о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции должны быть определены и подтверждены расчётом границы ядерно опасной зоны. Рекомендуемая для проведения таких расчётов методика [2] основана на данных о кратности ослабления мгновенного нейтронного и гамма-излучения основных конструкционных материалов. При этом не учитывается пространственное расположение и элементный состав экранирующих материалов, что может привести к занижению результатов.

Современные технические средства позволяют использовать расчётные коды, в основе которых лежит метод Монте-Карло, для решения уравнения переноса нейтронов и гамма-излучения в веществе. При расчёте границ ядерно опасной зоны объектов института в настоящее время применяют расчётный код SCALE 6.2.4. Опыт его использования показал, что расчётные оценки радиационных полей удовлетворительно согласуются с эмпирическими значениями [3]. Оценка границы ядерно опасной зоны с помощью расчётного кода SCALE проходит в два этапа. На первом — с помощью модуля KENO-VI проводят анализ критичности и построение пространственно-энергетического распределения частиц на основе данных о материальном составе системы. На втором — с помощью модуля MAVRIC выполняют расчёт ослабления излучения экранирующими элементами с применением трёхмерной модели ядерно опасного участка и детальной информации о составе материалов. В качестве информации об источнике излучения модуль MAVRIC использует пространственно-энергетическое распределение частиц, полученное на первом этапе.

В отчётном году было выполнено две работы по определению границ ядерно опасных зон в рамках проектирования системы аварийной защиты о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции на участках временного хранения отходов производства препарата молибдена-99 и регенерации урансодержащих осадков. Расчёты выполнены в предположении, что происходит деление 10^{18} ядер (согласно требованиям стандарта [2]) и проведены до достижения статистической неопределённости не более 5 % во всех точках возможного нахождения персонала.

⁷³ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

Участок временного хранения отходов производства (диураната натрия) препарата молибдена-99 планируют разместить внутри радиационно-защитной камеры. Биологическая защита камеры выполнена из тяжёлого бетона плотностью $4,2 \text{ г/см}^3$. Толщина стен камеры составляет 1 250 мм. В месте установки смотровой системы биологическая защита имеет утонение до 500 мм. Для компенсации ослабления со стороны операторского помещения защита в месте утонения дополнена чугуном толщиной 300 мм. Смотровая система состоит из радиационно-защитных стёкол толщиной по 450 мм. Критическую систему моделировали в виде сферы на поверхности столешницы камеры на расстоянии одного метра от плоскости внутренней поверхности смотровой системы. Параметры системы (размеры, плотность, температура и прочее) подбирали с учётом равенства единице эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Результаты расчёта показали, что в операторском помещении поглощённая доза при самоподдерживающейся цепной реакции может составить 0,1 Гр в пределах двух метров от смотровой системы и менее 0,1 Гр — в смежных помещениях. Поэтому в соответствии со стандартом [2] ядерно опасная зона была установлена на границе операторского помещения радиационно-защитной камеры. Из-за значительного поглощения излучения в биологической защите блоки детектирования системы аварийной защиты о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции необходимо размещать максимально близко к контролируемому участку. В соответствии с рекомендациями [2] при экранировании излучения тяжёлым бетоном толщиной 0,5 м расстояние между блоками детектирования и вероятной точкой возникновения самоподдерживающейся цепной реакции не должно превышать 3 м. На основании этого была дана рекомендация установить блоки детектирования по обе стороны смотровой системы в операторском помещении. Порог срабатывания при указанных условиях не должен превышать $0,3 \text{ мкГр/с}$ [2]. Применяемые измерители-сигнализаторы имеют дискретные пороги срабатывания. Из представленных в руководстве по эксплуатации значений было выбрано наиболее подходящее — $0,21 \text{ мкГр/с}$.

Действующий участок регенерации урансодержащих осадков планируется дополнить цепочкой радиационно-защитных боксов, выполненных из нержавеющей стали толщиной 2,5 мм. Поскольку материал боксов практически не обеспечивает защиту от нейтронного и гамма-излучения, при разработке трёхмерной модели необходимо учитывать детальную планировку здания. Его внешние стены выполнены из строительного бетона плотностью $2,2 \text{ г/см}^3$ и толщиной 240 мм, внутренние — выложены из силикатного кирпича плотностью $1,1 \text{ г/см}^3$ и толщиной 120 мм. Межэтажные перекрытия здания представляют собой композицию строительных материалов: 10 мм цементной стяжки ($1,4 \text{ г/см}^3$), 135 мм шлакобетона ($1,5 \text{ г/см}^3$), 220 мм железобетона ($2,2 \text{ г/см}^3$). Техническое оборудование и другие предметы обстановки в помещениях не учитывали. Критическую систему моделировали в виде сферы из диоксида урана на поверхности столешницы бокса. Как и в предыдущем случае, параметры системы подбирали так, чтобы значение эффективного коэффициента размножения нейтронов было равно единице. В результате расчёта получено пространственное распределение внутри здания поглощённой дозы из-за возникновения самоподдерживающейся цепной реакции и установлено, что ядерно опасная зона должна включать отдельные помещения подвального, первого и второго этажей. Поглощённая доза на третьем этаже здания будет меньше 0,1 Гр.

По стандарту [2] порог срабатывания блоков детектирования не должен превосходить $0,3/r^2 \text{ мГр/с}$, где r — расстояние от места возможного возникновения самоподдерживающейся цепной реакции до блоков детектирования при отсутствии экранирования излучения. Анализ показал, что минимально возможное расстояние до ближайшего места предполагаемого расположения блоков детектирования составляет 6 м. Максимально возможное удаление предполагаемого места установки блоков детектирования составляет 12 м. В указанных пределах изменения расстояния r верхняя граница порога срабатывания может колебаться от 2,1 до $8,3 \text{ мкГр/с}$. Применяемые измерители-сигнализаторы в указанном диапазоне имеют дискрет-

ные пороги срабатывания 7,0 и 2,1 мкГр/с. Учитывая неопределённость в месте размещения блоков детектирования, была дана рекомендация о выборе значения порога срабатывания, равного 2,1 мкГр/с.

Выполненные расчётные оценки показали применимость метода Монте-Карло для определения границ ядерно опасной зоны при разработке проектов системы аварийной защиты о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции. Данный подход позволил получить детальную картину распределения поглощённой дозы с учётом информации о планировке помещений и материальном составе конструкций здания. Однако такой подход, в отличие от методических рекомендаций, представленных в стандарте [2], требует значительных вычислительных ресурсов и времени для получения результатов с удовлетворительной точностью.

Список литературы

1. НП-063-05 [Электронный ресурс]. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293850/4293850533.htm> (дата обращения: 19.02.2021).
2. СТО 95 12004-2017 [Электронный ресурс]. Общие правила проектирования и эксплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления и организации мероприятий по ограничению её последствий (ПБЯ-06-10-2017). — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293739/4293739399.pdf> (дата обращения: 25.02.2021).
3. Юсупов А.Н., Кизин В.Д., Михайлов П.А. и др. Дозовые характеристики гамма-излучения источника на основе радионуклида хрома-51 // Вестник Димитровградского инженерно-технологического института, 2020. № 1. С. 5–14.

А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов⁷⁴, А.И. Губкина, Б.М. Галицкий

РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАДИАЦИОННЫХ ИСПЫТАНИЙ

К оборудованию, которое работает в условиях ионизирующего излучения, предъявляют особые требования по радиационной стойкости. В отчётном году были выполнены радиационные испытания электродвигателей ДАР-2,2 и WEG W22 160L-02 с использованием высокоактивных источников на основе кобальта-60.

Порядок проведения испытаний двигателя ДАР-2,2 представлен в работе [1]. Для выбора условий облучения были проведены расчёты с помощью модуля MAVRIC расчётного кода SCALE 6.2.4, в котором реализован метод Монте-Карло. Результаты расчётов с использованием подробной трёхмерной модели позволили выбрать оптимальное относительное расположение двигателя и источника излучения, а также определить, что мощность поглощённой дозы при этом будет равна примерно $4,3 \cdot 10^3$ Гр/ч. Величина статистической неопределённости расчёта составила 2 %. Проведённые перед началом испытаний подтверждающие измерения с помощью

⁷⁴ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

дозиметра показали, что при заданной геометрии мощность поглощённой дозы составила $5,0 \cdot 10^3$ Гр/ч при относительной неопределённости измерений ± 15 %.

Испытания двигателя WEG W22 160L-02 было решено проводить в радиационно-защитной камере здания реакторной установки СМ. Мощность поглощённой дозы при этом должна была составить примерно $1,0 \cdot 10^3$ Гр/ч на клеммной коробке вывода проводов. Предварительные расчёты показали, что наиболее подходящим будет источник активностью $1,2 \cdot 10^{14}$ Бк при условии его размещения вплотную к корпусу двигателя. Расчёт мощности поглощённой дозы от выбранного источника проводили с помощью программного средства MicroShield v9.05, в котором реализованы общепринятые методы инженерных расчётов мощности поглощённой дозы гамма-излучения с применением аналитических формул и известных коэффициентов перевода плотности потока. Источник моделировали в виде цилиндра с размерами, соответствующими реальному. Результаты расчёта показали, что выбранный источник при рассматриваемой геометрии облучения создаст в интересующей точке мощность поглощённой дозы примерно $9,3 \cdot 10^2$ Гр/ч. Неопределённость результатов расчёта зависит от фактора накопления и составляет не более 20 % [2]. Проведённые перед началом испытаний подтверждающие измерения с помощью дозиметра показали, что при заданной геометрии мощность поглощённой дозы составила $9,4 \cdot 10^2$ Гр/ч при относительной неопределённости измерений ± 15 %.

Расчётные оценки, выполненные с помощью программных средств SCALE 6.2.4 и MicroShield v9.05, показали удовлетворительное совпадение с результатами дозиметрических измерений. Это позволило выбрать необходимые условия и провести радиационные испытания электродвигателей ДАР-2,2 и WEG W22 160L-02 в соответствии с заданными требованиями.

Список литературы

1. Калинина Н.К., Ильиных Г.А., Белов А.В. и др. Радиационные испытания электродвигателя ДАР-2.2. — Настоящий отчёт, с. 29–31.
2. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: справочник — 4-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1995. — 496 с.

А.Н. Юсупов, М.О. Громов, А.И. Губкина

РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ ПРИ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ

При возникновении аварийной ситуации на исследовательских ядерных установках руководство организации принимает решение о необходимости проведения защитных мероприятий. При этом существенным является фактор времени. Исключительное значение имеет стратегия оценки радиационной обстановки. Её результаты важны для своевременного принятия решений о необходимости тех или иных мер, которые могут существенно снизить радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду. На данный момент большая часть работы по оценке радиационных последствий аварийной ситуации возложена на персонал, из-за чего существует вероятность значительной задержки обоснования необходимости применения защитных мероприятий. Для максимального исключения человеческого фактора и сокращения времени реагирования необходимо разработать автоматизированную информационно-

аналитическую систему поддержки принятия решений при возникновении аварийных ситуаций. Основные задачи, которые должна решать такая система: обнаружение и идентификация типа аварийной ситуации, оценка радиационных последствий; визуализация результатов измерений и расчётов параметров; выдача рекомендаций по реализации защитных мероприятий. Исследовательская ядерная установка БОР-60 выбрана для разработки пилотного варианта автоматизированной информационно-аналитической системы поддержки принятия решений.

На основании данных, получаемых от систем: технологического контроля, контроля герметичности оболочек твэлов, радиационного контроля здания и контроля радиационной обстановки в районе метеостанции, разрабатываемая система будет моделировать развитие аварийной ситуации. При превышении значений контролируемых параметров эксплуатационных пределов должен определяться факт отклонения от нормальной эксплуатации, а при превышении пределов безопасной эксплуатации — факт возникновения аварийной ситуации. Для каждого типа аварийной ситуации сформулированы критерии, на основании которых происходит его идентификация. Автоматизированной информационно-аналитической системой поддержки принятия решений будет рассматриваться пять групп аварий, представленных в отчёте по обоснованию безопасности реактора БОР-60, которые принципиально отличаются радионуклидным составом и активностью выброса радиоактивных веществ:

- 1) разгерметизация трубопровода первого контура, не защищённого страховочным кожухом (основной критерий аварийной ситуации — сигнализация протечек натрия в помещения первого контура);
- 2) разрыв трубопровода, не защищённого страховочным кожухом, одной из петель первого контура (основной критерий аварийной ситуации — сигнализация протечек натрия в помещения первого контура);
- 3) плавление одной тепловыделяющей сборки и разгерметизация трубопровода первого контура (основной критерий аварийной ситуации — сигнализация протечек натрия и величина суммарной активности инертных радиоактивных газов в газовой полости реактора);
- 4) плавление топлива при работе реактора на номинальной мощности (основной критерий аварийной ситуации — суммарная активность инертных радиоактивных газов в газовой полости реактора);
- 5) запроектные аварии (необходимы, когда определён факт возникновения аварийной ситуации, но не определён её тип).

После обнаружения аварийной ситуации и определения её типа автоматизированная информационно-аналитическая система поддержки принятия решений должна оценить радиационные последствия. У пользователей должен быть доступ к оценке радиационных последствий на протяжении всего времени развития аварийной ситуации и визуализации распространения радиоактивных веществ на местности. Оценка радиационных последствий должна проводиться в несколько этапов:

- I. Оценка радиационных последствий аварийной ситуации с заданными радионуклидным составом и активностью выброса радиоактивных веществ. Расчёт радиационных последствий проводят для каждого типа аварийной ситуации с помощью аттестованной компьютерной системы «Нострадамус» при наихудших для распространения радиоактивных веществ на местности метеорологических условиях. Данный этап применяется как оценка радиационных последствий в первоначальный момент возникновения аварийной ситуации.
- II. Оценка радиационных последствий аварийной ситуации с заданным радионуклидным составом и оценённой активностью повышенного поступления радиоактивных веществ. Для каждого типа аварийной ситуации были рассчитаны коэффициенты, связывающие значение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в высотной трубе вентиляционного центра с суммарной активностью повышенного выброса радиоактивных веществ. Данный

этап применяется как уточнённая оценка радиационных последствий при получении автоматизированной информационно-аналитической системой поддержки принятия решений большего числа параметров, характеризующих протекание аварийной ситуации.

- III. Оценка радиационных последствий с использованием измеренной активности, радионуклидного состава выброса радиоактивных веществ через высотную трубу вентиляционного центра и метеопараметров. Для получения оперативной оценки возможных доз облучения населения при известном радионуклидном составе выброса радиоактивных веществ и его активности должна использоваться программа «Нострадамус» (в программу вводят измеренные значения параметров). Программа осуществляет прогнозирование распределения дозовой нагрузки на персонал и население в результате аварийной ситуации.

На основании значений прогнозируемой эффективной дозы автоматизированная информационно-аналитическая система поддержки принятия решений должна выдавать рекомендации для руководящего персонала по необходимости применения защитных мероприятий, основываясь на критериях, приведённых в документе⁷⁵.

Создание и внедрение автоматизированной информационно-аналитической системы поддержки принятия решений позволит на основании результатов измерений и расчётных оценок сделать вывод о необходимости проведения тех или иных защитных мероприятий. Данная система будет полезна для руководителей, так как сократит время реагирования за счёт автоматизации работы специалистов в условиях сжатых сроков.

А.И. Губкина, В.Д. Кизин, А.А. Гончар, А.Н. Юсупов, В.В. Авдонин

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПОДРАЗДЕЛЕНИЙ ИНСТИТУТА

В отчётном году выполняли различные работы по обеспечению природоохранной деятельности и экологической безопасности предприятия. Подготовлены отчёты:

- ◆ содержащие анализ об экологической безопасности общества, состояния недр и подземной воды на промплощадке, о влиянии внешних природных и техногенных воздействий на объекты использования атомной энергии, метеорологических и сейсмических особенностей района размещения;
- ◆ об организации и результатах осуществления производственного экологического контроля на объектах, оказывающих негативное воздействие на окружающую среду;
- ◆ о результатах мониторинга состояния окружающей среды на территории объекта размещения отходов (шламохранилище № 3 теплоэлектроцентрали) и в пределах его воздействия.

Выполнен значительный объём природоохранных мероприятий:

- ◆ сформирована справка о соответствии АО «ГНЦ НИИАР» требованиям в области охраны окружающей среды;

⁷⁵ НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

- ◆ разработаны планы мероприятий по уменьшению выбросов загрязняющих веществ в атмосферный воздух в периоды неблагоприятных метеорологических условий на промплощадках;
- ◆ заключены два договора на определение острой и хронической токсичности, микробиологических и паразитологических показателей сточных и поверхностных вод в районе института;
- ◆ получена рыбохозяйственная характеристика Черемшанского залива Куйбышевского водохранилища на участке водопользования АО «ГНЦ НИИАР», составленная ФГБУ «Главрыбвод»;
- ◆ оформлены и представлены в уполномоченные федеральные органы исполнительной власти первичные статистические данные института за год по формам федерального статистического наблюдения;
- ◆ подтверждено соответствие системы экологического менеджмента института требованиям Международной организации по стандартизации.

С целью обеспечения благоприятной окружающей среды на территории промплощадок института выполнены работы по организации обращения с отходами потребления и производства:

- ◆ заключены семь договоров на оказание услуг по сбору и транспортированию отходов АО «ГНЦ НИИАР», в том числе по сбору и размещению отходов IV и V классов опасности⁷⁶, для чего разработано техническое задание;
- ◆ проведены семь проверок-обследований мест накопления отходов производства и потребления подразделений, территории промплощадок, санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения института, водоохранной зоны и зоны санитарной охраны водных объектов для оценки соответствия их состояния и содержания санитарно-гигиеническим и экологическим требованиям нормативных правовых актов Российской Федерации, а также локальных нормативных актов института;
- ◆ выполнены биотестирование и установление компонентного состава отходов;
- ◆ разработан и утверждён паспорт отходов-оросителей из поливинилхлорида и начат поиск оператора по обращению с ними;
- ◆ выполнена паспортизация отходов I–IV классов опасности.

Основным результатом работы по обеспечению экологической безопасности стало отсутствие в отчётном периоде превышения нормативов качества компонентов окружающей среды, а также поступления загрязняющих веществ в атмосферный воздух.

Сформирован и утверждён план мероприятий по охране окружающей среды на 2021 год. Разработаны десятилетняя программа развития института по обеспечению природоохранной деятельности (экологической безопасности) управления защиты окружающей среды на период с 2021 по 2030 годы и инструкции по заполнению форм приказа Минприроды России применительно к водопользованию. Подготовлены и направлены в АО «Наука и инновации» исходные данные для расчёта экологической эффективности природоохранной деятельности предприятия.

Лабораториями, осуществляющими экологический и радиационный мониторинг, выполнена процедура прохождения компетентности с расширением области аккредитации; написано,

⁷⁶ Класс опасности вредных веществ — условная величина, предназначенная для упрощённой классификации потенциально опасных веществ. Класс опасности устанавливается в соответствии с нормативными отраслевыми документами. В Российской Федерации по степени влияния на окружающую среду и вредному воздействию установлено пять классов опасности отходов производства и жизнедеятельности человека:

- класс I — чрезвычайно опасные: степень вредного воздействия на окружающую среду отходов этого класса характеризуется как очень высокая, в результате накопления таких отходов происходят необратимые нарушения в экологической системе, а период её восстановления отсутствует;
- класс II — высокоопасные: степень вредного воздействия оценивается как высокая, экологическое равновесие системы сильно нарушается, а период восстановления системы и её компонентов составляет не менее 30 лет после полного устранения источника воздействия;
- класс III — умеренно опасные: средняя степень вредного воздействия с периодом самовосстановления от 10 лет после снижения уровня воздействия;
- класс IV — малоопасные: установлена низкая степень вредного воздействия на природную среду, а период восстановления составляет от трёх лет;
- класс V — практически неопасные: степень воздействия — очень низкая, экологическая система и её компоненты не нарушены. — Прим. ред.

согласовано и утверждено руководство по качеству на основе нового межгосударственного стандарта; успешно проведены регламентные работы по определению загрязняющих веществ в природных водах, сточных водах, атмосферном воздухе, промышленных выбросах, почве.

В рамках экологического мониторинга выполнены необходимые химические анализы сточных и природных вод, почвы, воздуха. Были произведены отборы для контроля загрязнения воздуха, атмосферных осадков в зоне влияния предприятия. Обновлено климатические характеристики района расположения площадки института. Для центра по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды Ульяновска подготовлена информация в виде таблиц за 2020 год.

Были выполнены работы по сейсмологическому мониторингу района размещения института. Полученная информация использована в отчётах:

- ◆ по анализу внешних природных и техногенных воздействий на объекты использования атомной энергии и объекты ядерного топливного цикла института, а также обоснованию их безопасности;
- ◆ по подготовке проектной документации на объекты капитального строительства.

В рамках обоснования экологической безопасности объектов в отчётном году выполнены значимые для развития и устойчивости института работы:

- ◆ входной контроль и предоставление информации АО «Государственный специализированный проектный институт» для подготовки перечня мероприятий по охране окружающей среды;
- ◆ разработка проектной документации по техническому перевооружению реакторной установки БОР-60 и участие в выполнении проектных работ по её реконструкции;
- ◆ работа с материалами экспертизы документации по реакторным установкам ВК-50, РБТ-6 и РБТ-10/2;
- ◆ входной контроль перечня мероприятий по охране окружающей среды (в составе проектной документации «Разработка проекта по замене сети электроснабжения объектов АО "ГНЦ НИИАР"»);
- ◆ входной контроль проектной документации по замене сети электроснабжения объектов института с внесёнными изменениями, полученными от ООО «ТюменьЭнергоПроект».

Все выполненные работы обеспечили соблюдение природоохранных требований и условий законодательства Российской Федерации и экологической безопасности. Антропогенное воздействие экспериментальных установок, стендов и объектов инфраструктуры на компоненты окружающей среды не превысило установленных санитарно-гигиенических нормативов и фоновых значений химического и радиоактивного загрязнения.

О.А. Ахремочкина, В.В. Серебряков, А.М. Соболев

НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СОДРУЖЕСТВА НЕЗАВИСИМЫХ ГОСУДАРСТВ В 2020 ГОДУ

АО «ГНЦ НИИАР» является базовой организацией государств — участников Содружества Независимых Государств по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. Структурное подразделение института — отраслевой Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок — осуществляет техническое сопровождение и актуализацию базы данных автоматизирован-

ной информационной системы по опыту эксплуатации исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств. К базе данных системы возможен дистанционный доступ внешних пользователей — специалистов предприятий Белоруссии, Казахстана, Таджикистана, Узбекистана, Азербайджана, России и Международного агентства по атомной энергии. Сведения о нарушениях в работе исследовательских установок поступают от предприятий государств СНГ, анализируются и обрабатываются автоматизированной информационной системой (табл. 5.2).

Таблица 5.2

**Сведения об исследовательских ядерных установках,
входящих в контур автоматизированной информационной системы
по состоянию на 01.01.2020**

Тип установки	Количество установок, шт.				
	Действующие	На консервации	Выводимые из эксплуатации	Строящиеся	Всего
Исследовательские реакторы	23 / 18	5 / 4	7 / 7	2 / 2	37 / 32
Критические стенды	20 / 17	3 / 3	3 / 3	0 / 0	26 / 23
Подкритические стенды	8 / 7	1 / 1	1 / 1	0 / 0	10 / 9
Итого	51 / 42	9 / 8	11 / 11	2 / 2	73 / 64

Примечание. Количество установок указано для СНГ, а через косую черту — число установок России из общего количества установок СНГ.

Анализ поступающей информации о нарушениях проводят в соответствии с международной шкалой ядерных и радиологических событий ИНЕС [1] и нормативным документом НП-027-10 [2], а результат анализа представляют в виде ежегодного информационного бюллетеня. В нём содержится детальное описание нарушений, последовательность отказов элементов, ошибок работников, непосредственные и коренные причины, последствия и корректирующие меры. В информационном бюллетене, выпущенном в 2020 году, приведены статистические данные за период с 2015 по 2019 годы (табл. 5.3). За рассматриваемый период в работе исследовательских ядерных установок СНГ произошло тридцать четыре нарушения. Тридцать из них — в Российской Федерации, но и количество исследовательских ядерных установок в России составляет 86,5 % от общего их числа в СНГ. На двенадцати предприятиях государств — участников СНГ, которые не указаны в табл. 5.3, нарушений в работе не было. Все нарушения зафиксированы на наиболее интенсивно используемых установках.

Количество нарушений по годам в среднем составляет 6,8. Значительно превышено это значение в 2015 году (рис. 5.1). На установках Республики Казахстан два нарушения из четырёх зафиксированы в 2018 году.

В течение пяти лет (рис. 5.2) произошло двадцать шесть нарушений, причинами которых явились отказы элементов исследовательских ядерных установок, что составляет 76 % от общего количества. В среднем происходит пять таких случаев в год. Число подобных нарушений из года в год значительно меняется: минимальное значение (три) — зафиксировано в 2016 и 2017 годах, максимальное (девять) — в 2015 году. Причинами четырёх нарушений стали ошибки персонала (12 %). В среднем в год происходит 0,8 подобных нарушений, но в 2015 и 2019 годах они отсутствовали. Внешние воздействия были причинами также четырёх нарушений (12 %). Среднее число таких случаев в год тоже составило 0,8, а в 2017 году их не было.

Таблица 5.3

Количество нарушений в работе исследовательских ядерных установок

Предприятие	Установка	Число нарушений по годам				
		2015	2016	2017	2018	2019
Республика Казахстан						
РГП «ИЯФ»	Реактор ВВР-К	0	1	0	1	0
ИАЭ — филиал РГП «НЯЦ РК»	Реактор ИВГ.1М	0	0	0	1	1
Российская Федерация						
АО «ГНЦ НИИАР»	Реактор СМ	0	1	0	0	1
	Реактор РБТ-10/2	1	0	0	0	0
	Реактор БОР-60	1	0	1	0	0
	Реактор ВК-50	0	0	1	0	0
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»	Критический стенд БФС-1	0	0	0	0	1
АО «ИРМ»	Реактор ИВВ-2М	2	1	0	1	2
АО «ОКБМ Африкантов»	Критический стенд СТ-1125	0	1	0	0	0
АО «НИФХИ»	Реактор ВВР-ц	1	0	1	0	0
ОИЯИ	Реактор ИБР-2	2	1	1	2	0
ФГАОУ ВО «НИ ТПУ»	Реактор ИРТ-Т	0	1	0	1	0
ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"»	Реактор ИР-8	1	0	0	0	0
ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»)	Реактор ВВР-М	2	0	0	0	1
	Реактор ПИК	0	0	0	0	1

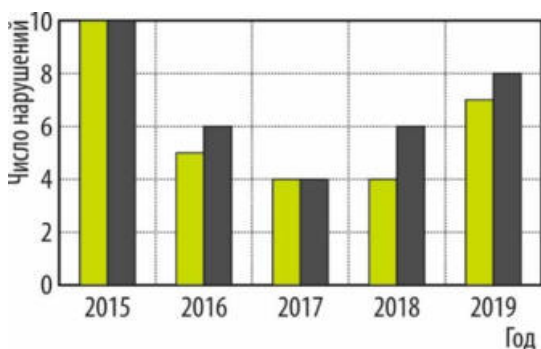


Рис. 5.1. Число нарушений в работе исследовательских ядерных установок СНГ (■) и России (■) по годам

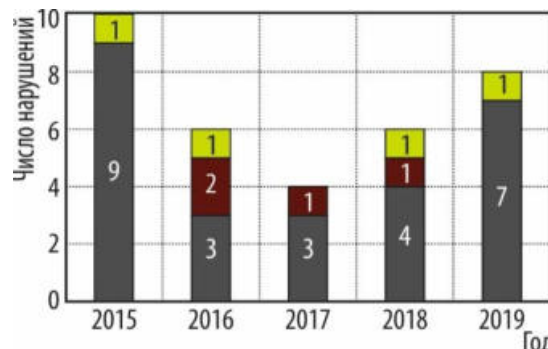


Рис. 5.2. Причины нарушений в работе исследовательских ядерных установок по годам: ■ — внешнее воздействие; ■ — ошибка персонала; ■ — отказ элемента

Наибольшее количество нарушений по категориям [2] относится к отклонениям в работе системы управления и защиты, технологических защит и блокировок (тринадцать нарушений), а также технологического и / или электротехнического оборудования и электроснабжения в пределах ответственности эксплуатирующей организации (девять и четыре нарушения соответственно).

Остальные восемь нарушений относятся к оставшимся категориям [2]. Аварий и нарушений при проведении радиационно опасных работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных установок не было.

По шкале ИНЕС тридцать два нарушения отнесены к уровню 0 (отклонение, не существенное для безопасности) и два — к уровню 1 (аномалия — отклонение от разрешённого режима эксплуатации). В последнем случае речь идёт о следующих происшествиях:

- 1) на реакторе ВВР-М двенадцатого октября 2015 года были нарушены условия безопасной эксплуатации реактора;
- 2) на критическом стенде СТ-1125 двадцать третьего сентября 2016 года произошло облучение работников (персонала), превысившее контрольные уровни, но не основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности [3].

Причинами двух этих нарушений явился человеческий фактор, что ещё раз доказывает важность регулярного ознакомления персонала с произошедшими нарушениями в работе установок, проведения специализированных тренингов, технической учёбы. Все эти мероприятия позволяют повысить квалификацию, дисциплину, ответственность и уровень культуры безопасности оперативного персонала.

Для снижения числа нарушений, обусловленных отказами элементов, необходимо своевременно заменять устаревшие элементы, выполнять качественное технологическое обслуживание и входной контроль поступающего нового оборудования, повышать эффективность программ по управлению ресурсами элементов систем исследовательских ядерных установок.

Нарушения за исследуемый период проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами выше контрольных уровней и облучения персонала, которое превысило бы основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности.

Список литературы

1. Международная шкала ядерных и радиологических событий (ИНЕС): руководство для пользователей. — Вена (Австрия): МАГАТЭ, 2008. — 238 с.
2. НП-027-10. Положение о порядке расследования и учёта нарушений в работе исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность, 2010. № 3. С. 35–54.
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

М.А. Соловьёв, Н.Н. Матросова, К.В. Федюлин, А.Л. Демидов, Н.А. Калиновская



ЛЕЙПУНСКИЙ АЛЕКСАНДР ИЛЬИЧ –

физик-экспериментатор, академик, создатель ядерных реакторов на быстрых нейтронах, участник работ по созданию ядерного оружия, получению данных о нейтронно-ядерных взаимодействиях, необходимых для создания изделий атомной техники, мировой научный лидер в области БН-реакторов, к которому обращались за советом ядерщики США, Франции, Великобритании. Участвовал в разработке ядерных энергетических установок с жидкометаллическим свинцово-висмутовым теплоносителем и космических спутников «Бук», обоснованием работоспособности элементов которых занимались специалисты НИИАРа. Под научным руководством А.И. Лейпунского построен реактор БОР-60 в Димитровграде.

**МЕЖДУНАРОДНАЯ
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ**



Отчётный год стал поистине беспрецедентным за всю историю международной научно-технической деятельности института. Распространение эпидемии новой коронавирусной инфекции во всём мире оказало значительное влияние на процессы во всех сферах общественной жизни, и международное сотрудничество не стало исключением. В условиях ограничительных мер, связанных с пандемией, основным способом коммуникации между представителями разных стран стал онлайн-формат. Но изменение формата взаимодействия с иностранными партнёрами не привело в АО «ГНЦ НИИАР» к сбою в подготовке, согласовании или заключении новых внешнеэкономических контрактов. Несмотря на отсутствие возможности проведения очных встреч, переговоры с зарубежными заказчиками в отчётный период продолжались по-прежнему активно, но в формате видеоконференций.

В результате проведения успешных переговоров предприятие заключило семь новых внешнеэкономических контрактов с такими зарубежными партнёрами, как Технологический институт в Карлсруэ (Германия), Комиссариат по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (Франция), Корейский институт атомной энергии (Корея), Китайская корпорация атомной энергетической промышленности и Китайский институт атомной энергии, компания «Терра Пауэр» (США). Предметом заключённых контрактов традиционно стало облучение тепловыделяющих элементов, конструкционных материалов и нетопливных компонентов ядерных реакторов и проведение последующих разрушающих и неразрушающих послереакторных исследований, а также организация возврата исследуемых образцов иностранным заказчикам по завершению научно-исследовательских работ.

Особо стоит отметить активный интерес мирового научного сообщества к проведению исследований в области разработки и создания термоядерных реакторов. В 2019 году консорциум EUROfusion⁷⁷ выразил заинтересованность в проведении исследований конструкционных материалов, предназначенных для использования в разрабатываемом термоядерном реакторе DEMO. В результате с Технологическим институтом в Карлсруэ, одним из основных участников европейского консорциума по развитию термоядерной энергетики, в отчётном году был заключён контракт на выполнение работ по подготовке к облучению образцов таких материалов в реакторе БОР-60.

Невзирая на сложности, связанные с непростой эпидемиологической ситуацией, АО «ГНЦ НИИАР» обеспечило выполнение контрактных обязательств по всем действующим внешнеэкономическим контрактам с партнёрами из Франции, Кореи, Китая, Швейцарии, Германии и США. В течение года было проведено большое количество онлайн-совещаний с иностранными заказчиками для обсуждения хода выполнения работ по действующим контрактам. По результатам выполненных исследований было подготовлено и передано зарубежным заказчикам пятнадцать научно-технических отчётов. В части производства высокотехнологичной радиоизотопной продукции АО «ГНЦ НИИАР» обеспечило поставки радионуклидов и источников ионизирующего излучения медицинского назначения по восьмидесяти действующим контрактам в адрес зарубежных заказчиков из Индии, Кореи, Китая, США, Бразилии, Аргентины, Ирана, стран Западной и Восточной Европы, Великобритании и других.

В 2020 году в ведущих международных изданиях опубликовано три научные статьи сотрудников АО «ГНЦ НИИАР».

Несмотря на сложившуюся обстановку во всем мире, АО «ГНЦ НИИАР» в отчётном году развивало международную деятельность и наращивало научно-техническое сотрудничество по следующим ключевым направлениям:

1. Продолжена совместная работа по созданию системы сбора пыли, образующейся при фрагментации обломков расплавленного ядерного топлива на аварийных блоках АЭС «Фукусима-

⁷⁷ EUROfusion — это консорциум национальных исследовательских институтов термоядерного синтеза, расположенных в Европейском Союзе, Швейцарии и Украине. — Прим. ред.

Дайити». В прошлом году АО «ГНЦ НИИАР» с партнёрами выиграли тендер на создание этой системы. Результаты первой части проекта были успешно защищены в Токио и получили высокую оценку японских специалистов. В течение отчётного года на площадке института проведена серия испытаний лабораторной системы сбора золы — дисперсной среды, образующейся в процессе фрагментации сложных топливных композиций японской АЭС. Специалисты предприятия участвуют в проведении испытаний по определению эффективности разработанной установки по улавливанию аэрозолей. В течение года в режиме видеоконференции проведены рабочие встречи с представителями японских организаций, в ходе которых обсуждали результаты выполненных этапов работ в рамках проектов по развитию технологий извлечения топливных обломков аварийной АЭС.

2. Целый ряд международных мероприятий в отчётном году был посвящён вопросам практической реализации сотрудничества в рамках соглашения о рамочной программе экспериментов по облучению (FIDES) под эгидой Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития. В ходе совещаний и семинаров обсуждали вопросы по деятельности учредительного совета, организационные и технические вопросы, проект дорожной карты по проведению испытаний в реакторе МИР твэлов реакторов ВВЭР-1000 в условиях аварии LOCA, а также совместные экспериментальные программы, подготовленные международными исследовательскими центрами. Научные специалисты АО «ГНЦ НИИАР» приняли участие в онлайн-семинаре по проекту «Внутриреакторные исследования ползучести оболочек твэла с толерантным топливом», который был предложен ядерными организациями Чехии и поддержан Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (Франция) и Центром технических исследований (Финляндия). Проект предусматривает проведение реакторных испытаний с акцентом на оценку ползучести оболочки твэла, вызванной облучением, которое оказывает значительное влияние на надёжность и безопасность эксплуатации.

В свою очередь АО «ГНЦ НИИАР» выступило организатором международного технического семинара в режиме видеоконференции по вопросу реализации на базе института международного проекта по изучению поведения твэлов с высоковыгоревшим топливом, легированным гадолинием, в условиях проектной аварии с потерей теплоносителя. В обсуждении проекта приняли участие ведущие специалисты мира, в том числе Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития, Института радиационной защиты и ядерной безопасности Франции, госкорпорации «Росатом». В ходе совещания участники проинформировали о характеристиках и направлениях исследований в реакторе МИР — единственной на сегодня установке, где на высоком уровне можно провести подобные эксперименты. Российские и зарубежные партнёры обсудили вопросы организации и реализации совместного проекта, в частности программу и методики дореакторных испытаний и послереакторных исследований твэлов.

3. Одним из приоритетных научных атомных проектов в России является создание международного центра исследований на базе многоцелевого исследовательского ядерного реактора на быстрых нейтронах. Реактор МБИР, на основе которого планируется создание самой современной исследовательской площадки, включён в перечень установок, доступных в перспективе для использования странами в рамках программ МАГАТЭ. Летом отчётного года проведены совещания с представителями зарубежных компаний, в ходе которых обсуждали текущий статус формирования консорциума «Международный центр исследований на базе реактора МБИР», реализацию национальных программ развития быстрых реакторов в странах — потенциальных партнёрах центра, а также рассматривали дальнейшие шаги российской стороны и партнёров по присоединению иностранных участников к проекту.

4. Продолжается деятельность АО «ГНЦ НИИАР» как базовой организации государств — участников СНГ по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. В ноябре 2020 года в режиме видеоконференции состоялось седьмое заседание совещательного органа, на котором были рассмотрены основные вопросы деятельности, согласован и принят план работ на 2021 год и обсуждён информационный бюллетень о нарушениях в работе исследовательских ядерных установок. Было принято решение о переработке методических рекомендаций по структуре, содержанию и объёму информационного бюллетеня и о порядке, объёме и сроках предоставления сведений об эксплуатации исследовательских ядерных установок и о нарушениях.

Несмотря на отмену очного формата большинства мероприятий международного масштаба, научные сотрудники, авторитетные эксперты и руководители АО «ГНЦ НИИАР» продолжали принимать активное участие в различных международных конференциях и совещаниях в дистанционном режиме. В мае 2020 года в онлайн-формате состоялось третье заседание в рамках инициативы Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития «Ядерные инновации–2050 (NI2050)». Заседание было посвящено обсуждению возможности организации работ в рамках проекта «Перспективный ядерный топливный цикл и рециклирование», который будет включать подготовку стратегического документа, предназначенного для правительства и лиц, принимающих решения, для выявления необходимости в индустриализации фракционирования и трансмутации к 2050 году, разработку долгосрочной программы, направленной на демонстрацию промышленной осуществимости фракционирования и трансмутации, а также серию совместных экспериментальных проектов.

В августе в режиме видеоконференции состоялось совещание с руководством Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития для обсуждения широкого круга вопросов сотрудничества, в котором приняли участие руководители АО «ГНЦ НИИАР». Российские и зарубежные специалисты обменялись мнениями по вопросам развития кадровых ресурсов, ядерной и радиационной безопасности, ядерной науки, обращения с радиоактивными отходами и вывода из эксплуатации ядерных установок, взаимодействия с банком данных Агентства по ядерной энергии. С российской стороны в мероприятии приняли участие делегация госкорпорации «Росатом» во главе с генеральным директором А.Е. Лихачёвым, представители Ростехнадзора, ФГБУ «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"», академического сообщества, высших учебных заведений, а со стороны Агентства по ядерной энергии — генеральный директор Уильям Мэгвуд, руководители дивизионов и ведущие сотрудники.

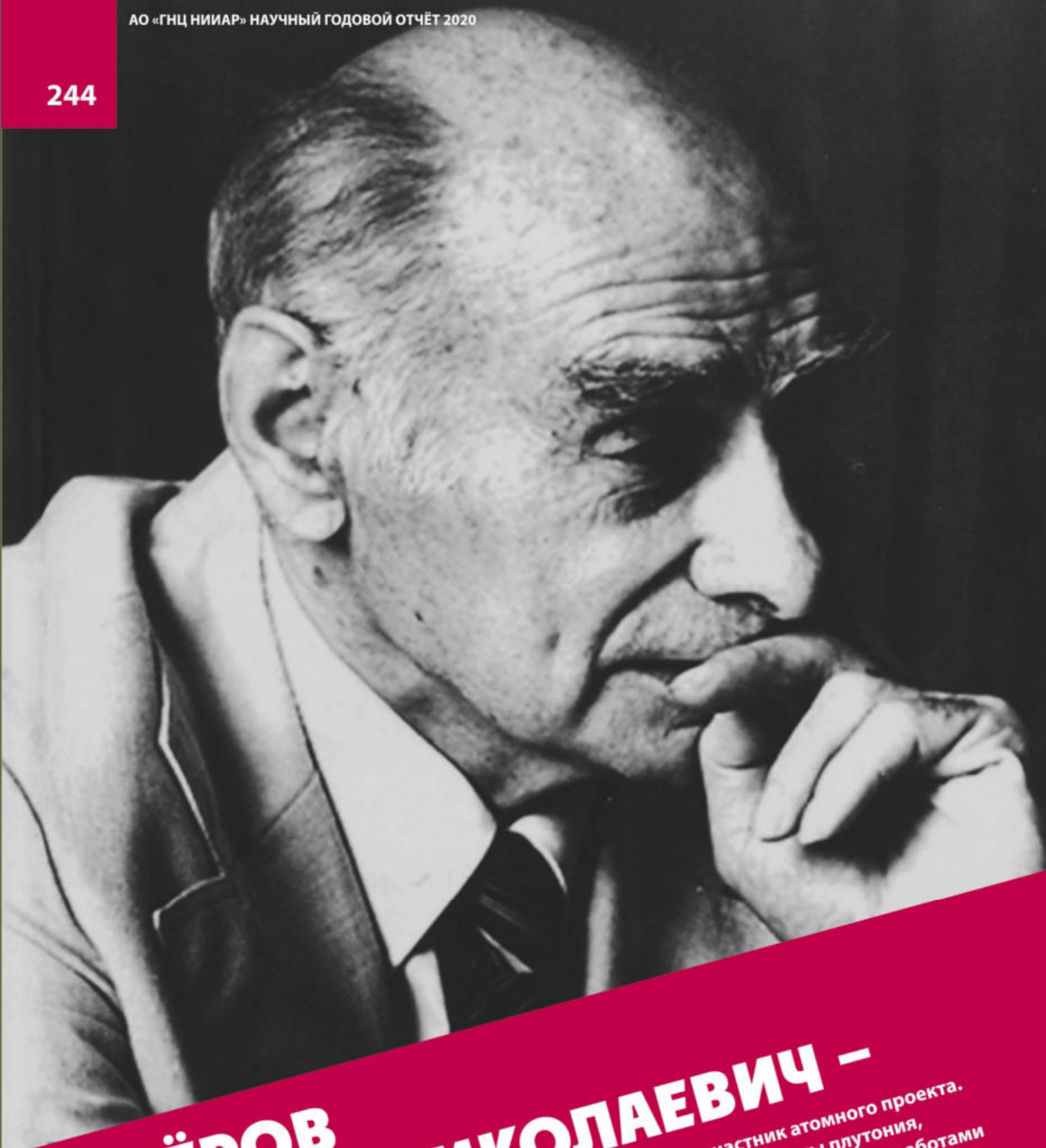
В сентябре 2020 года представитель института принял участие в вебинаре «Ядерная наука и технологии для лучшей жизни», который проводился в рамках 64-й Генеральной конференции МАГАТЭ, и представил доклад об экспериментальных возможностях АО «ГНЦ НИИАР» для реализации совместных международных научно-исследовательских программ. Во время трансляции на платформе постоянно присутствовали до пятидесяти специалистов из разных стран мира.

В октябре научный сотрудник института с докладом о создании исследовательского реактора малой мощности для центров ядерной науки и технологий выступил на Европейской конференции по исследовательским реакторам — одном из ключевых ежегодных мероприятий по ядерным технологиям, собирающим специалистов в области проектирования, разработки и эксплуатации исследовательских реакторов. Мероприятие, организованное при участии МАГАТЭ, Европейского ядерного общества и при поддержке госкорпорации «Росатом», прошло в онлайн-формате, объединив свыше 200 специалистов из 25 стран мира.

Четырёхдневная конференция включала сессии, панельные дискуссии, интервью, виртуальные выставки и устные тематические презентации.

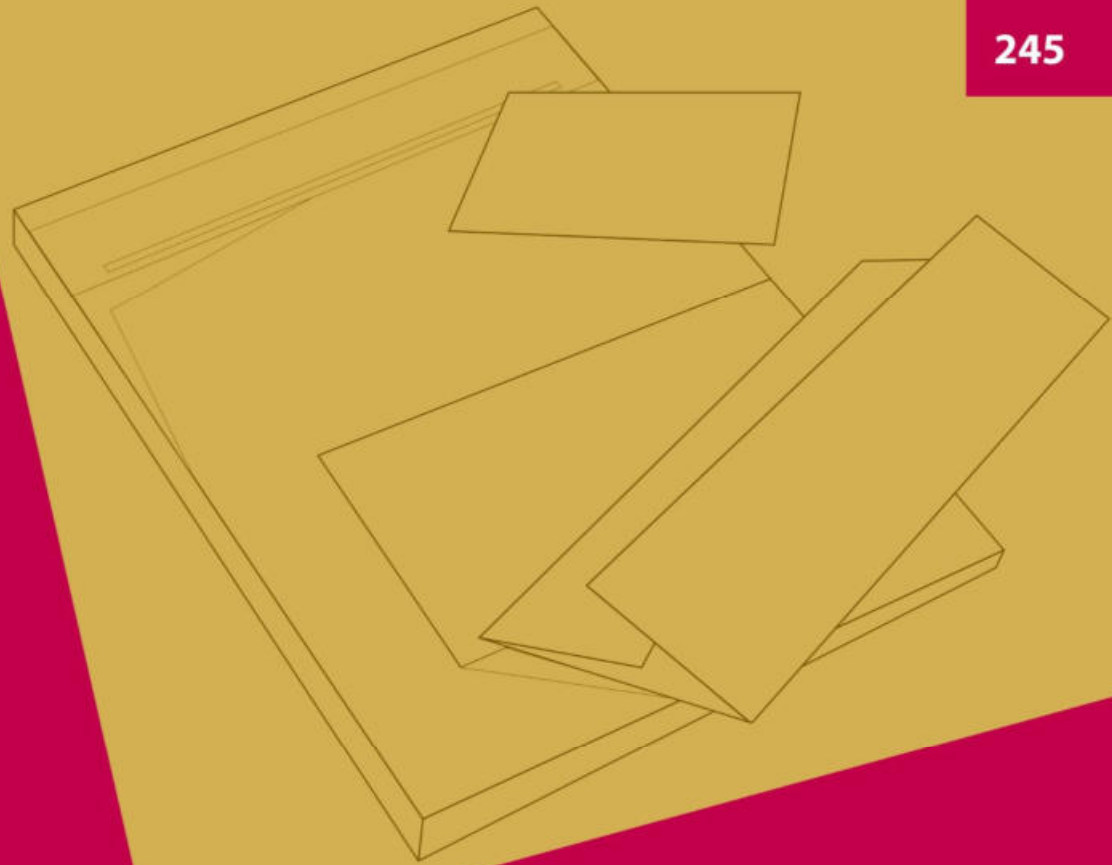
Пандемия внесла свои коррективы в привычный ход работы организаций и компаний всех стран, ограничила возможность очного взаимодействия, но не остановила развитие международного научно-технического сотрудничества. Будучи крупнейшей востребованной экспериментальной площадкой российской атомной отрасли, АО «ГНЦ НИИАР» продолжило реализацию текущих внешнеэкономических контрактов и обсуждение перспективных направлений научного сотрудничества с зарубежными корпорациями и предприятиями из различных стран.

А.В. Шикунов, О.В. Тульникова, В.Ю. Симонов



ФЛЁРОВ ГЕОРГИЙ НИКОЛАЕВИЧ –

физик-ядерщик, доктор физико-математических наук, академик, участник атомного проекта. Лично провёл рискованный эксперимент по определению критической массы плутония, занимался проблемой деления ядер тяжёлых элементов. Известен и своими работами по синтезу новых химических элементов Периодической таблицы Д.И. Менделеева. Дважды приезжал в НИИАР, интересовался достижениями сотрудников института в области получения и исследования свойств трансурановых элементов.



**РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ**

7



В АО «ГНЦ НИИАР» стремятся к тому, чтобы все издания института являлись официальными. Им присваивают международный стандартный книжный номер и индекс универсальной десятичной классификации книг, номера согласно государственному рубрикатору научно-технической информации и библиотечно-библиографической классификации. Рукописи проходят обязательную редакционно-издательскую подготовку, что гарантирует высокое качество публикуемого материала и соблюдение всех стандартов в сфере редакционно-издательской деятельности. С развитием информационных технологий всё более широкое распространение получают электронные книги, при подготовке которых также соблюдаются все требования нормативных документов в редакционно-издательской сфере. Издания АО «ГНЦ НИИАР» всегда можно найти в городских, региональных, федеральных библиотеках, фондах некоторых вузов. Книги, изданные в институте, представлены на книжных форумах и выставках, различных конкурсах (рис. 7.1). В соответствии с планом работ на 2020 год специалистами редакционно-издательской группы департамента коммуникаций были подготовлены к печати шесть изданий⁷⁸. В отчётном году выпущены информационные листы, календари, памятки и прочая полиграфическая продукция для нужд института.



Рис. 7.1. Сертификат участника ежегодной областной выставки-конкурса «Симбирская книга»

СБОРНИК ТРУДОВ АО «ГНЦ НИИАР»

Научное издание

Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020.



Выпуск 1. — 60 с. ISBN 978-5-94831-190-6

Выпуск 2. — 58 с. ISBN 978-5-94831-188-3

Выпуск 3. — 66 с. ISBN 978-5-94831-192-0

Выпуск 4. — 56 с. ISBN 978-5-94831-193-7

⁷⁸ С предложениями и замечаниями, касающимися изданий АО «ГНЦ НИИАР», просим обращаться в адрес редакции, указанный на последней странице данного отчёта.

Сборники трудов АО «ГНЦ НИИАР» содержат научные статьи сотрудников по основным направлениям деятельности института, как то: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; МОКС-топливо для ядерных реакторов на быстрых нейтронах; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансураниевые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и др.

Содержание выпуска 1 за 2020 год

1. Получение низкотемпературных плавящихся керамик со структурой муратаита. <i>О.В. Мурасова, С.С. Погляд, Е.А. Прыжевская, А.А. Лизин, С.В. Томили</i>	3
2. Метод выделения и глубокой очистки радионуклида никеля-63. <i>А.С. Корнилов, Е.В. Черноокая, В.А. Дитяткин, Е.В. Казакова, П.С. Буткалюк, К.О. Копанева</i>	13
3. Определение цинка в водном теплоносителе, характерном для реакторов PWR. <i>О.Н. Владимирова, С.А. Дубинина, Е.О. Демидовская, В.И. Васильев</i>	22
4. Растворимость трифторидов плутония и америция в расплаве фторидов лития и бериллия. <i>А.А. Лизин, С.В. Томили, А.Г. Осипенко, Н.Ю. Незговор</i>	30
Альтернативное мнение	
5. О возможности изменять скорость распада ядер. Обзорная статья. <i>А.В. Клинов</i>	39

Содержание выпуска 2 за 2020 год

1. Изменение анизотропии механических свойств оболочек твэлов из сплава Э110 после эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000. <i>Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев, Е.А. Звир, Е.В. Чертопятов, А.В. Обухов</i>	3
2. Прямое спектрофотометрическое определение урана в органических экстрактах по собственному поглощению. <i>А.С. Корнилов, К.О. Копанева, О.С. Дмитриева, А.Р. Салахова, М.Г. Дмитриев</i>	12
3. Анализ ядерной безопасности размещения делящихся материалов в радиационно-защитных камерах. <i>Р.В. Самохвалов, Е.С. Фраз, А.П. Малков, А.В. Акимов</i>	16
4. Использование нейронных сетей для расчёта распределения энерговыделения в реакторе СМ. <i>Н.Ю. Марихин, И.В. Митрофанов</i>	25
5. Определение параметров кинетики атермического выхода газообразных продуктов деления из топлива твэлов реактора ВВЭР, отработавших до выгорания 28–35 МВт-сут/кг урана. <i>А.А. Боков, В.А. Жителев, С.С. Сагалов, О.Г. Сидоренко</i>	31
6. Анализ параметров безопасности реактора ВК-50 в сорок седьмую кампанию. <i>Е.Г. Бреусова, Е.В. Синявина, М.В. Маркелов, А.А. Скрябин</i>	39
7. Определение параметров функции распределения локального выгорания по радиусу топливных таблеток твэлов реактора ВВЭР-1000. <i>А.С. Ореховский, В.А. Жителев, О.Н. Никитин, О.Г. Сидоренко</i>	48

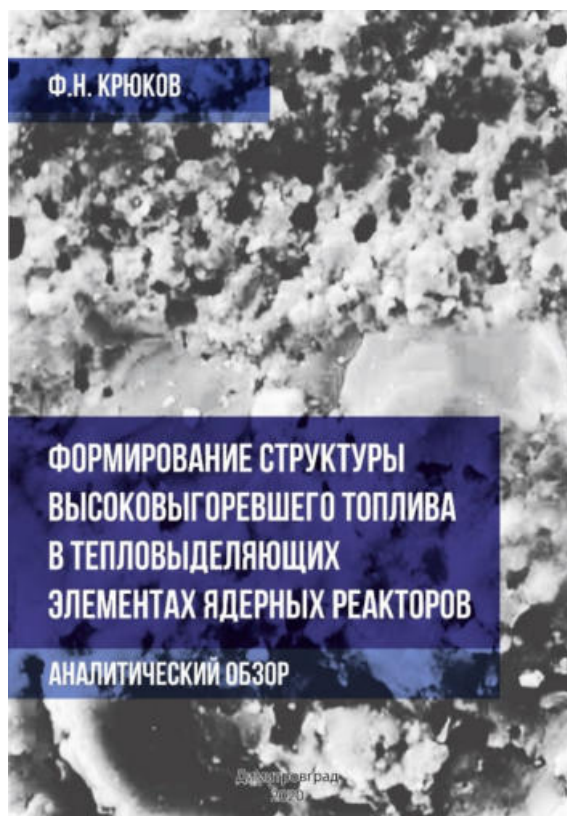
Содержание выпуска 3 за 2020 год

1. Разработка программы для численного решения уравнений в частных производных параболического типа методом локальных диффузионных потоков. <i>В.В. Авдонин</i>	3
2. Разработка алгоритма расчёта энерговыделения и выгорания топлива в модернизированной активной зоне реактора СМ. <i>И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, Н.Ю. Марихин, Ю.А. Краснов, В.В. Пименов</i>	12
3. Исследование растворимости оксалата уранила. <i>К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева</i>	23
4. Определение нептуния в облучённом ядерном топливе. <i>В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова</i>	27
5. Разработка и тестирование расчётной модели реактора РБТ-10/2 для определения нейтронно-физических характеристик активной зоны. <i>Е.И. Ефимов, В.В. Пименов</i>	37
6. Облагораживание плутония из отработавшего МОКС-топлива реакторов на тепловых нейтронах. <i>И.Ю. Жемков</i>	46
7. Динамика разгерметизации твэлов реактора ВК-50 за период эксплуатации расширенной активной зоны. <i>А.А. Скрябин, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина, Ю.А. Кушнер</i>	54

Содержание выпуска 4 за 2020 год

1. Сравнение расчётных и экспериментальных значений эффективности рабочих органов системы управления и защиты реактора БОР-60. А.Э. Юсупова, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, В.Ю. Анисимов, Н.И. Широкова.....	3
2. Трансмутация младших актинидов как способ уменьшения высокоактивных отходов в ядерной энергетике. И.Ю. Жемков.....	10
3. Поведение под облучением дисперсионного топлива с матрицами из циркониевых сплавов. А.Л. Ижуртов, В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, В.В. Яковлев, Г.В. Кулаков ⁷⁹ , Ю.В. Коновалов ⁷⁹ , А.М. Савченко ⁷⁹	19
4. Нагревная тепловыделяющая сборка для петлевых установок реактора МИР. А.Г. Ещеркин, Р.А. Яшин, Е.Е. Кузнецова, Е.Е. Шахмуть.....	32
5. Растворимость щавелевой кислоты и её солей в воде и водных растворах неорганических кислот. Обзорная статья. К.В. Ротманов, М.Н. Смирнов.....	38

ФОРМИРОВАНИЕ СТРУКТУРЫ ВЫСОКОВЫГОРЕВШЕГО ТОПЛИВА В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТАХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ



Крюков Ф.Н.

Обзор

УДК 621.039.54:620.18

ГРНТИ 58.29.43

ББК 35.36

Крюков Ф.Н. Формирование структуры высоковыгоревшего топлива в тепловыделяющих элементах ядерных реакторов: обзор. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. — 68 с.

ISBN 978-5-94831-191-3

Для аргументированного определения задач и направлений дальнейших исследований применительно к топливу и твэлам отечественных реакторов систематизированы, проанализированы и обобщены экспериментальные и расчётные данные из различных источников о закономерностях формирования, состоянии и свойствах краевой зоны топлива энергетических реакторов. По способу получения вся имеющаяся информация о рассматриваемом явлении разделена на три группы. Первую группу представляют сведения, полученные

при послереакторных исследованиях твэлов, эксплуатировавшихся в энергетических реакторах в составе штатных тепловыделяющих сборок. Вторая группа — данные, полученные при выполнении программ облучения экспериментальных твэлов в исследовательских реакторах. Третью группу составляют результаты исследований образцов топлива после облучения в контролируемых условиях в исследовательских реакторах. Указанные результаты проанализированы по следующим аспектам: определение основных особенностей, характеризующих формирование структуры краевой зоны; изучение свойств реструктурированного топлива и возможности использования имеющихся данных в моделях и расчётных кодах; влияние технологических и эксплуатационных факторов на реструктуризацию топлива.

⁷⁹ Сотрудник АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара». — Прим. ред.

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

(отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 году)

Научное издание

УДК 621.039

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 230 с.

ISBN 978-5-94831-189-0

Отчёт содержит статьи о выполненных в году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как:

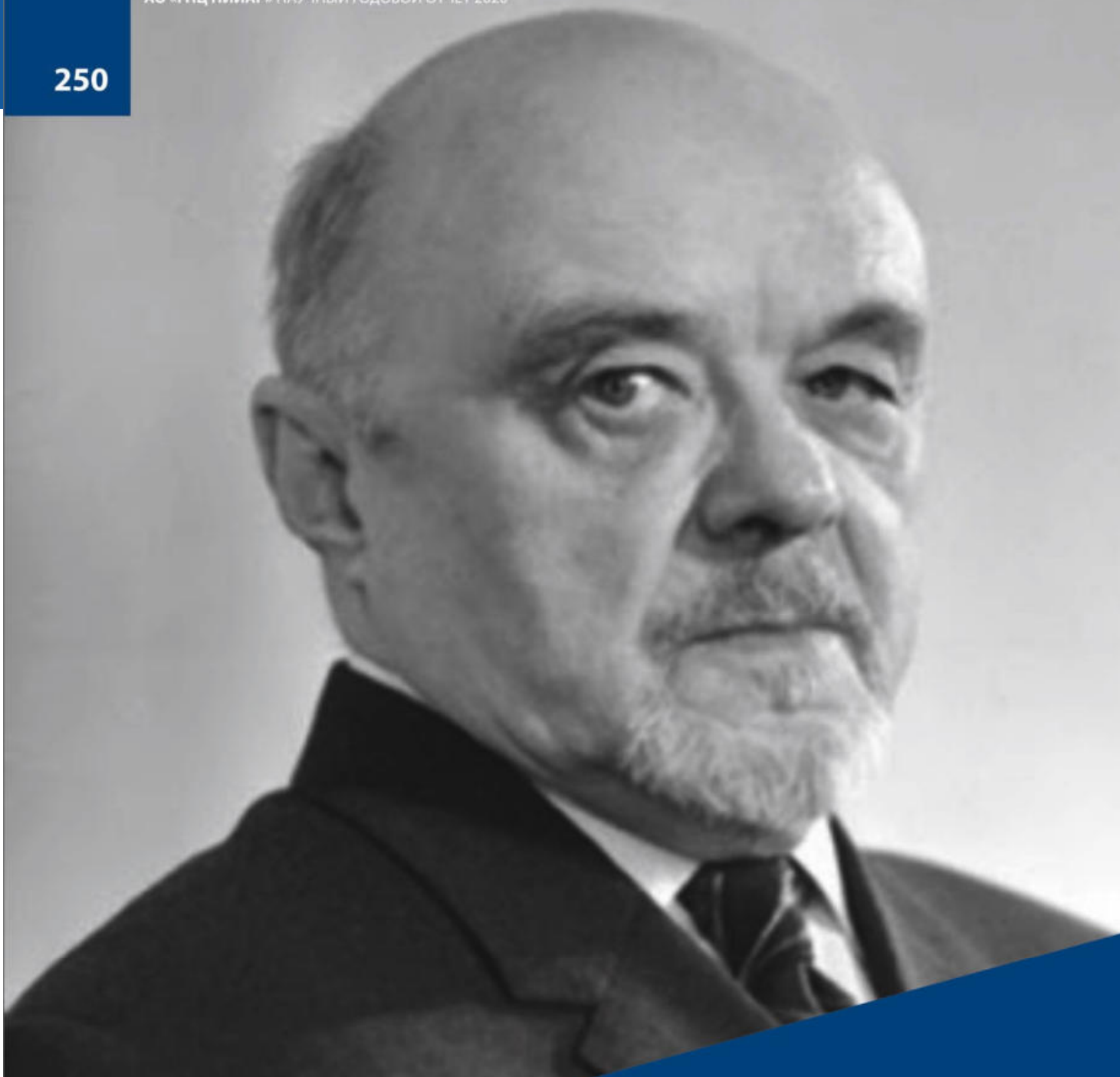
- ◆ исследовательские ядерные реакторы;
- ◆ исследования твэлов и реакторных материалов;
- ◆ исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики;
- ◆ трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений;
- ◆ радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;
- ◆ международная научно-техническая деятельность;
- ◆ редакционно-издательская деятельность.

Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

Отчётный год в соответствии с резолюцией Генеральной ассамблеи Организации Объединённых Наций от 20 декабря 2017 года объявлен Международным годом Периодической таблицы химических элементов. Это событие посвящено 150-летию открытия этой таблицы великим русским учёным Дмитрием Ивановичем Менделеевым: в 1869 году он впервые опубликовал её первую схему в статье «Соотношение свойств с атомным весом элементов» в журнале Русского химического общества. С тех пор таблица является одним из самых значительных достижений в науке, охватывая сущность не только химии, но и всех естественных наук, позволяя учёным прогнозировать внешний вид и свойства материи на Земле и в остальной части Вселенной. АО «ГНЦ НИИАР», поддерживая всемирную инициативу и желая подчеркнуть важность Периодической таблицы в науке, технологии и устойчивом развитии человечества, сделало Периодическую таблицу химических элементов темой издания, отразив на его шмуцтитулах информацию об основных элементах таблицы, связанных с деятельностью института.



Н.В. Чертухина



ДОЛЛЕЖАЛЬ НИКОЛАЙ АНТОНОВИЧ –

инженер-теплотехник, конструктор ядерных реакторов, доктор технических наук, профессор, академик, основоположник атомных энергетике и промышленности страны, первопроходец реакторостроения, участник атомного проекта СССР, разработчик реакторных установок первой в мире опытно-промышленной АЭС и первой советской атомной подводной лодки, заложил основы для развития в стране направлений энергетического реакторостроения — ВВЭР и РБМК. Создал ряд уникальных по своим характеристикам и экспериментальным возможностям реакторов, таких как СМ и МИР в АО «ГНЦ НИИАР».

Д16

Д24

Д34

Е03

Д19

Д27

Д38

Е04

1

Д21

Д30

Д40

Е08

Д17

Д26

Д36

Е02

Е14

Д23

Д33

Д42

Е09

Е20

Д32

Д41

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

Е24

Е30

21

Е27

Е34

Е30

Е38

А00

Е40

А04

2

А08

А. е. м. — атомная единица массы.

АД1 — алюминий технический, предназначенный для изготовления полуфабрикатов (листов, лент, полос, плит, профилей, панелей, прутков, труб, проволоки, штамповок и поковок) методом горячей или холодной деформации, а также слитков и слябов.

АКР — аппаратура контроля реактивности.

АО — акционерное общество.

АО «ВНИИХТ» — акционерное общество «Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии».

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

АО «ИРМ» — акционерное общество «Институт реакторных материалов».

АО «НИФХИ» — акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова».

АО «ОКБ "Гидропресс"» — акционерное общество «Опытно-конструкторское бюро по конструкциям гидропаропрессового оборудования».

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова».

АО «ВНИИНМ» — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

АРБУС — арктическая блочная установка.

АСТ — атомная станция теплоснабжения, созданная на основе реактора с органическим теплоносителем АРБУС.

АСУЗ — автоматизированная система управления и защиты.

АФА-РСР-20 — аналитический фильтр аэрозольный для определения объёмной активности и изотопного состава аэрозолей (радиоактивного состава примесей).

АЦП (англ. Analog-to-digital converter, ADC) — аналого-цифровой преобразователь, устройство, преобразующее входной аналоговый сигнал в дискретный код (цифровой сигнал).

АЭС — атомная электростанция.

ББК — библиотечно-библиографическая классификация.

БН-600, 800, 1200 — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 600, 800 или 1200 МВт.

БНАБ — система констант для расчёта распространения быстрых и промежуточных нейтронов, содержащая данные по всем важным для реакторостроения материалам (за рубежом известна как АВВN), название составлено по начальным буквам фамилий авторов: И.И. Бондаренко, М.Н. Николаева, Л.П. Абагян и Н.О. Базазянц.

БОР-60 — быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.

БРЕСТ-ОД-300 — быстрый (на быстрых нейтронах) реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, опытный демонстрационный, мощностью 300 МВт.

ВВР-К — водо-водяной реактор, казахстанский.

ВВР-М — водо-водяной реактор, модернизированный.

ВВР-ц — водо-водяной реактор, целевой.

ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор.

ВВЭР-1000 — водо-водяной энергетический реактор мощностью 1000 МВ.

ВВЭР-С — реакторная установка ВВЭР со спектральным регулированием для эффективной работы в открытом и замкнутом топливном цикле.

ВВЭР-СКД — водо-водяной энергетический реактор с водой сверхкритического давления.

ВВЭР-ТОИ — водо-водяной энергетический реактор, типовой оптимизированный и информатизированный (проект двухблочной АЭС с реактором ВВЭР-1300).

ВК-50 — водо-водяной кипящий реактор.

ВП — то же, что и ПВ.

Газообразный гелий марки А — первый сорт гелия, в составе которого присутствуют примеси азота, водорода, кислорода, неона и аргона 0,005 % и 0,01 %. Такое небольшое количество может

быть выморожено на рабочей поверхности, не влияя на технологические процессы, или убрано собственными системами очистки.

Госатомнадзор — государственный атомный надзор.

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ — государственный стандарт.

ГРНТИ — государственный рубрикатор научно-технической информации.

ГСО — государственный стандартный образец.

ДАР — асинхронный с короткозамкнутым ротором трёхфазный радиационно стойкий электродвигатель.

ДАР-2.2 — двигатель асинхронный радиационно стойкий мощностью 2,2 кВт.

ДРОН — дифрактометр рентгеновский, предназначен для решения широкого круга аналитических, технологических и научно-исследовательских задач материаловедения.

ДСП — деаэратор смешивающий, повышенного давления.

ЖСР — жидкосольевый реактор, энергетический ядерный реактор, в котором теплоносителем является смесь солей (фторидов и хлоридов) металлов.

ЗАО — закрытое акционерное общество.

ИАЭ — филиал РГП «НЯЦ РК» — Институт атомной энергии — филиал республиканского государственного предприятия на праве хозяйственного ведения «Национальный ядерный центр Республики Казахстан».

ИБР-2 — импульсный быстрый реактор.

ИБВ-2М — исследовательский водо-водяной реактор, модернизированный.

ИБГ.1М — исследовательский водо-водяной гетерогенный корпусной ядерный реактор.

ИКС (измерители электрического сопротивления) — микромиллиомметры, предназначенные для измерения электрических сопротивлений постоянному току, в том числе электрического сопротивления контактов коммутационных устройств, контактных соединений, а также для измерений и контроля электрического сопротивления при производстве, ремонте и регламентном обслуживании низкоиндуктивных электрических аппаратов.

ИНЕС (INES (International Nuclear Event Scale)) — международная шкала ядерных событий, разработанная Международным агентством по атомной энергии с целью единообразия оценки чрезвычайных случаев, связанных с аварийными радиационными выбросами в окружающую среду на установках, связанных с гражданской атомной промышленностью.

ИР-8 — исследовательский реактор с 12 горизонтальными экспериментальными каналами, на которых размещены установки для нейтронного исследования конденсированных сред и исследований по ядерной физике.

ИРТ-Т — исследовательский реактор типовой, томский, бассейнового типа, с использованием воды в качестве замедлителя и отражателя нейтронов, теплоносителя и биологической защиты.

ИТЭР (изначально англ. International Thermonuclear Experimental Reactor; в настоящее время название связывается с латинским словом iter — путь) — международный экспериментальный термоядерный реактор.

КАР — комплекс автоматизированного расчёта, позволяющий создавать расчётные модели различных состояний реактора для программы MCU-RR (MCU-FR) с учётом реального расположения ТВС, нетопливных пакетов и рабочих органов системы управления и защиты, состава ядерного топлива, поглотителя и конструкционных материалов.

КИАЭ (CIAE, China Institute of Atomic Energy) — Китайский институт атомной энергии.

КМЗ-М — контейнер металлический защитный, предназначенный для транспортирования радиоактивных отходов III и IV классов.

КНР — Китайская Народная Республика.

КРАД 3.0 — контейнер металлический, предназначенный для размещения твёрдых и отверждённых радиоактивных отходов с целью их хранения или захоронения.

КУ — ультрафиолетовое кварцевое стекло.

КЭТВС — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.

ЛА-ИСП-МС — метод масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией.

Мавэл — младшие актиниды выжигающий элемент.

МАГАТЭ (International Atomic Energy Agency, сокр. IAEA) — Международное агентство по атомной энергии — международная организация для развития сотрудничества в сфере мирного использования атомной энергии.

МБИР — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

Минприроды России — Министерство природных ресурсов и экологии Российской Федерации.

МИР — материаловедческий испытательный (исследовательский) реактор; многопетлевой, канальный, размещённый в бассейне с водой; тепловой гетерогенный реактор с замедлителем и отражателем из металлического бериллия.

МОКС-топливо (англ. MOX — Mixed-Oxide fuel) — смешанное ураноплутониевое оксидное ядерное топливо.

МотоМастер — программа, предназначенная для настройки сервопривода и разработки программ движения, с помощью которых можно выполнить просмотр и редактирование параметров привода и режимов работы сервопривода, осуществить ручное управление им, разработать и отладить программы для программируемого логического контроллера и привода, анализировать динамические процессы, протекающие в приводе в режиме реального времени.

Муза — программа, предназначенная для расчётов теплопередачи и термогидравлики и разработанная сотрудником АО «ГНЦ НИИАР» Алексеевым А.В.

НИИАР — Научно-исследовательский институт атомных реакторов.

Никель марки НП-2 — это металл с ценными рабочими характеристиками, которые позволяют применять материал в высокоагрессивных химических средах. Маркировка «НП» расшифровывается как «никель полуфабрикатный»: материал предназначен для изготовления различных металлических полуфабрикатов.

НИЦ — Национальный исследовательский центр.

Нострадамус — программа, предназначенная для прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосферу.

О. ч. — особо чистый.

ОИЯИ — международная межправительственная научно-исследовательская организация «Объединённый институт ядерных исследований».

ООО — общество с ограниченной ответственностью.

ОПГ — обратный парогенератор.

Опт. — оптимизированный (сплав).

ОТВС — отработавшая тепловыделяющая сборка.

ОЯТ — отработавшее ядерное топливо.

ПАО — публичное акционерное общество.

ПБЯ — правила ядерной безопасности.

ПВ — петлевая установка с водяным теплоносителем.

ПВК — петлевая установка с водяным теплоносителем, кипящая.

ПГ — петлевая установка с газовым теплоносителем.

ПЛК (англ. programmable logic controller) — программируемый логический контроллер (более точный перевод на русский — контроллер с программируемой логикой), специальная разновидность электронной вычислительной машины. Чаще всего используется для автоматизации технологических процессов. В качестве основного режима работы контроллера выступает его длительное автономное использование, зачастую в неблагоприятных условиях окружающей среды, без серьёзного обслуживания и практически без вмешательства человека.

ПО — производственное объединение.

Пьюрекс-процесс (Plutonium-Uranium Recovery by EXtraction) — технологический процесс переработки облучённого ядерного топлива.

Пэл — поглощающий элемент.

РБМК — кипящий реактор большой мощности.

РБТ — реактор бассейнового типа.

РБТ, РБТ-6, РБТ-10/2 — реактор бассейнового типа.

РГП «ИЯФ» — республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан».

- РЕМИКС** (REgenerated MIXture — REMIX) — инновационное российское ядерное топливо для водородных энергетических реакторов типа ВВЭР, получаемое из неразделённой смеси регенерированного урана и плутония, которая образуется при переработке отработавшего ядерного топлива.
- Ресурс 86-2002** — программа автоматизированного расчёта накопленного усталостного повреждения конструкций при циклическом и длительном циклическом нагружении элементов оборудования и трубопроводов АЭС с реакторами ВВЭР и реакторами на быстрых нейтронах.
- РЗЭ** — редкоземельные элементы, группа из 17-ти элементов, включающая скандий, иттрий, лантан и лантаноиды (церий, празеодим, неодим, прометий, самарий, европий, гадолий, тербий, диспрозий, гольмий, эрбий, тулий, иттербий, лютеций).
- РИНЦ** — Российский индекс научного цитирования.
- РИТМ** — реактор интегрального типа, модульный.
- РКУ** — ртутный консольный уличный светильник.
- Роспотребнадзор** — федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека.
- Ростехнадзор** — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
- РФ** — Российская Федерация.
- СВЧ** — сверхвысокочастотное излучение (СВЧ-излучение) — электромагнитное излучение, включающее в себя дециметровый, сантиметровый и миллиметровый диапазоны радиоволн, частоты микроволнового излучения изменяются от 300 МГц до 300 ГГц (длина волны от 1 м до 1 мм). По другому определению — в радиолокации — микроволновым диапазоном принято обозначать волны с частотами от 1 до 100 ГГц (с длинами волн от 3 дм до 3 мм). В обоих определениях микроволновое излучение включает в себя диапазон сантиметровых волн.
- СМ** — высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, по одной версии названный *сверхмощным, самым мощным* из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов, по другой версии, СМ от Савелий Моисеевич, по имени Савелия Моисеевича Фейнберга.
- СМИ** — средства массовой информации.
- СНГ** — Содружество Независимых Государств.
- СНУП** — смешанное нитридное ураноплутониевое топливо.
- СОВА** — система обслуживающая внутримодульная автоматизированная.
- СОДС-Р** — система обнаружения дефектных ТВС в активной зоне на остановленном реакторе (реакторная система, совмещённая с механизмом перегрузки).
- СПШ** — сервопривод шаговый.
- СССР** — Союз Советских Социалистических республик.
- СТ-1125** — высокотемпературный критический стенд.
- Ст20 (ст.20А; 20ПВ; 20пв; 20-ПВ; 20-Ш; 20-КТ; 20-КСХ; 20СШ)** — сталь конструкционная углеродистая качественная, незаменимая в машиностроении; применяется в качестве материала труб перегревателей, коллекторов и трубопроводов котлов высокого давления, штампованных деталей, цементируемых деталей для длительной и весьма длительной службы при температуре до 350 °С.
- СУЗ** — система управления и защиты.
- СУМА** — сборка для утилизации младших актинидов.
- США** — Соединённые Штаты Америки.
- Т. а.** — тяжёлый атом.
- ТВС** — тепловыделяющая сборка.
- ТВС-2** — тепловыделяющая сборка с жёстким каркасом, образованным приваркой двенадцати дистанционирующих решёток к направляющим каналам. Является эволюционным развитием конструкций предшествующих бесчехловых ТВС, по сравнению с которыми в неё не добавлено ни одного нового элемента. Все новые качества получены путём применения положительно зарекомендовавших себя в эксплуатации решений, усовершенствования конструкции отдельных составляющих элементов.
- ТВС-2М** — модификация сборки ТВС-2, но с укороченными концевыми деталями и, соответственно, удлинённым топливным столбом активной зоны тринадцатой решёткой внизу, которая закрепляет пучок в зоне гидродинамической неустойчивости. Дополнительно оптимизированы дистанционирующие решётки для уменьшения гидродинамического сопротивления. Назначение сборки ТВС-2М — 18-месячный топливный цикл.

ТВСА — тепловыделяющая сборка разработки АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова»; с жёстким каркасом, формируемым шестью уголками и дистанционирующими решётками; с увеличенной глубиной выгорания, повышенной эксплуатационной надёжностью и усиленной изгибной жёсткостью.

ТВСА-12 — тепловыделяющая сборка разработки АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова»; с двенадцатью дистанционирующими решётками.

ТВСА-5М — модификация тепловыделяющей сборки разработки АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова».

ТВСА-PLUS — разрабатываемая конструкция сборки ТВСА, рассчитанная на эксплуатацию в 18-месячном топливном цикле при работе на мощности 104 % от номинальной.

ТВС-Альфа — тепловыделяющая сборка разработки АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова», комплектуемая восьмью дистанционирующими решётками увеличенной высоты с оптимизированной геометрией ячейки, твэлами с оболочкой меньшей толщины и таблетками без отверстия.

ТВСА-Т — тепловыделяющая сборка ТВСА с сокращённым до восьми количеством дистанционирующих решёток. Модификация ТВСА для поставок на АЭС «Темелин» (Чехия) для замены топлива американской компании «Вестингауз».

ТВСА-Т.mod.2 — тепловыделяющая сборка (для АЭС «Темелин» (Чехия)) с увеличенной, по сравнению со сборкой ТВСА-Т, ураноёмкостью и более совершенной конструкцией, которая обеспечивает более высокую экономическую эффективность эксплуатации ядерного топлива, а также большую жёсткость каркаса и меньшее гидравлическое сопротивление, что также положительно отразится на эксплуатационных характеристиках.

ТВС-Квадрат — тепловыделяющая сборка с квадратными дистанционирующими решётками, в конструкции которой для реакторов используется топливо из диоксида урана с обогащением по урану-235 до 5 % с добавкой гадолиния.

Твэг — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.

Твэл — тепловыделяющий элемент.

ТК — транспортный комплект.

ТУ — технические условия.

ТУК — транспортный упаковочный комплект.

ТЭЦ — теплоэлектроцентраль.

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.

УДКС — универсальная система дозиметрического контроля.

УИМ — устройство измерительное многофункциональное.

УКТ — упаковочный контейнер, транспортный.

УСТ — установка сжигания.

Ф-1 — первый физический реактор (до 1955 года — котёл); первый ядерный реактор в СССР и Европе, памятник науки и техники.

ФБУ — федеральное бюджетное учреждение.

ФГАОУ ВО — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования.

ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» — Димитровградский инженерно-технологический институт.

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет».

ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина».

ФГБОУ ВО — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования.

ФГБОУ ВПО — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования.

ФГБУ — федеральное государственное бюджетное учреждение.

ФГБУ «Главрыбвод» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Главное бассейновое управление по рыболовству и сохранению водных биологических ресурсов».

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"».

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова Национального исследовательского центра "Курчатовский институт"».

ФГБУН — федеральное государственное бюджетное учреждение науки.

ФГБУН «ИВТЭ УрО РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт высокотемпературной электрохимии» Уральского отделения Российской академии наук.

ФГБУН «ИТХ УрО РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт технической химии» Уральского отделения Российской академии наук.

ФГУ — федеральное государственное учреждение.

ФГУП — федеральное государственное унитарное предприятие.

ФГУП «ПО "Маяк"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение "Маяк"».

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ имени академика Е.И. Забабахина» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина».

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики».

ФГУП «ЦНИИАтоминформ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт управления, экономики и информации Министерства атомной промышленности Российской Федерации».

ФГУП «ЦНИИЧермет» — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт чёрной металлургии имени И.П. Бардина».

Х. ч. — химически чистый.

Х. д. — холоднодеформированный.

Циркалой — коррозионно-стойкий сплав на основе губчатого циркония магнетермического способа производства, основным легирующим элементом которого является олово (массовая доля — 1,2–1,7 %), но в сочетании с небольшими добавками железа (0,07–0,24 %), хрома (0,05–0,15 %) и никеля (0,03–0,08 %). Сплав Циркалой-4 используется в реакторах PWR, а Циркалой-2 — в реакторах BWR.

ЧС139 — высокохромистая ферритно-мартенситная сталь для производства прутков, трубной заготовки и труб, применяемых для изготовления деталей и конструкций активных зон энергетических ядерных (реакторов на быстрых нейтронах) и термоядерных реакторов.

ЧС68 (06X16H15M2G2TFP) — аустенитная сталь, применяемая для изготовления оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах.

Э110 — сплав на основе циркония с одним процентом ниобия.

Э110 опт. — сплав циркония с одним процентом ниобия, оптимизированный по примесям.

Э635 — сплав циркония, легируемый оловом (1,2 %), ниобием (1 %) и железом (0,4 %).

ЭВМ — электронно-вычислительная машина.

ЭК164-ИД (07X16H19M2G2BTP-ИД) — аустенитная хромоникелевая сталь, коррозионно-стойкая и жаропрочная, используется для изготовления оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах (ЭК — электростальская (завод), ИД — вакуумно-индукционная выплавка плюс вакуумно-дуговой переплав).

ЭК181 — жаропрочная ферритомартенситная хромистая сталь, малоактивируемая, для изготовления деталей и конструкций активных зон энергетических ядерных (реакторов на быстрых нейтронах) и термоядерных реакторов, электростальская (завод).

ЭМ — электрообогреваемый модуль.

ЭП450 (12Х12М1БФР) — ферритно-мартенситная легированная бором, коррозионно-стойкая, жаропрочная сталь, используется для изготовления труб (включая особо тонкостенные трубы для оболочек твэлов) для оборудования ядерных энергетических установок.

ЭП450-ДУО — ферритно-мартенситная дисперсно-упрочнённая nano дисперсными оксидами (ДУО) сталь, коррозионно-стойкая, радиационно стойкая, жаропрочная, используется в качестве конструкционного материала элементов активных зон (включая оболочек твэлов) перспективных ядерных энергетических установок на быстрых нейтронах.

ЭП823 (16Х12МВСФБР) — хромистая ферритно-мартенситная радиационно стойкая сталь, используется для изготовления особо тонкостенных труб; прутков со специальной отделкой поверхности; для изготовления конструкций и элементов ядерных энергетических установок специального назначения.

ЭП823-ДУО — механически легированная дисперсно-упрочнённая оксидами ферритно-мартенситная сталь (основа ЭП823) для изготовления конструкций ядерных энергетических установок специального назначения.

ЭП823-Ш (16Х12МВСФБР-Ш) — ферритно-мартенситная легированная, в том числе кремнием, сталь для изготовления особо тонкостенных труб и прутков, конструкций и элементов ядерных энергетических установок специального назначения.

ЭТВС — экспериментальная тепловыделяющая сборка.

019Х18Н9 — коррозионно-стойкая сталь с контролируемым ферритом, применяется для производства трубной заготовки; бесшовных горячекатаных труб с наружным диаметром 108–325 мм; холоднодеформированных бесшовных электрополированных труб и для элементов активных зон ядерных энергетических установок.

07Х12НМФБ (07Х12НМФБ-ВИ; ЧС80; ЧС80-ВИ) — жаропрочная коррозионно-стойкая, низкоуглеродистая, хромистая сталь мартенситного класса для производства кованой трубной заготовки, применяемой для изготовления труб и трубных досок парогенераторов и оборудования АЭС.

09Г2С (отечественные аналоги 09Г2, 09Г2ДТ, 09Г2Т, 10Г2С) — низколегированная конструкционная сталь, используется при производстве сортового и листового проката и фасонных профилей повышенной прочности, применяется для изготовления различных деталей и элементов сварных металлоконструкций.

09ГСФ — сталь конструкционная легированная, используется при изготовлении нефтепроводов, муфт, магистральных трубопроводов, трубных заготовок, бесшовных, горячедеформированных, нефтегазопроводных труб, характеризуется повышенной защитой от внешних воздействий, растрескивания, высокой коррозионной стойкостью, а также устойчивостью к низким температурам (выдерживает от –60 °С до 40 °С).

10 пс — сталь конструкционная углеродистая качественная, полуспокойная, используется для изготовления деталей, работающих при температуре до 450 °С.

12Х18Н10Т — коррозионно- и жаростойкая, жаропрочная высоколегированная, высокоуглеродистая, аустенитная, немагнитная титаносодержащая сталь, являющаяся наиболее популярным конструкционным материалом изделий активной зоны, используемая для производства изделий, эксплуатирующихся в агрессивных средах и стойких к электрохимической коррозии при невысокой температуре.

12Х1МФ — жаропрочная низколегированная сталь перлитного класса; используется для труб пароперегревателей, трубопроводов и коллекторных установок высокого давления; поковок для паровых котлов и трубопроводов; деталей цилиндров газовых турбин; для изготовления деталей, работающих при температуре 540–580 °С, в том числе оборудования и трубопроводов ядерных энергетических установок.

42ХНМ — высоконикелевый сплав, применяющийся для изготовления изделий специального назначения, особо тонкостенных труб для деталей в реакторостроении, оболочек твэлов, рабочих источников нейтронов, элементов активной зоны ядерных реакторов и прочего.

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

API (application programming interface) — средство интеграции приложений, модуль для обеспечения взаимодействия всех остальных модулей серверной части: трёхмерной модели, модулей математического моделирования и системного мониторинга.

ASTM — American Society for testing and materials.

ATF (Accident Tolerant Fuel) — толерантное топливо, устойчивое к авариям, которое работоспособно как в нормальных условиях работы, так и в условиях потери теплоносителя.

BEC (Background Equivalent Concentration) — фоновая эквивалентная концентрация.

CAD-код (computer-aided design) — система автоматизированного проектирования, которая включает процесс создания технического чертежа с использованием компьютерного программного обеспечения.

CARE — программа для расчёта радиационных характеристик и изменения нуклидного состава ядерного материала (актиниды и продукты деления) и конструкционных материалов, облучавшихся в реакторе. В каталог данных введена информация по изотопам с периодом полураспада больше 6 ч.

CFD-код (computational fluid dynamics) — совокупность физических, математических и численных методов гидродинамики, предназначенных для вычисления характеристик потоковых процессов.

COM-порт (от англ. COMMunication port) — двунаправленный последовательный интерфейс, предназначенный для обмена байтовой информацией, информация через него передаётся по одному биту, бит за битом (в отличие от параллельного порта).

CONSYST-2 — система подготовки констант.

CSN — Cesko-Slovenska statni norma (маркировка сталей по национальным стандартам).

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

Ethernet (от англ. ether «эфир» и network «сеть, цепь») — семейство технологий пакетной передачи данных между устройствами для компьютерных и промышленных сетей.

FENDL — (Fusion Evaluated Nuclear Data Library) — библиотека ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, нейтронным сечениям и распределению частиц в нейтронных реакциях.

FISPACT-II (разработан на основе инвентарного кода FISPIN (Fission Per Activation) — инвентарный код в Европейской системе расчёта активации EASY (European Activation System) для расчёта активации материалов после облучения нейтронами или заряженными частицами, дающий подробную информацию о путях образования этих нуклидов; программа, описывающая изотопную кинетику, для расчёта изменения изотопного состава различных сборок в процессе облучения в реакторе, числа делений, оценки изотопной активности).

Flow Simulation — дополнительный модуль к программному комплексу SolidWorks, обеспечивающий возможность моделирования течения жидкостей и газов.

GUI (graphical user interface) — модуль для работы конечного пользователя с самой программой, визуализация всех доступных функций серверной части.

HTR-PM600 (High Temperature Gas Cooled Reactor — Pebble-Bed Module) — высокотемпературный газоохлаждаемый реактор с шаровыми твэлами.

IMCOR_SM (Imitator Core reactor SM) — имитатор активной зоны реактора SM; программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и необходимый для расчётного сопровождения эксплуатации реактора SM (например, для расчёта нейтронно-физических характеристик).

ISBN (International Standard Book Number) — международный стандартный книжный номер.

JCPDS (The Joint Committee on Powder Diffraction Standards) — международный центр дифракционных данных, ведёт базу данных порошковых дифракционных картин, файл порошковой дифракции, включая d-интервалы и относительные интенсивности наблюдаемых дифракционных пиков.

Образцы могут быть определены экспериментально или вычислены на основе кристаллической структуры и закона Брэгга.

KAR — то же, что и KAP.

LABGENE — опытно-экспериментальный реактор лаборатории генерации ядерно-электрической энергии (Nuclear Power Generation Laboratory) Научно-технологического центра Военно-морских сил Бразилии.

LabVIEW (англ. Laboratory Virtual Instrumentation Engineering Workbench) — среда разработки и платформа для выполнения программ, созданных на графическом языке программирования G.

LOCA (Loss-of-Coolant Accident) — авария с потерей теплоносителя.

MAVRIC (The Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations) — расчётный код, предназначенный для проведения оценки плотности потока нейтронов и фотонов с учётом ослабления экранирующими материалами.

MCU (Monte Carlo Universal) — программа расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов.

MCU-FR (Monte-Carlo Universal Fast Reactor) — программа, предназначенная для моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией с учётом изменения изотопного состава материалов; может быть использована для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах, а так же объектов замкнутого ядерного топливного цикла.

MCU-PTR (Monte Carlo Universal Pool Type Reactor) — программа, предназначенная для прецизионного моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и весовыми (неаналоговыми) методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в ядерных реакторах с учётом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании.

MCU-RFFI/A (Monte Carlo Universal Research; RFFI в данном случае — транслитерация с русского на английский Российского фонда фундаментальных исследований) — 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.

MDBPT50 — библиотека ядерных констант, являющаяся неотъемлемой частью программы MCU-PTR, подготовленная на основе библиотек оценённых ядерных данных.

MicroShield v9.05 — программа, предназначенная для оценки мощности поглощённой дозы гамма-излучения от источников типовой геометрии с учётом ослабления потока гамма-квантов экранирующими материалами.

MotorSPS (название программы «Мотор СПШ» на англ.) — пользовательская программа дистанционного управления сервоприводом в составе экспериментальной установки, которая абстрагирует от пользователя реализацию взаимодействия с контроллером привода сервопривода, позволяет регистрировать и хранить положение значения экрана, вести журнал взаимодействия пользователя с программой.

MS Excel (Microsoft Excel) — программа для работы с электронными таблицами корпорации «Майкрософт» (Microsoft).

NETZSCH Proteus — пакет программ Proteus®, включающий в себя все средства управления и специфические настройки для каждого прибора, средства хранения и обработки данных.

NG-CT-10 — графит производства китайской фирмы «Фанда Карбон Нью Материал Компани» (Fangda Carbon New Material Company Ltd.).

NIST (National Institute of Standards & Technology) — Национальный институт стандартов и технологий США.

PDF-2 (The International Centre for Diffraction Data (ICDD)) — база рентгенодифракционных данных Международного центра дифракционных данных.

PDWin — пакет программ, предназначен для автоматизации процесса обработки порошковых рентгенограмм, снятых на дифрактометрах ДРОН-4, ДРОН-6 или ДРОН-7 и решения различных кристаллографических и физических задач для поликристаллических материалов.

POCO — высокопрочный изотропный искусственный графит.

PREPRO_2017 (Pre-processing Codes) — пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF/B.

PWR (Pressurized water reactor) — реактор с водой под давлением.

RELAP5/MOD3.2 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) — теплогидравлический код, предназначенный для расчётного анализа контуров охлаждения водо-водяных реакторных установок, а также элементов активных зон.

RENTGEN — программный комплекс, предназначенный для измерения и идентификации порошковых рентгенограмм.

RIA (Reactivity initiated accident) — реактивно-иницированная авария.

SCALE (A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design; Includes ORIGEN and AMPX) — комплекс для моделирования и анализа ядерной безопасности, который разрабатывается, поддерживается, тестируется и управляется отделом реакторов и ядерных систем (RNSD) Ок-Риджской национальной лаборатории (ORNL).

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

SolidWorks FlowSimulation — универсальный вычислительный комплекс для моделирования потоковых процессов в текучей среде с применением методов вычислительной гидродинамики, применяется для решения стационарных и нестационарных пространственных задач механики жидкости и газа, теплопередачи и теплообмена и др.

SpecterD (Specter Displacement per atom) — программа для расчёта радиационного повреждения облучаемых материалов.

SRM (Standard Reference Material) — стандартный эталонный материал.

STC (Scantech transport container) — транспортный комплект фирмы «Скантеч» (Scantech International Pty Ltd. (Австралия)).

TRIGEX (Three-dimensional Hexagonal Geometry) — комплекс программ для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах в трёхмерной гексагональной геометрии в многогрупповом (до двадцати шести групп) диффузионном приближении на основе библиотек ядерных констант БНАБ-93 и систем подготовки констант CONSYST-2. Код прошёл верификацию и адаптацию по множеству экспериментальных и расчётных исследований на реакторе БОР-60. Комплекс программ TRIGEX аттестован для расчёта реакторов БН-600 и БН-800 и верифицирован для расчётов реактора БОР-60.

TRIUM (Trigex Upgrade Monte-Carlo) — программный комплекс, позволяющий наиболее эффективным образом организовать трудоёмкие расчёты по определению максимально точных значений нейтронно-физических характеристик.

TWR (Traveling wave reactor) — реактор на бегущей волне.

UPM (от первоначального названия Universal Metrologist Program — универсальная программа метролога) — программа для расчёта изменений изотопного состава в образце заданного материального состава.

USA — United State of America.

USB (англ. Universal Serial Bus — «универсальная последовательная шина») — последовательный интерфейс для подключения периферийных устройств к вычислительной технике. Получил широчайшее распространение и стал основным интерфейсом подключения периферии к бытовой цифровой технике, позволяет не только обмениваться данными, но и обеспечивать электропитание периферийного устройства. Сетевая архитектура даёт возможность подключать большое количество периферии даже к устройству с одним разъёмом USB.

Vikond2 — программное средство, предназначенное для расчёта температуры и напряжённо-деформированного состояния твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом при эксплуатации в реакторах на быстрых нейтронах.

СПИСОК АВТОРОВ СТАТЕЙ С УКАЗАНИЕМ СТРАНИЦ ИЗДАНИЯ

А

Аббязова Вероника Геннадьевна.....	201, 205, 206
Абдуллов Рафаэль Геннадьевич	201, 203, 205, 206, 208
Абрамов Сергей Валентинович	160
Авдонин Василий Вячеславович	230
Алексеев Александр Вениаминович.....	18, 20
Алой Альберт Семёнович	183
Андреев Олег Иванович	194, 201
Андреев Степан Алексеевич	155
Анисимов Владислав Юрьевич	80
Артемьева Татьяна Григорьевна	155
Ахремочкина Оксана Андреевна	232

Б

Балалаева Елена Владимировна.....	164, 181
Безднякова Елена Александровна	183, 185, 187
Белан Елена Павловна	139, 144
Белов Александр Владимирович	29
Белозерова Алла Равильевна.....	58, 59, 62
Беляева Анна Викторовна.....	103, 119, 123
Бобин Валентин Александрович	107
Боев Антон Владимирович	56
Боков Артём Александрович	112
Болдаков Валентин Андреевич	185, 187
Борисов Константин Владимирович.....	90
Борзова Анастасия Владимировна	201, 205, 206
Буланова Татьяна Михайловна	115
Бурукин Андрей Валентинович	10, 33
Буткалюк Ирина Львовна	201, 203, 208, 210, 213
Буткалюк Павел Сергеевич	201, 203, 208, 210, 213

В

Валишин Марат Фаритович	40, 43
Васильев Владимир Иванович	64
Владимирова Ольга Николаевна	64
Власов Юрий Александрович.....	116, 119, 144, 145, 146, 150
Волков Алексей Юрьевич	165, 167, 178
Волкова Ирина Николаевна	88, 97, 100
Волкович Владимир Анатольевич.....	162, 179

Г

Галиев Равил Садурович	179
Галицкий Борис Михайлович.....	227
Гибадуллин Ильназ Ильдарович.....	139
Гильмутдинов Илгиз Фаилович	90, 152
Гильмутдинов Ильнур Фаилович.....	103, 109, 119, 123
Головко Дмитрий Алексеевич	203
Гончар Артём Александрович	230
Гончаренко Юрий Денисович	116, 119, 133
Гончарова Галина Валентиновна	201
Гордеев Виктор Петрович	220
Гребёнкин Юрий Петрович	50
Гринь Петр Иванович.....	94, 103, 123

Громов Михаил Олегович	29, 229
Губкина Алена Ивановна	220, 227, 229, 230

Д

Давыдов Владимир Владимирович	219
Демидов Александр Леонидович.....	234
Демидовская Екатерина Олеговна	64
Дмитриев Михаил Геннадьевич.....	176, 185
Дмитриева Ольга Сергеевна	169, 172, 174, 176, 181, 183, 185, 187, 189
Дреганов Олег Игоревич.....	18, 20, 75
Дубинина Светлана Анатольевна	64
Дыреев Алексей Николаевич	56, 144, 150
Дьяченко Алексей Евгеньевич.....	80

Е

Евсеев Леонид Александрович	135
Елизеркина Алиса Юрьевна.....	201, 205, 206
Енин Сергей Александрович.....	58, 62
Ерин Евгений Александрович	164, 165, 167, 178
Ерина Александра Евгеньевна	164
Ерёмин Сергей Григорьевич.....	56, 116, 119, 144, 145, 150
Ефимов Вадим Анатольевич.....	185, 190
Ефимов Евгений Ильич	36, 38, 43, 74, 152
Ефимов Сергей Анатольевич.....	162
Ещеркин Антон Геннадьевич	17

Ж

Жемков Игорь Юрьевич	56, 115
Жителев Владимир Алексеевич	88, 90, 97, 112
Жулинский Сергей Иванович	50

З

Зайченко Павел Александрович.....	38, 72, 74, 75
Замалтдинова Алия Ремисовна.....	185, 187
Звир Елена Аркадьевна.....	87, 107

И

Иванов Виктор Александрович.....	174
Иванович Юлия Витальевна.....	155
Ижутов Алексей Леонидович	33, 152
Ильин Павел Александрович	103, 107, 123
Ильиных Григорий Александрович	29, 35
Ишунина Ольга Васильевна	62

К

Казакова Елена Владимировна.....	201, 203
Калёнова Майя Юрьевна	181
Калинина Наталия Константиновна	29, 31, 33, 35
Калиновская Наталья Александровна	234
Калыгин Владимир Валентинович	72, 78

- Каплин Александр Васильевич 155
Капралов Данил Андреевич 176
Карпович Наталья Фёдоровна 183
Кизин Виктор Дмитриевич 220, 222, 224, 225, 230
Киреев Николай Викторович 47
Киреева Лилия Валентиновна 20
Киселёва Ирина Владимировна 18, 20
Кобылянский Геннадий Петрович 90, 94
Кожанов Антон Андреевич 164, 165, 183, 187
Колесник Владимир Владиславович 219
Колобова Алёна Андреевна 164, 165, 167, 176, 181,
183, 185, 187, 210
Копанева Кристина Олеговна 176, 185, 187, 189
Копылов Владислав Маркович 169
Корнилов Александр Степанович 176, 189
Костюченко Николай Александрович 155
Кремер Александр Викторович 65, 68
Крюков Федор Николаевич 103, 119
Кузин Михаил Александрович 190
Кузнецов Иван Владимирович 181
Кузнецова Елена Евгеньевна 17
Кузьмин Сергей Валерьевич 90, 119, 123
Кулакова Мария Александровна 130, 135
Куприянов Алексей Владимирович 196, 199
Куприянов Василий Владимирович 165
Куприянов Владимир Николаевич 165
Кусовников Алексей Викторович 29
- Л**
- Лакеев Павел Владимирович 178
Леоненко Александр Анатольевич 65, 68,
Леоненко Дмитрий Анатольевич 65, 68
Лизин Андрей Анатольевич 162, 181
Льбопа Сергей Владимирович 162
- М**
- Мазаев Андрей Олегович 94, 109
Майнсков Семён Владимирович 25
Макаров Евгений Игоревич 115
Малков Андрей Павлович 27, 38, 40, 65, 68, 72,
74, 75, 80, 196
Мальцев Юрий Николаевич 123
Мальцева Елена Борисовна 123
Мамонов Алексей Владимирович 219
Мамонова Юлия Александровна 219
Марихин Николай Юрьевич 33, 36, 152
Маркелов Дмитрий Евгеньевич 115, 119, 123, 148
Матророва Наталья Николаевна 234
Мельникова Ирина Михайловна 181
Минвалиев Рамиль Наильевич 208
Мирошниченко Геннадий Владимирович 155
Митрофанов Игорь Владимирович 27
Михайлов Павел Александрович 220, 222, 224, 225, 227
Моисеев Виталий Сергеевич 35
Момотов Владимир Николаевич 165, 167, 178
Муралёва Елена Михайловна 135
- Мурасова Ольга Владимировна 181, 183, 185, 187
Мухаммадеев Андрей Салаватович 174
- Н**
- Набойщиков Юрий Владимирович 50, 52, 54, 56, 115, 144
Нагайцев Вадим Геннадьевич 29
Назаров Александр Николаевич 155
Незговорев Николай Юрьевич 187
Неустроев Виктор Степанович 115
Никитин Олег Николаевич 90, 103, 109,
119, 123, 187
Новосёлова Алёна Владимировна 179
Нуждов Андрей Анатольевич 31, 33, 155
- О**
- Обухов Александр Валерьевич 119, 148
Овчинников Владимир Александрович 17, 18
Ореховский Андрей Сергеевич 94, 123
Осипенко Анастасия Александровна 179
Осипенко Александр Григорьевич 174, 179
- П**
- Павлов Валерий Витальевич 58, 62
Пайдулов Андрей Владимирович 27, 40, 75
Палачёв Павел Сергеевич 33
Петелин Алексей Леонидович 10, 27, 196
Петров Антон Игоревич 174
Пименов Василий Вениаминович 25, 38, 40, 74, 78
Плотников Андрей Иванович 146
Погляд Николай Степанович 50, 52, 144
Погляд Сергей Степанович 169, 172, 179, 185, 187
Полежаев Арсений Александрович 50, 52, 54, 56
Половов Илья Борисович 162, 174, 179
Полякова Татьяна Андреевна 40, 43, 45, 47
Посевин Алексей Олегович 145, 146
- Р**
- Разживин Станислав Геннадьевич 219
Рогожкин Сергей Владимирович 64
Романов Евгений Геннадьевич 196, 199, 208
Романовский Вадим Сергеевич 65, 68
Ротманов Константин Владиславович 201, 203, 206,
208, 210, 213
Рыжов Александр Александрович 179
- С**
- Савинков Юрий Викторович 190
Сагалов Сергей Сергеевич 94, 117, 123
Сазонтов Сергей Аркадьевич 27, 40, 196
Седин Алексей Юрьевич 10
Сергеев Алексей Викторович 169
Серебряков Владимир Валерианович 218, 219, 232
Сивкова Виктория Андреевна 187
Сидоренко Оксана Георгиевна 112
Симонов Вячеслав Юрьевич 240
Сластихина Полина Владимировна 183

Смирнов Максим Николаевич.....	203	Халяпин Антон Юрьевич.....	64
Смоленский Валерий Владимирович.....	179	Харьков Дмитрий Викторович.....	139, 144
Соболев Александр Михайлович.....	232	Хренов Алексей Сергеевич.....	94
Соколовский Дмитрий Анатольевич.....	115, 119, 123	Хусаинов Дамир Тагирзанович.....	164, 165, 181
Соловьёв Максим Анатольевич.....	234		
Сорбат Дмитрий Михайлович.....	139, 144	Ч	
Строжук Андрей Владиславович.....	94, 107, 112, 117	Черников Дмитрий Александрович.....	70
Сулейманов Ильдар Радикович.....	43, 45, 47	Черноокая Евгения Валерьевна.....	201, 205
Султанов Динис Данильевич.....	29	Чернышева Татьяна Ивановна.....	58, 62
		Чертопятов Евгений Владимирович.....	100, 116, 119
Т		Чертухина Наталия Владимировна.....	246
Табакин Евгений Мордухович.....	155	Чикризова Ольга Викторовна.....	203
Тагунов Анатолий Владимирович.....	179		
Тарасов Валерий Анатольевич.....	196, 199	Ш	
Тебелев Леонид Дмитриевич.....	36	Шагвалиев Ильдар Наилевич.....	115
Телешев Александр Юрьевич.....	174	Шамардин Валентин Кузьмич.....	133
Теплов Вадим Геннадьевич.....	103, 107, 123	Шараев Айрат Марселевич.....	40, 74, 75
Тихонова Дарья Евгеньевна.....	165, 167	Шаронова Марина Геннадьевна.....	56
Томилин Сергей Васильевич.....	164, 210	Шахмуть Елена Евгеньевна.....	17
Тузов Александр Александрович.....	4	Шельдяков Алексей Андреевич.....	90
Тульникова Ольга Владимировна.....	240	Шикунов Андрей Владимирович.....	240
		Широкова Надежда Ивановна.....	80
У		Шишалова Галина Владимировна.....	88, 94, 97, 100, 133
Узиков Виталий Алексеевич.....	45, 199	Шишин Валерий Юрьевич.....	152
Ушакова Зарина Геннадьевна.....	203	Шулимов Виталий Николаевич.....	18, 20
Ф		Ю	
Федосеев Александр Евгеньевич.....	139, 144	Юсупов Антон Наильевич.....	220, 222, 225, 227, 229, 230
Федулин Кирилл Викторович.....	234	Юсупова Альбина Эмильевна.....	54, 62
Филякин Геннадий Вениаминович.....	140		
Фомин Данил Витальевич.....	72	Я	
		Яндаев Дени Моулдинович.....	162, 172, 181, 183, 185, 187
Х		Яндаева Дарья Игоревна.....	40, 43, 45, 47
Хамдеев Марс Ильгизерович.....	164, 165, 167, 178, 181, 183, 187		

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов	4
------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, А.Ю. Седин	8
--	---

Испытания твэлов с РЕМИКС-топливом в режиме скачкообразного изменения мощности.

А.Г. Ещеркин, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, В.А. Овчинников	17
---	----

Изучение поведения твэлов с РЕМИКС-топливом в условиях аварии с потерей теплоносителя.

В.А. Овчинников, А.В. Алексеев, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов, О.И. Дреганов	18
--	----

Поведение твэлов реактора ВВЭР-1000 в условиях аварии с несанкционированным вводом положительной реактивности.

А.В. Алексеев, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов, О.И. Дреганов, Л.В. Киреева	20
---	----

Предварительные результаты испытаний в реакторе МИР комбинированных тепловыделяющих сборок с экспериментальными твэлами.

В.В. Пименов, С.В. Майнсков	25
-----------------------------------	----

Экспериментальные исследования физических характеристик реактора СМ с модернизированной активной зоной.

А.П. Малков, И.В. Митрофанов, А.В. Пайдулов, А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов	27
--	----

Радиационные испытания электродвигателя ДАР-2.2.

Н.К. Калинина, Г.А. Ильиных, А.В. Белов, В.Г. Нагайцев, М.О. Громов, А.В. Кусовников, Д.Д. Султанов	29
--	----

Разработка новой методики испытаний газонаполненных образцов конструкционных материалов при высокодозном облучении в реакторе СМ.

Н.К. Калинина, А.А. Нуждов	31
----------------------------------	----

Разработка облучательного устройства для ампульных испытаний конструкционных материалов в топливных солях.

А.Л. Ижутов, Н.К. Калинина, П.С. Палачёв, Н.Ю. Марихин, А.В. Бурукин, А.А. Нуждов	33
---	----

Подготовка к реакторным испытаниям образцов оболочек твэлов для реактора ВВЭР-СКД.

Н.К. Калинина, Г.А. Ильиных, В.С. Моисеев	35
---	----

Развитие концепции технологии цифрового двойника реактора СМ.

Л.Д. Тебелев, Е.И. Ефимов, Н.Ю. Марихин	36
---	----

Обоснование безопасности эксплуатации реактора РБТ-10/2 с бериллиевыми вытеснителями в ячейках активной зоны.

Е.И. Ефимов, В.В. Пименов, П.А. Зайченко, А.П. Малков	38
---	----

Завершение перевода реактора РБТ-6 на топливо с повышенным содержанием урана.

М.Ф. Валишин, А.В. Пайдулов, А.М. Шараев, Т.А. Полякова, Д.И. Яндаева, А.П. Малков, С.А. Сазонтов, В.В. Пименов	40
--	----

Результаты нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов для обоснования модернизации участков ядерного легирования кремния и радиационного окрашивания минералов.

М.Ф. Валишин, Е.И. Ефимов, И.Р. Сулейманов, Т.А. Полякова, Д.И. Яндаева	43
---	----

Организация принудительной циркуляции теплоносителя в облучательном канале для охлаждения минералов в реакторе РБТ-6.

В.А. Узиков, Т.А. Полякова, И.Р. Сулейманов, Д.И. Яндаева	45
---	----

Расчётное обоснование дополнительного срока эксплуатации обратного парогенератора реактора БОР-60. Н.В. Киреев, Т.А. Полякова, И.Р. Сулейманов, Д.И. Яндаева	47
Электрофизические исследования образцов обмоточного провода в процессе воздействия повышенной температуры и потока быстрых нейтронов. Ю.П. Гребёнкин, С.И. Жулинский, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, А.А. Полежаев	50
Расчётные исследования переходных процессов в тепловыделяющей сборке при мгновенной блокировке расхода теплоносителя. Н.С. Погляд, Ю.В. Набойщиков, А.А. Полежаев	52
Расчётное определение активации сталей в различных спектрах нейтронов реактора БОР-60. А.Э. Юсупова, Ю.В. Набойщиков, А.А. Полежаев.....	54
Обоснование конструкции облучательного устройства для испытаний конструкционных материалов в реакторе БОР-60. С.Г. Ерёмин, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Н. Дыреев, А.В. Боев, А.А. Полежаев, М.Г. Шаронова	56
Планирование эксперимента по спектрометрии нейтронных полей в реакторе СМ после модернизации. А.Р. Белозерова, С.А. Енин, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева	58
Определение активности компонентов петлевой установки с циркуляцией топливной соли. А.Р. Белозерова	59
Нейтронно-дозиметрическое сопровождение испытаний модельных сплавов циркония в реакторе БОР-60. А.Р. Белозерова, О.В. Ишунина, С.А. Енин, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева, А.Э. Юсупова	62
Организация и поддержание в петлевых установках реактора МИР водно-химических режимов сложного состава. О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, С.А. Дубинина, Е.О. Демидовская, А.Ю. Халяпин, С.В. Рогожкин	64
Измерение распределения трансурановых элементов в реакторных мишенях по собственному гамма-излучению. А.П. Малков, В.С. Романовский, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко	65
Измерение распределения стартового материала в реакторных мишенях на основе плутония. А.П. Малков, В.С. Романовский, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко	68
Система дистанционного управления поворотом нейтронно-поглощающего экрана. Д.А. Черников	70
Анализ работы реактора МИР. П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Калыгин, Д.В. Фомин	72
Анализ работы реактора РБТ-10/2. П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.М. Шараев, Е.И. Ефимов	74
Результаты основных экспериментальных исследований, проведённых на критических стендах реакторов СМ и МИР. А.В. Пайдулов, А.П. Малков, А.М. Шараев, П.А. Зайченко, О.И. Дреганов	75
О возможности увеличения наработки молибдена-99 в реакторе РБТ-6. В.В. Калыгин, В.В. Пименов.....	78
Результаты определения параметров реактора БОР-60, важных для безопасности. В.Ю. Анисимов, А.Е. Дьяченко, А.П. Малков, Н.И. Широкова	80

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир	84
Исследование коррозионного состояния конструктивных элементов каркаса сборки ТВСА-12, отработавшей четыре топливных цикла. И.Н. Волкова, В.А. Жителев, Г.В. Шишалова	88
Результаты исследований ATF-твэлов после первого этапа облучения в реакторе МИР. А.А. Шельдяков, К.В. Борисов, В.А. Жителев, Г.П. Кобылянский, О.Н. Никитин, Илгиз Ф. Гильмутдинов, С.В. Кузьмин.....	90
Исследование негерметичных тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000, отработавших одну топливную кампанию на Нововоронежской и Ростовской АЭС. А.О. Мазаев, А.С. Хренов, Г.П. Кобылянский, А.В. Строжук, П.И. Гринь, С.С. Сагалов, Г.В. Шишалова, А.С. Ореховский.....	94
Состояние материала дистанционирующих решёток модернизированной тепловыделяющей сборки после эксплуатации в течение трёх топливных циклов. И.Н. Волкова, В.А. Жителев, Г.В. Шишалова	97
Исследование направляющих каналов и центральной трубы модернизированной тепловыделяющей сборки после эксплуатации в течение трёх топливных циклов. Г.П. Кобылянский, И.Н. Волкова, Г.В. Шишалова, Е.В. Чертопьятов.....	100
Исследование твэлов экспериментальной тепловыделяющей сборки после облучения в реакторе БН-600. А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, П.А. Ильин, В.Г. Теплов, О.Н. Никитин, П.И. Гринь, Ильнур Ф. Гильмутдинов.....	103
Исследование поведения полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000 в штатном и аварийных режимах сухого хранения. Е.А. Звир, П.А. Ильин, А.В. Строжук, В.Г. Теплов, В.А. Бобин	107
Особенности состояния облучённого ураногадолиниевого топлива. О.Н. Никитин, Г.П. Кобылянский, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.О. Мазаев	109
Особенности формоизменения твэгов с массовой долей оксида гадолиния, равной восьми процентам. В.А. Жителев, А.В. Строжук, О.Г. Сидоренко, А.А. Боков	112
Исследования распухания и механических свойств элементов материаловедческих пакетов, облучавшихся при условиях эксплуатации поворотных пробок реактора БОР-60. В.С. Неустроев, Т.М. Буланова, И.Ю. Жемков, Е.И. Макаров, Д.Е. Маркелов, Ю.В. Набойщиков, Д.А. Соколовский, И.Н. Шагвалиев.....	115
Результаты долговременных механических испытаний на релаксацию напряжений сегментных образцов с удлинённой рабочей частью. С.Г. Ерёмин, Ю.Д. Гончаренко, Ю.А. Власов, Е.В. Чертопьятов.....	116
Результаты измерений толщины оксидной плёнки на наружной поверхности твэлов тепловыделяющих сборок ТВС-2М. С.С. Сагалов, А.В. Строжук	117
После реакторные исследования изменений элементного состава, структурно-фазового состояния и механических свойств оболочек экспериментальных твэлов. Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.Г. Ерёмин, Ю.Д. Гончаренко, Д.А. Соколовский, Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов, А.В. Беляева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, С.В. Кузьмин, Е.В. Чертопьятов, Ю.А. Власов	119

Послереакторные исследования экспериментальных твэлов со смешанным виброуплотнённым ураноплутониевым оксидным топливом — макетов твэлов реактора МБИР. Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь, А.С. Ореховский, С.С. Сагалов, П.А. Ильин, В.Г. Теплов, О.Н. Никитин, А.В. Беляева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, С.В. Кузьмин, Ю.Н. Мальцев, Е.Б. Мальцева, Д.А. Соколовский, Д.Е. Маркелов	123
Определение молибдена в циркониевых сплавах методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой. М.А. Кулакова.....	130
Исследование влияния вклада молибдена, накопленного в процессе реакторного облучения, на свойства сплавов циркония. Г.В. Шишалова, Г.П. Кобылянский, Ю.Д. Гончаренко, В.К. Шамардин.....	133
Применение метода масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией для определения атомной доли бора-10 в облучённом карбиде бора. Л.А. Евсеев, Е.М. Муралева, М.А. Кулакова	135
Использование дилатометра для измерения температурного коэффициента линейного расширения твёрдых образцов. Е.П. Белан, Д.В. Харьков, Д.М. Сорбат, А.Е. Федосеев, И.И. Гибадуллин	139
Влияние коррозионно-активных неметаллических включений на коррозионную стойкость материала нефтепровода. Г.В. Филякин.....	140
Разработка облучательных устройств для испытаний графита в реакторе БОР-60. С.Г. Ерёмин, Ю.А. Власов, А.Е. Федосеев, Ю.В. Набойщиков, Д.В. Харьков, Е.П. Белан, Н.С. Погляд, А.Н. Дыреев, Д.М. Сорбат	144
Исследование влияния водорода на термическую стабильность радиационных и деформационных дефектов в модельных сплавах циркония. С.Г. Ерёмин, А.О. Посевин, Ю.А. Власов.....	145
Облучательные устройства для испытаний циркониевых сплавов на ползучесть при сжатии и растяжении. Ю.А. Власов, А.И. Плотников, А.О. Посевин	146
Подготовка образцов для исследования поперечного сечения оболочки твэла реактора ВВЭР методом трансмиссионной электронной микроскопии. А.В. Обухов, Д.Е. Маркелов	148
Облучательные устройства для испытаний конструкционных материалов бланкета гибридной реакторной установки. С.Г. Ерёмин, Ю.А. Власов, А.Н. Дыреев	150
Послереакторные исследования опытных твэлов с малым вредным поглощением на основе интерметаллида урана с пониженным обогащением. Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин, А.Л. Ижutow, Н.Ю. Марихин, Е.И. Ефимов	152
Сварка экспериментальных газонаполненных материаловедческих образцов. Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Н.А. Костюченко, Н.Ю. Нуждов, Г.В. Мирошниченко, С.А. Андреев, Т.Г. Артемьева, Ю.В. Иванович, А.Н. Назаров.....	155

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

С.В. Абрамов	158
Изготовление расплава фторидов лития и бериллия для жидкосолевого реактора — сжигателя младших актинидов. А.А. Лизин, Д.М. Яндаев, С.В. Льюпа, С.А. Ефимов, В.А. Волкович ⁸⁰ , И.Б. Половов ⁸⁰	162
Определение химической чистоты образца топливной соли на основе фторидов лития и бериллия. М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин, А.А. Колобова, С.В. Томилин, Д.Т. Хусаинов, Е.В. Балалаева, А.А. Кожанов, А.Е. Ерина.....	164
Совершенствование методов аналитического контроля элементного состава материалов, содержащих трансурановые элементы. В.Н. Момотов, М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, В.Н. Куприянов, В.В. Куприянов, Д.Е. Тихонова, А.А. Колобова, А.А. Кожанов, Д.Т. Хусаинов.....	165
Получение диоксида нептуния для облучения в реакторе на быстрых нейтронах. А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова, М.И. Хамдеев, А.А. Колобова, В.Н. Момотов, Е.А. Ерин	167
Испытание макета обслуживающей внутримодульной автоматизированной системы. С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, В.М. Копылов, А.В. Сергеев	169
Испытание компонентов узла остекловывания полифункционального радиохимического комплекса. С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Д.М. Яндаев	172
Совершенствование технологии снятия оболочек твэлов жидким цинком. С.С. Погляд, О. С. Дмитриева, А.Г. Осипенко, В.А. Иванов ⁸¹ , А.С. Мухаммадеев ⁸¹ , А.И. Петров ⁸¹ , А.Ю. Телешев ⁸¹ , И.Б. Половов ⁸¹	174
Проверка возможности получения оксидов урана термическим разложением урансодержащих соединений под воздействием микроволнового излучения. О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев, А.С. Корнилов, Д.А. Капралов, К.О. Копанева, А.А. Колобова	176
Растворение волоксидированного смешанного нитридного ураноплутониевого облучённого ядерного топлива. В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, М.И. Хамдеев, А.Ю. Волков, П.В. Лакеев.....	178
Катодные процессы в расплавах, содержащих ионы урана и плутония. А.Г. Осипенко, С.С. Погляд, Р.С. Галиев, А.В. Тагунов, А.А. Осипенко ⁸¹ , В.В. Смоленский ^{81,82} , В.А. Волкович ⁸¹ , А.А. Рыжов ⁸¹ , И.Б. Половов ⁸¹ , А.В. Новосёлова ^{81,82}	179
Радиационная и химическая устойчивость поллуцит-таусонитовой матрицы. Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, О.В. Мурасова, М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Е.В. Балалаева, О.С. Дмитриева, А.А. Колобова, И.М. Мельникова ⁸³ , М.Ю. Калёнова ⁸³ , И.В. Кузнецов ⁸³	181
Радиационная устойчивость к интенсивному альфа-излучению боросиликатной матрицы базового состава опытно-демонстрационного центра Горно-химического комбината. Д.М. Яндаев, Е.А. Безднякова, О.В. Мурасова, А.А. Колобова, М.И. Хамдеев, А.А. Кожанов, О.С. Дмитриева, А.С. Алой ⁸⁴ , Н.Ф. Карпович ⁸⁴ , П.В. Сластихина ⁸⁴	183

⁸⁰ Сотрудник ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». — Прим. авт.

⁸¹ ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». — Прим. авт.

⁸² ФГБУН «ИВТЭ УрО РАН». — Прим. авт.

⁸³ Сотрудник АО «ВНИИХТ». — Прим. авт.

⁸⁴ АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина». — Прим. авт.

Изготовление и начальная характеристика модельных образцов топливосодержащих материалов АЭС «Фукусима-Дайити».	
С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, В.А. Ефимов, Е.А. Безднякова, О.В. Мурасова, М.Г. Дмитриев, К.О. Копанева, А.Р. Замалтдинова, В.А. Болдаков, Д.М. Яндаев, А.А. Колобова.....	185
Исследование модельных топливосодержащих материалов АЭС «Фукусима-Дайити».	
С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Безднякова, О.В. Мурасова, К.О. Копанева, О.Н. Никитин, В.А. Сивкова, А.Р. Замалтдинова, Д.М. Яндаев, А.А. Колобова, В.А. Болдаков, М.И. Хамдеев, А.А. Кожанов, Н.Ю. Незговоров	187
Изучение растворимости оксалата уранила.	
К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева	189
Изготовление нитридов актиноидов из фрагментов металлических слитков на примере нитридов урана.	
М.А. Кузин, В.А. Ефимов, Ю.В. Савинков.....	190

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

О.И. Андреев	192
Концепция использования модернизированной нейтронной ловушки реактора СМ для наработки радионуклидов.	
В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, А.Л. Петелин, А.П. Малков, С.А. Сазонтов	196
Результаты численного моделирования характеристик мишени-накопителя берклия-249.	
В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Узиков	199
Разработка методов глубокой очистки и получения препаратов на основе кюрия-248 и америция-243.	
О.И. Андреев, К.В. Ротманов, Г.В. Гончарова, Е.В. Черноокая, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев, А.Ю. Енизеркина, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, Е.В. Казакова	201
Определение радиохимической чистоты препарата йода-131.	
К.В. Ротманов, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев, М.Н. Смирнов, Д.А. Головкин, З.Г. Ушакова, Е.В. Казакова, О.В. Чикризова	203
Сравнение свойств ионообменных смол.	
А.Ю. Енизеркина, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, Е.В. Черноокая, Р.Г. Абдуллоев	205
Стабильность раствора гипохлорита натрия.	
Р.Г. Абдуллоев, А.Ю. Енизеркина, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, К.В. Ротманов.....	206
Исследование выщелачивания компонентов облучённой нержавеющей стали марки 08Х18Н10Т в растворе муравьиной кислоты.	
П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов, Е.Г. Романов, Р.Н. Минвалиев.....	208
Уточнение параметров кристаллической решётки хромата радия.	
П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллоев, С.В. Томилин, А.А. Колобова.....	210
Переработка выдержанных радиевых источников.	
П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов	213

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков	216
Обследование пункта долговременного хранения твёрдых радиоактивных отходов. В.В. Серебряков, А.В. Мамонов, В.В. Давыдов, В.В. Колесник, Ю.А. Мамонова, С.Г. Разживин	219
Расчётное обоснование радиационной безопасности работ по опытному извлечению твёрдых радиоактивных отходов из отсека пункта хранения. А.Н. Юсупов, В.П. Гордеев, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов, А.И. Губкина	220
Обоснование радиационной безопасности объектов ядерного топливного цикла института. В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов	222
Анализ радиационных последствий аварий с течами теплоносителя контура охлаждения реактора ВК-50. В.Д. Кизин, П.А. Михайлов.....	224
Анализ радиационной безопасности при транспортировании ядерных материалов. В.Д. Кизин, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов	225
Применение метода Монте-Карло при разработке проекта системы аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции. А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов, А.И. Губкина, Б.М. Галицкий.....	227
Расчётное обоснование выбора условий облучения при проведении радиационных испытаний. А.Н. Юсупов, М.О. Громов, А.И. Губкина.....	229
Разработка автоматизированной информационно-аналитической системы поддержки принятия решений при аварийных ситуациях. А.И. Губкина, В.Д. Кизин, А.А. Гончар, А.Н. Юсупов, В.В. Авдонин.....	230
Обеспечение экологической безопасности при научно-исследовательской деятельности подразделений института. О.А. Ахремочкина, В.В. Серебряков, А.М. Соболев.....	232
Нарушения в работе исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств за отчётный период. М.А. Соловьёв, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федулин, Н.А. Калиновская	234

МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

А.В. Шикунов, О.В. Тульникова, В.Ю. Симонов.....	238
--	-----

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина	244
Список сокращений	250
Список авторов статей с указанием страниц издания.....	262

Научное издание

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР»

ОТЧЁТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2020 ГОДУ

Под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина

Редакторы: В.С. Киверова (219–234, 250–272 с.)
С.М. Пискунова (158–191 с.)
Н.В. Чертухина (1–157, 192–218, 234–249 с.)

Корректоры: В.С. Киверова, С.М. Пискунова
Дизайн издания М.В. Мочалина
Компьютерная вёрстка М.В. Мочалина (192–215 с.),
Л.Н. Никишиной (1–191, 216–272 с.)

Подписано в печать 18.06.2021. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~ 24,56. Усл. печ. л. 26,74. Печать полноцветная. Бумага мелованная.
Гарнитура Myriad Pro, Myriad Pro Cond, Cambria Math, Bebas Neue Regular.
Тираж 100 экз. Заказ № 64/14822-Д

Оригинал-макет подготовлен специалистами редакционно-издательского отдела
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9
Тел.: (84-235) 9-01-96, e-mail: bri@niiar.ru

Отпечатано в ООО «Принт-салон»,
190005, г. Санкт-Петербург, Обводного канала наб., д. 118 А,
литер Б, офис 3-Н/535



Акционерное общество
**«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»**
433510, Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, 9
Тел.: +7 (84-235) 3-27-27 ☉ Факс: +7 (84-235) 3-58-59
E-mail: niiar@niiar.ru • Website: <http://niiar.ru>