



НИИАР
РОСАТОМ

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

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

(об основных исследовательских
работах, выполненных в 2022 году)



НИИАР
РОСАТОМ



2022 год –
ГОД КУЛЬТУРНОГО НАСЛЕДИЯ
НАРОДОВ РОССИИ

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ 2022

Димитровград
2023

УДК 621.039
ГРНТИ 58.33.01
ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2022 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2023. — 296 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2022 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; ядерная, радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Приведены сведения о научно-технической и редакционно-издательской деятельности, работе научного и редакционно-издательского советов, кадровом потенциале и истории предприятия. 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); Ф.Н. Крюков, доктор физико-математических наук, доцент; В.Н. Момотов, кандидат химических наук; А.Л. Петелин; В.В. Серебряков, кандидат технических наук; В.А. Тарасов; А.А. Тузов, кандидат технических наук; Н.В. Чертухина (секретарь)

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

Отчетный год в соответствии с Указом Президента Российской Федерации от 30.12.2021 № 745 объявлен Годом культурного наследия народов России.

АО «ГНЦ НИИАР», поддерживая инициативу Владимира Владимировича Путина и желая подчеркнуть важность сохранения культурных традиций, этнокультурного многообразия, самобытности этнических общностей России, сделало народное искусство темой данного издания, отразив на его шмуцтитулах национальные костюмы, основные орнаменты народов, населяющих Ульяновскую область.

© Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт
атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2023

ISBN 978-5-94831-212-5

ВВЕДЕНИЕ

Научно-техническая деятельность АО «ГНЦ НИИАР», основного экспериментального центра и ведущей научно-исследовательской организации атомной отрасли России, направлена на обеспечение реализации стоящих перед Госкорпорацией «Росатом» задач по достижению глобального технологического лидерства в быстро меняющейся обстановке. Неизменными остались приоритеты деятельности — безусловное выполнение федеральных проектов развития, достижение плановых научных и производственных показателей, выполнение взятых договорных обязательств. Несмотря на внешнеполитические сложности, у предприятия по-прежнему хорошие перспективы в работе с зарубежными заказчиками.

В отчетном году с целью обеспечения в долгосрочной перспективе лидирующих позиций нашей страны в области замыкания ядерного топливного цикла продолжены работы по важнейшим проектам, связанным с созданием экспериментально-стендовой базы атомной отрасли нового поколения: многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР и полифункционального радиохимического исследовательского комплекса — элементов инновационной ядерной энергосистемы будущего поколения. Реализован комплекс опытно-конструкторских работ, направленных на безопасную эксплуатацию реакторной установки БОР-60 и проведение экспериментальных исследований.

В институте продолжены комплексные исследования по проектному направлению «Прорыв», а также экспериментальные исследования по обоснованию новых материалов для гибридных реакторных систем, предназначенных для ускорения промышленного внедрения термоядерных технологий. Получены уникальные экспериментальные данные, необходимые для демонстрации ключевых технологических решений по реактору с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов. Начаты реакторные испытания изделий активной зоны перспективных атомных станций малой мощности. Проведена наработка и выделены изотопы трансплутониевых элементов, необходимые для уникальных исследований в области получения новых сверхтяжелых элементов и изучения их свойств.

Как и прежде, АО «ГНЦ НИИАР» вносит значительный вклад в реализацию приоритетных направлений научно-технологического развития Госкорпорации «Росатом». В институте проводят исследования для обоснования технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах. Продолжены реакторные испытания и исследования толерантного топлива для реакторов ВВЭР и PWR в условиях нормальной эксплуатации и проектных аварий LOCA и RIA, а также послереакторные исследования полномасштабных отработавших ТВС реактора ВВЭР усовершенствованной конструкции, испытания экспериментальных твэлов этого реактора завершены в реакторе МИР в режимах с маневрированием мощности. Специалисты института испытывают и исследуют образцы графита и топливных компактов с микросферическим топливом для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов и атомной энерготехнологической станции по производству водорода.

В области разработки и производства радионуклидов и источников ионизирующих излучений для науки, промышленности и медицины разработана технология и создан участок производства радионуклидных препаратов на основе радия-223 и тория-227 — перспективных изотопов для отечественных радиофармацевтических лекарственных препаратов. Выпущены опытные партии препарата радия-223. Налажено взаимодействие с ведущими отечественными медицинскими центрами для апробации и внедрения продукции института.

По итогам года специалисты АО «ГНЦ НИИАР» качественно и своевременно выполнили широкий спектр научных исследований для обеспечения устойчивого развития атомной энергетики России. Кроме того, в институте продолжена работа по развитию новой продукции. На площадке предприятия прорабатывают и реализуют различные мероприятия в соответствии с курсом на технологический суверенитет, взятый руководством страны.

А.А. Тузов, директор АО «ГНЦ НИИАР»



Союзное государство Российской Федерации и Республики Беларусь основано на исторической и духовной близости народов. Общность истории, религии и культуры позволяет российским и белорусским гражданам чувствовать себя комфортно на территории любой из стран. Между Ульяновской областью и Беларусью с 2005 года реализуется соглашение о всестороннем сотрудничестве. Тесные партнерские отношения установлены в промышленной, сельскохозяйственной и туристической сферах. Белорусы — одна из самых многочисленных национальностей, постоянно проживающих на территории области.

**ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ
ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ**



ВВЕДЕНИЕ К РАЗДЕЛУ 1

В отчётном году в АО «ГНЦ НИИАР» проводили научно-исследовательские, опытно-конструкторские и инженерно-технологические работы, в том числе и с использованием исследовательских реакторов (табл. 1.1), по следующим основным направлениям:

- ◆ ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих элементов, других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя в условиях штатной эксплуатации и режимах, моделирующих нарушение нормальной эксплуатации;
- ◆ 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 ядерных реакторов;
- ◆ разработка облучательных технологий, создание мишеней и наработка радиоизотопов медицинского и промышленного назначения, трансплутониевых элементов, 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;
- ◆ расчётно-экспериментальное обоснование принятых решений для сопровождения эксплуатации, анализа безопасности исследовательских ядерных установок и испытываемых изделий, эффективного использования топлива;
- ◆ разработка и изготовление датчиков внутриреакторного контроля температуры, давления, нейтронного потока, линейных перемещений с целью оснащения экспериментальных твэлов и устройств, систем дистанционного управления для реакторных исследований;
- ◆ разработка проектов и создание исследовательских ядерных реакторов для зарубежных центров ядерных исследований и технологий.

Таблица 1.1

Основные показатели работы реакторных установок за год

Параметр	ВК-50	БОР-60	СМ	МИР	РБТ-6	РБТ-10/2
Максимальная мощность, МВт:						
тепловая	200	50	90	51	6	10
электрическая	До 50,0	До 7,9	–			
Выработка электрической энергии, ГВт·ч	283,3	29,3				
Выдача тепла в сеть, Гкал	36 881	25 342				
Коэффициент использования каналов, отн. ед.	–	1,0	0,90	0,88	0,42	0,50
Число остановок	5	7	32	21	40	47

Реактор БОР-60

С использованием современных программных средств проведены расчёты стойкости строительных конструкций здания реакторной установки к внешним воздействиям и прочности элементов защитных контейнеров Б-100 и Б-78 для транспортирования отработавших и экспериментальных тепловыделяющих сборок при падении на жёсткое основание с максимальной высоты. В соответствии с программой управления ресурсом и регламентом контроля технического состояния оборудования, элементов и систем, важных для безопасности, зданий и сооружений после обследования продлён назначенный срок службы технологического и электрического оборудования, трубопроводов и средств измерения.

По программе реакторных исследований и экспериментов (табл. 1.2 и 1.3) проведены испытания:

- ◆ 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 и макетов пэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200;
- ◆ экспериментальных образцов поглощающих элементов стержней регулирования нового поколения с повышенными технико-экономическими характеристиками для энергетических реакторов на быстрых и тепловых нейтронах;
- ◆ макетов с оксидами америция и нептуния в рамках проекта по разработке технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах;
- ◆ образцов из сталей ЭК181, ЧС138, ЧС139, планируемых для использования в качестве конструкционных материалов бланкета гибридной реакторной установки;
- ◆ образцов из сплава Э635 о. ч. на основе губчатого циркония с целью исследования влияния облучения на стойкость к формоизменению и структуру труб и полос из указанного сплава;
- ◆ образцов экспериментального графита и герметизированных (клеёных) соединений графита для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов;
- ◆ образцов изделий из карбида кремния и композиционных материалов на его основе;
- ◆ образцов стали марки EUROFER 97/3;
- ◆ макетов твэлов с металлическим топливом, предназначенных для реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем;
- ◆ образцов конструкционных материалов для малых модульных реакторов со свинцовым теплоносителем;
- ◆ образцов конструкционного графита, предназначенного для эксплуатации в высоко-температурном газоохлаждаемом реакторе.

Таблица 1.2

Характеристики материаловедческих сборок и параметры их испытаний

Облучательное устройство		Температура испытаний, °С	Достигнутый флюенс нейтронов энергией более 0,1 МэВ, 10^{-22} см ⁻²	Характеристика образцов
Тип	Число			
Радиационный нагрев	4	330–750	До 4,5	Графит высокотемпературного газоохлаждаемого реактора
	3	315–325	До 3,3	Циркониевый сплав
	2	315–535	До 5,2	Поглощающий материал
		330–550		Конструкционный материал бланкета гибридной реакторной установки
	1	325–375	До 0,5	Образцы карбида кремния
		315–325	До 2,0	Образцы стали марки EUROFER 97/3
Твэльный подогрев	2	390–550	До 2,0	
	1	315–500	До 1,0	Поглощающий материал

Таблица 1.3

Краткие характеристики тепловыделяющих сборок и параметры их испытаний

Состав топлива	Число		Обогащение по урану-235, %	Вид топлива*	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС
	ТВС	ТВэлов			Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов энергией более 0,1 МэВ, 10 ⁻²² см ⁻²	

Выгруженные из реактора

Диоксид урана	28	37	75	Виброуплотнённое	17,8	33	14,3	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — марки ЭП450
Нитриды	3	7	0,3	Нитридное смешанное (12–21 %)	6,0	37	11,0	Разборная, макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
	1				0,7	4,4	42	2,1

Находящиеся в реакторе

Диоксид урана	112	37	75	Виброуплотнённое	16,6	39	13,8	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — марки ЭП450
	1	8			1,6	32	4,8	Разборная, твэльный подогрев
Мавэлы	2	4	—	С оксидами нептуния / америция	6,0	—	3,2	Разборная, младшие актиниды
Металл	1	7	20	Ураноциркониевое	8,5	35	13	Разборная, твэльный подогрев, замедляющие элементы
Нитриды урана и плутония	2	6	0,3	Нитридное смешанное (12 %)	2,3	48	2,3	Разборная, макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300, дистанционирующие решётки
		7			7,9	38	24	Разборная, макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
	1	3	—	31	—	Разборная, макеты твэлов в среде свинца		
		19	То же (55 %)	8,6	35	8,0	Разборная, макеты твэлов реактора БН-1200	
		7	То же (20 %)	1,3	40	2,0	Разборная, макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300, младшие актиниды	

* В скобках указана массовая доля плутония.

Реактор РБТ-10/2

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ до 2027 года. Реактор переведён на топливо с увеличенным содержанием урана. Модернизирован участок ядерного легирования кремния (проект «Горноста́й»¹). Осуществлено его легирование и радиационное окрашивание минералов, наработка йода-131 и молибдена-99.

Реактор РБТ-6

Продолжена реализация перспективной программы научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ до 2030 года. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов установки. В соответствии с программой управления ресурсом и регламентом контроля технического состояния оборудования, элементов и систем, важных для безопасности, зданий и сооружений проведено обследование оборудования для продления назначенного срока службы. Получено и внедрено изменение № 1 к условиям действия лицензии на эксплуатацию реакторной установки. В рамках работ по проекту модернизации иницирующей части автоматизированной системы управления и защиты изготовлен комплекс аппаратуры АСУЗ-27Р и завершены его приёмсдаточные испытания. Введён в эксплуатацию участок радиационного окрашивания минералов (проект «Горноста́й»). Выполнение производственной программы предусматривало продолжение облучения мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок и получения йода-131.

Реактор МИР

Проведены работы, предусмотренные программой управления ресурсом систем и элементов реакторной установки, важных для безопасности, реализованы мероприятия по поддержанию противоаварийной готовности.

Выполняется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ до 2027 года (табл. 1.4). В петлевых установках реактора испытывали экспериментальные твэлы в стационарном и переходном режимах, проводили эксперименты в условиях импульсного изменения мощности (проектная авария RIA) и с потерей теплоносителя (проектная авария LOCA). Продолжены петлевые испытания экспериментальных ТВС с ураноциркониевым топливом и твэлами типа PWR, а также полномасштабных твэлов / твэгов реактора ВВЭР-1000 в режиме циклического изменения мощности и твэлов различного исполнения для реакторов ВВЭР и PWR с целью лицензирования толерантного топлива в российских и зарубежных надзорных органах. Завершены научно-исследовательские, опытно-конструкторские работы по изучению поведения РЕМИКС-топлива под облучением, полученные результаты обобщены в итоговом отчёте, включающем данные реакторных испытаний и послереакторных исследований. Проводили наработку иридия-192, облучение мишеней со стартовым материалом для наработки тяжёлых изотопов плутония.

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

Таблица 1.4

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

Цель испытаний	Длина ТВЭЛА, мм	Число ТВЭЛОВ	Выгорание топлива, МВт·сут / кг урана
Обоснование работоспособности толерантного топлива для реакторов ВВЭР и PWR	500 и 1 000	42	15–30
Подтверждение ресурсных и коррозионных характеристик экспериментальных ТВЭЛОВ кольцевого типа	1 000	10	25
Подтверждение ресурсных характеристик и работоспособности экспериментальных ТВЭЛОВ с ураноциркониевым топливом		55	0,3*
Обоснование работоспособности экспериментальных ТВЭЛОВ с композитным топливом	250	45	10
Подтверждение ресурсных характеристик и работоспособности экспериментальных ТВЭЛОВ в стационарном режиме и в условиях циклического изменения мощности	900	24	15
Изучение поведения полномасштабных ТВЭЛОВ / ТВЭГОВ реактора ВВЭР-1000 в режиме циклического изменения мощности	3 836 (активная часть — 1 300)	4	60–70
Обоснование работоспособности толерантного топлива и РЕМИКС-топлива в режимах: RIA LOCA	Около 450	3	0 и 30
	450 / 900	4	0; 53 и 36

* Выгорание топлива дано в г/см³.

Реактор СМ

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ до 2040 года. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов установки. Согласно программе управления ресурсом и регламентом контроля технического состояния оборудования, элементов и систем, важных для безопасности, зданий и сооружений обследовано оборудование для продления назначенного срока службы. Продолжены поставки оборудования в соответствии со спецификацией проекта по модернизации информационно-измерительной системы. Согласована с госкорпорацией «Росатом» общая программа комплексного обследования реактора с целью продления срока службы, работы начаты.

В облучательных ячейках нейтронной ловушки продолжена наработка трансплутониевых элементов по проекту «Окапи»², необходимых для изготовления ускорительных мишеней. В ячейках отражателя облучают образцы сплавов на основе никеля и молиб-

² Здесь и далее проект «Окапи» — проект по получению линейки изотопов для проведения экспериментов в Объединённом институте ядерных исследований (город Дубна) по синтезу новых сверхтяжёлых элементов. — Прим. ред.

дена, предлагаемых в качестве кандидатных конструкционных материалов жидкосолевого реактора, в среде топливной соли на основе фторидов лития, натрия и калия с добавками фторидов имитаторов актинидов и теллура. Для исследования влияния нейтронного облучения и среды на механические и коррозионные свойства кандидатных конструкционных материалов начаты реакторные испытания образцов в среде гелия и солевого расплава фторидов лития и бериллия с добавкой трифторида плутония. Продолжены работы по созданию в отражателе реактора петлевой установки с естественной циркуляцией топливной соли на основе расплавов фторидов лития, натрия и калия и её обеспечивающих систем для реакторных испытаний образцов конструкционных материалов. Проводят реакторные исследования топливных компактов с микросферическим топливом, изготовленным по лабораторной технологии, для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. С целью получения данных для обоснования работоспособности экспериментального графита и его герметизированных (клеёных) соединений, предлагаемых в качестве конструкционных материалов этих реакторов, образцы облучают до достижения целевых значений флюенса нейтронов.

В нейтронной ловушке реактора нарабатывали радионуклиды медицинского применения с высокой удельной активностью: селен-75, вольфрам-188, лютеций-177, барий-131, кобальт-60. Продолжена наработка иридия-192, гадолиния-153 и востребованного в ядерной медицине йода-125. Получены изотопы трансплутониевых элементов, в том числе калифорний-252, предназначенный для изготовления нейтронных источников.

Критические стенды реакторов СМ и МИР

На критическом стенде реактора МИР проведены исследования по определению влияния на нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора экспериментальной ТВС с твэлами кольцевого типа в условиях нормальной эксплуатации и моделируемых переходных режимах. Полученные данные использованы для обоснования безопасности испытаний указанных твэлов в петлевом канале реактора МИР, выданы рекомендации по компоновке активной зоны.

Критический стенд реактора СМ был временно остановлен по причине проведения плановых работ по обслуживанию и продлению ресурса оборудования.

Реактор ВК-50

Реализованы организационно-технические мероприятия по увеличению эффективности и безопасности эксплуатации основного энергетического оборудования. Проведено плановое обследование зданий, оборудования и трубопроводов с целью продления срока эксплуатации. Выполнены расчётные и экспериментальные исследования эффективного использования топлива в активной зоне реактора, получены экспериментальные данные по физике, теплофизике, теплогидравлике, выходу и распространению продуктов деления, необходимые для верификации расчётных программ, разработок и предложений по существующим и инновационным реакторам и обоснования безопасности действующих. Исследованы характеристики водно-химического режима, методики его поддержания и контроля показателей, усовершенствовано расчётно-методическое обеспечение для обоснования безопасной и эффективной работы реакторной установки.

Энерговыработка составила 283 298 МВт · ч — третий результат за весь период эксплуатации реактора.

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, Д.П. Протопопов

ЭКСПЕРИМЕНТ «МАНЁВР» С ТВЭЛАМИ И ТВЭГАМИ ВОДО-ВОДЯНОГО РЕАКТОРА

Завершён длительный эксперимент «Манёвр» с твэлами и твэгами из отработавших штатных тепловыделяющих сборок водо-водяного реактора под давлением. Целью эксперимента было изучение работоспособности твэлов российского производства в режиме маневрирования мощностью. Для петлевого канала реактора МИР было создано облучательное устройство [1–3], позволяющее изменять мощность экспериментальных твэлов примерно в два раза за время от секунды и более посредством удаления и приближения к ним поглощающего экрана за счёт его поворота. В устройство было загружено четыре ранее облучённых полномасштабных твэла / твэга длиной до 3860 мм и четыре рефабрикованных укороченных твэла, оснащённых датчиками измерения температуры топлива, давления газов под оболочкой, удлинения твэлов. Общая длительность реакторных испытаний полномасштабных твэлов в петлевой установке реактора МИР составила 224 эфф. сут (работа на мощности). Во время испытаний периодически часть твэлов выгружали для исследований, поэтому длительность испытаний разных твэлов отличалась. За время эксперимента было выполнено 218 циклов изменения линейной мощности полномасштабных твэлов. Один полномасштабный твэл из четырёх был выгружен раньше — после 188 сут облучения и достижения ста сорока циклов изменения мощности. Длительность испытаний рефабрикованных твэлов составила 118,5 эфф. сут, было выполнено восемьдесят шесть циклов изменения мощности.

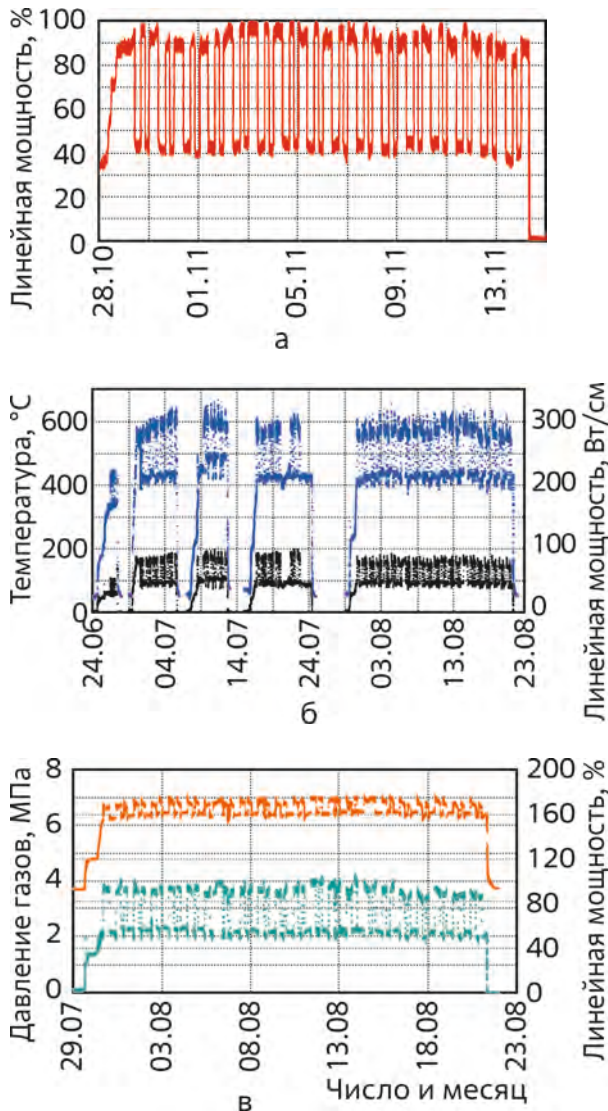


Рис. 1.1. Изменение относительной линейной (—) мощности (а), линейной мощности (—) и температуры топлива (—) твэла 3 (б), а также давления газов (—) и средней относительной линейной мощности (—) во время испытаний (в)

с помощью внутриреакторных датчиков контролировали изменение давления газов под оболочкой твэлов, их удлинение и температуру топлива (см. рис. 1.1, б, в [данные за 2022 год]).

Для петлевого канала реактора МИР было создано облучательное устройство [1–3], позволяющее изменять мощность экспериментальных твэлов примерно в два раза за время от секунды и более посредством удаления и приближения к ним поглощающего экрана за счёт его поворота. В устройство было загружено четыре ранее облучённых полномасштабных твэла / твэга длиной до 3860 мм и четыре рефабрикованных укороченных твэла, оснащённых датчиками измерения температуры топлива, давления газов под оболочкой, удлинения твэлов. Общая длительность реакторных испытаний полномасштабных твэлов в петлевой установке реактора МИР составила 224 эфф. сут (работа на мощности). Во время испытаний периодически часть твэлов выгружали для исследований, поэтому длительность испытаний разных твэлов отличалась. За время эксперимента было выполнено 218 циклов изменения линейной мощности полномасштабных твэлов. Один полномасштабный твэл из четырёх был выгружен раньше — после 188 сут облучения и достижения ста сорока циклов изменения мощности. Длительность испытаний рефабрикованных твэлов составила 118,5 эфф. сут, было выполнено восемьдесят шесть циклов изменения мощности.

Мощность твэлов изменяли за время около 12 мин поворотом поглощающего экрана с помощью электропривода. На рис. 1.1 (а [данные за 2021 год]) показано относительное изменение линейной мощности одного из твэлов на первом этапе эксперимента. Во время испытаний

Показания штатных систем контроля герметичности оболочек петлевой установки, а также результаты измерений удельной гамма-активности продуктов деления в пробах теплоносителя во время испытаний свидетельствовали о сохранении целостности твэлов и их работоспособности. Анализ показаний внутриреакторных датчиков позволяет утверждать, что испытания в режиме маневрирования мощностью не привели к заметному изменению длины твэлов, давления газов под оболочкой и теплопроводности.

Список литературы

1. Патент 127506 (13)U1, Российская Федерация, (51)МПК G21C7/08 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания в исследовательском ядерном реакторе твэлов в режимах с изменением мощности / В.В. Калыгин, В.А. Овчинников // Бюл., 2013. № 12. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet (дата обращения: 11.03.2020).
2. Ещеркин А.Г., Овчинников В.А., Шахмуть Е.Е. и др. Проведение экспериментов со скачкообразным увеличением мощности. — 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. 15–18. — 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: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050&selid=44077113>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077089&pff=1> (дата обращения: 08.12.2022).
3. Ещеркин А.Г., Овчинников В.А., Ижутов А.Л. и др. Испытания тепловыделяющих элементов водо-водяного реактора в режиме изменения мощности. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 14. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 22.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: [https://elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=](https://elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid;); на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749311&pff=1> (дата обращения: 22.12.2022).

*А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, А.Л. Ижутов,
Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, Р.А. Яшин,
С.В. Лобин, Д.А. Черников*

ИСПЫТАНИЯ ATF-ТВЭЛОВ В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР В УСЛОВИЯХ ПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ

В реакторе МИР проведены испытания по изучению поведения экспериментальных твэлов с необлучённым ATF-топливом (силицид урана) водо-водяных реакторов под давлением (табл. 1.5) в условиях моделирования проектных аварий LOCA и RIA³.

Таблица 1.5

Основные характеристики и результаты экспериментов с ATF-твэлами

Параметр	Номер эксперимента			
	1	2	3	4
Тип аварии	LOCA		RIA	
Дата проведения	8 июня	25 августа	1–3 сентября	8–10 декабря
Цель эксперимента	Определить параметры разгерметизации и поведение ATF-твэлов в условиях аварии		Определить поведение ATF-твэлов в условиях аварии	
Длина топливного сердечника, мм, около	920	470	920	473
Диаметр топливного фрагмента, мм	9,5	9,1	9,5	9,5
Датчики в твэле	Датчик давления		Вольфрамениевый термоэлектрический преобразователь в центральном отверстии на глубине 400 мм	Хромель-алюмелевый термоэлектрический преобразователь в лунке верхней топливной таблетки
Датчики в облучательном устройстве	Термоэлектрические преобразователи для контроля температуры оболочки в нескольких точках по высоте и теплоносителя, детектор прямого заряда и ионизационная камера для контроля относительного изменения нейтронного потока		Штатные датчики контроля параметров петлевой установки	
Основные результаты	Раздутие оболочки, разгерметизация твэлов, выход топлива в теплоноситель, окисление оболочки, аксиальное перемещение топливного сердечника		Фиксация выхода продуктов деления при импульсе мощности на низком уровне с негерметичным твэлом при предварительных испытаниях	По результатам дозиметрического контроля твэл герметичен после проведения полного цикла реакторных испытаний
Послереакторные исследования	Изучение состояния ATF-топлива и сравнение с топливом из диоксида урана		Изучение поведения ATF-топлива в условиях малого импульса мощности, негерметичной оболочки и при контакте с водой	Изучение состояния ATF-топлива и сравнение с топливом из диоксида урана

О.И. Дреганов, А.В. Алексеев, И.В. Киселёва, В.А. Овчинников, М.С. Сычугов, А.Н. Маркелов, Н.А. Иванов

³ Технические требования и сценарий экспериментов были разработаны при непосредственном участии главного разработчика экспериментальных твэлов с ATF-топливом — АО «ВНИИНМ». — Прим. авт.

ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭГА С ВЫСОКИМ ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА В ПЕТЛЕВОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР В УСЛОВИЯХ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В петлевом канале реактора МИР проведён эксперимент по моделированию аварии с потерей теплоносителя с твэгом, в котором топливо легировано гадолинием и имеет высокое выгорание. Были выполнены материаловедческие исследования перед и после испытаний, посттестовый анализ результатов. Основная цель эксперимента — изучение поведения топлива, облучённого до среднего выгорания около 50 МВт·сут/кг урана, с первоначальной массовой долей гадолиния в форме оксида Gd_2O_3 примерно 8 % в условиях максимальной проектной аварии с потерей охлаждения — LOCA. 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, когда возможен наибольший выход твэлов из строя.

Испытание проведено в разработанном ранее для петлевого канала реактора МИР и успешно опробованном в ряде экспериментов облучательном устройстве, обладающем следующими особенностями:

- ♦ реальной картине деформирования оболочки твэга при разогреве на второй стадии аварии способствует размещение дистанционирующих решёток по высоте;
- ♦ изначально исключена операция выпаривания теплоносителя, существует граница раздела фаз;
- ♦ характеристика используемого в конструкции узла крепления термоэлектрических преобразователей для измерения температуры оболочки изучена на лабораторной модели, определены поправки к показаниям термоэлектрических преобразователей в широком диапазоне температуры и тепловой нагрузки;
- ♦ охлаждение твэга осуществляется конвекцией парогазовой смеси и излучением.

Облучательное устройство отключено от контура циркуляции. На стадии сборки в него залили расчётное количество воды, которая находилась при атмосферном давлении, над зеркалом воды — аргон. По сценарию эксперимента максимальная температура оболочки твэга при разогреве — 800–900 °С (расчётная температура оболочки твэга в конце второй стадии аварии), скорость нагрева соответствует 1–4 °С/с на различных стадиях переходного процесса. Разогрев твэга осуществляли, непрерывно увеличивая мощность реактора до момента разгерметизации, который фиксировали по показаниям датчика давления. После этого разогрев твэга прекращали, переводя реактор в подкритическое состояние стержнями аварийной защиты. При снижении температуры оболочки на 100 °С от максимального значения в облучательное устройство подавали холодную воду температурой около 25 °С для создания термошока на оболочке твэга. Дальнейшее длительное расхолаживание твэга происходило в водной среде ампулы с естественной циркуляцией теплоносителя.

При проведении эксперимента в режиме реального времени измеряли температуру теплоносителя и оболочки твэла в двух точках по высоте и давление газа под оболочкой. На рис. 1.2 представлены основные параметры, достигнутые в эксперименте: после 500 с начался процесс раздутия оболочки, а после 565 с — процесс разгерметизации твэга.

Выполнены следующие посттестовые исследования: визуальная инспекция, рентгеновская радиография, гамма-сканирование, измерение диаметра, оптическая микроскопия оболочки твэга, определение длины средней линии для поперечного сечения

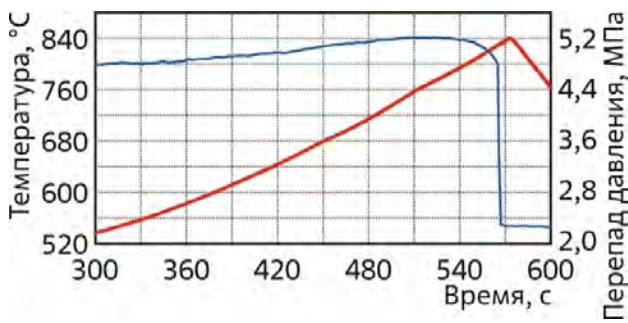


Рис. 1.2. Изменение перепада давления на оболочке (—) твэга и её максимальной температуры (—) в зависимости от времени

оболочки, механические испытания кольцевых образцов оболочки в поперечном направлении, определение содержания водорода в оболочке и гранулометрического состава фрагментов топливных таблеток. Результаты эксперимента позволили определить порог разгерметизации твэга в условиях максимальной проектной аварии с потерей охлаждения и дополнили базу экспериментальных данных для верификации расчётных кодов.

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

ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛА С ВЫГОРЕВШИМ РЕМИКС-ТОПЛИВОМ В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР В УСЛОВИЯХ РЕАКТИВНОСТНОЙ АВАРИИ

В канале реактора МИР проведён эксперимент с твэлом, содержащим РЕМИКС-топливо, отработавшее до выгорания 30 МВт-сут/кг т. а. Основная цель работы — получить информацию о работоспособности такого топлива при данном выгорании в режиме с импульсным изменением мощности — аварии RIA. Эксперимент проведён при условиях аналогичных тем, при которых ранее испытаны подобные твэлы с таблетками на основе диоксида урана с сопоставимыми значениями выгорания.

В соответствии с принятой концепцией моделирования условий испытания экспериментальных твэлов в реакторе МИР расчётный импульс треугольной формы заменяют импульсом трапецеидальной формы. Варьируя время выдержки на максимальной мощности, в петлевом канале реактора МИР можно реализовать температурные условия испытания твэлов, близкие к расчётным для твэлов реактора ВВЭР-1000. Консервативный сценарий для данного режима необходимо моделировать с некоторой задержкой срабатывания аварийной защиты. К примеру, консервативный сценарий реактивной аварии при запуске двух органов регулирования вблизи от ячейки с выбрасываемым органом регулирования возможен с задержкой срабатывания аварийной защиты до 10 с. Поэтому при моделировании условий для экспериментального твэла с РЕМИКС-топливом был реализован сценарий именно с таким временем выдержки на максимальной мощности после её резкого увеличения. В качестве основных параметров сценария эксперимента были заданы:

Режим предварительного облучения:

Максимальная линейная мощность твэла 190–260 Вт/см
 Длительность предварительного облучения До 48 ч

Режим с изменением импульса мощности:

Максимальная линейная мощность твэла, Вт/см:
 исходная перед импульсом 190–260
 в импульсе 520–630

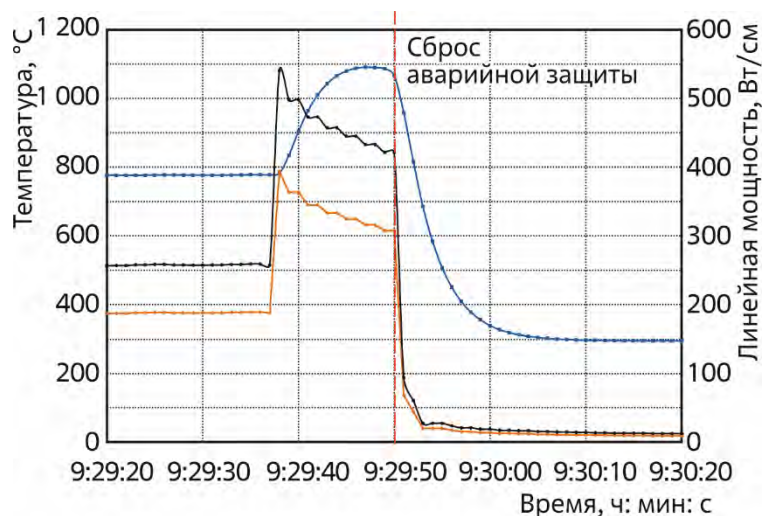
Кратность увеличения мощности (амплитуда импульса).....	2,2–2,4
Время, с:	
увеличения мощности до максимального значения	1–2
выдержки на максимальной мощности	9–10
Максимальная среднерадиальная энтальпия	
топливного сердечника, достигнутая в импульсе, Дж/г (кал/г)	314–356 (75–85)

Экспериментальный твэл был изготовлен методом рефабрикации. В него установлен термозонд с хромель–алюмелевым термоэлектрическим преобразователем для измерения температуры в центре топливного сердечника в сечении на расстоянии примерно 45 мм от верха активной части твэла. Твэл был заполнен гелием под давлением $(2,39 \pm 0,04)$ МПа. Эксперимент проводили в специальном облучательном устройстве, включающем:

- ♦ голову петлевого канала с приводом, валом, тремя несущими трубками, одна из которых — проточная с экспериментальным твэлом, вторая — проточная с имитатором твэла для обеспечения требуемого расхода теплоносителя через канал и скорости теплоносителя в трубке с твэлом около 4–5 м/с;
- ♦ поглощающие экраны, набранные из гафниевых стержней диаметром 2,45 мм, закрывающие в исходном состоянии трубку с экспериментальным твэлом.

Предварительное облучение осуществляли при максимальной по длине твэла линейной мощности 205–215 Вт/см в течение 16 ч. Затем её за 40 мин увеличением мощности реактора подняли до стартового перед импульсом значения — 260–270 Вт/см. Средняя мощность окружающих рабочих ТВС около петлевого канала составила 2 МВт. Импульсное увеличение мощности твэла обеспечивали, удаляя экраны от трубки с твэлом поворотом с помощью ручного привода примерно за 1 с. После выдержки 10 с реактор был остановлен сбросом стержней аварийной защиты. В процессе выдержки произошло уменьшение мощности реактора (показания ионизационной камеры) вследствие введения отрицательной реактивности при быстром повороте экрана. На рис. 1.3 представлены результаты измерений и регистрации в ходе эксперимента характерных для аварии RIA параметров. Показания систем контроля герметичности твэлов во время испытаний свидетельствовали о сохранении герметичности твэла.

Рис. 1.3. Изменение максимальной линейной мощности в твэле (—), сечении с термоэлектрическим преобразователем (—) и температуры топлива (—) в импульсе в зависимости от времени



Проведены неразрушающие и разрушающие послереакторные исследования экспериментального твэла: изменения длины и диаметра твэла не обнаружено, распределение урана, плутония и продуктов деления по радиусу таблетки соответствует выгоранию топлива около 30 МВт·сут/кг урана. Эксперимент показал, что импульсное увеличение линейной мощности твэла примерно с 26 до 54 кВт/м за секунду с последующей выдержкой в течение десяти секунд не приводит к нарушению герметичности и работоспособности

твэла. Полученные данные могут быть использованы для отработки расчётных кодов и последующей валидации программных средств.

*А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, А.Г. Ещеркин,
Н.А. Иванов, И.В. Киселёва, В.А. Овчинников*

ИСПЫТАНИЯ В РАСПЛАВЕ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ И ГЕЛИИ КАНДИДАТНЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА

В рамках реализации новой технологии, позволяющей утилизировать младшие активиды в специализированных реакторах-сжигателях, разрабатывают исследовательский жидкосолевой реактор. Его создание требует отработки технологий обращения с топливом, разработки нормативной базы по безопасности, расчётных методик для её обоснования, применения проверенных конструкционных материалов. Для обоснования технических решений при проектировании реактора необходимо провести всесторонние исследования, в том числе дореакторные, реакторные и послереакторные испытания образцов кандидатных конструкционных материалов.

С целью определения влияния нейтронного облучения и среды на механические и коррозионные свойства кандидатных конструкционных материалов топливного контура реактора и элементов активной зоны было запланировано их испытание в гелии и солевом расплаве с топливной добавкой. Для этого спроектировано и изготовлено ампульное устройство, позволяющее выполнить облучение экспериментальных образцов в указанных средах при температуре 650–750 °С в ячейке второго ряда отражателя реактора СМ. Из высоконикелевых сплавов трёх различных марок были изготовлены образцы для испытаний на растяжение — цилиндрические и плоские, на коррозионную стойкость — пластины, для определения радиационного распухания — цилиндрические (рис. 1.4).

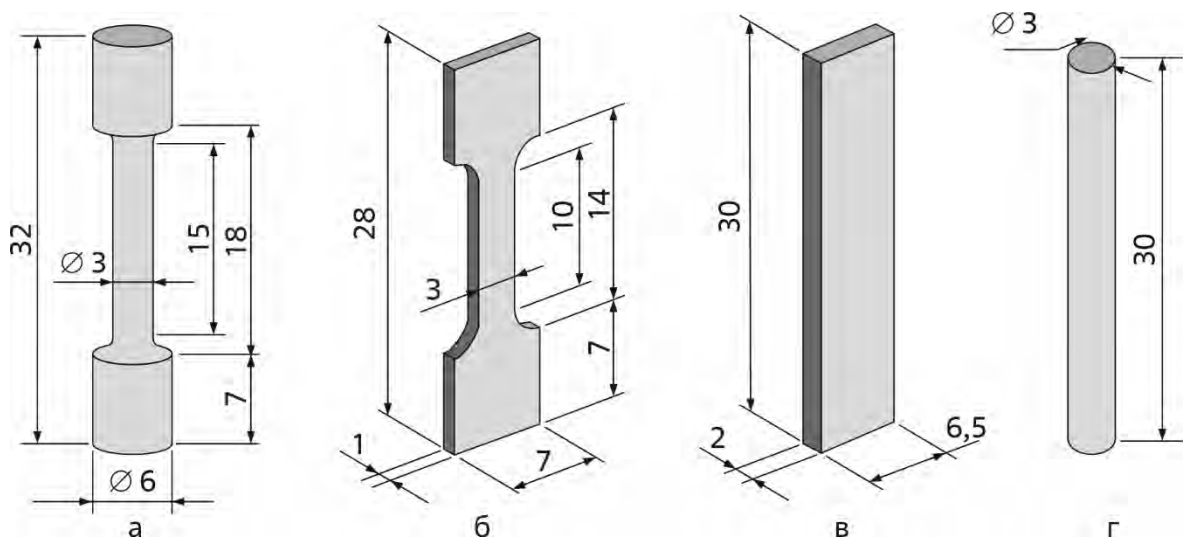


Рис. 1.4. Общий вид образцов: цилиндрического (а), плоского (б), пластины (в) и для определения распухания (г)

Облучательное устройство (рис. 1.5) представляет собой герметичную ампулу, размещённую на подвеске с фланцем для крепления на крышке реактора. Ампула из стали марки 12Х18Н10Т имеет коаксиально расположенные внешний и внутренний корпуса, которые герметично соединены между собой верхним и нижним фланцем. Внутри ампулы расположены друг над другом семь ванадиевых обойм цилиндрической формы с отверстиями для размещения образцов, облучаемых в среде гелия, и герметичных капсул с топливной солью и образцами. Под группой обойм и над ней расположены торцевые радиационные нагреватели, представляющие собой диски из молибдена. В ванадиевых обоймах нижних трёх этажей размещено по шесть капсул с топливной солью и образцами, в обоймах верхних четырёх этажей — образцы в среде гелия. Центральная плоскость активной зоны проходит по уровню соли в капсулах на третьем этаже. Капсулы представляют собой заглушённые трубки диаметром 10 мм с толщиной стенки 1 мм, изготовленные из того же материала, что и размещаемые в них образцы. Топливная соль полностью покрывает образцы в капсуле. Для контроля температурного режима испытаний в обоймах установлено 12 термоэлектрических преобразователей градуировки хромель-алюмель диаметром 1,5 мм.

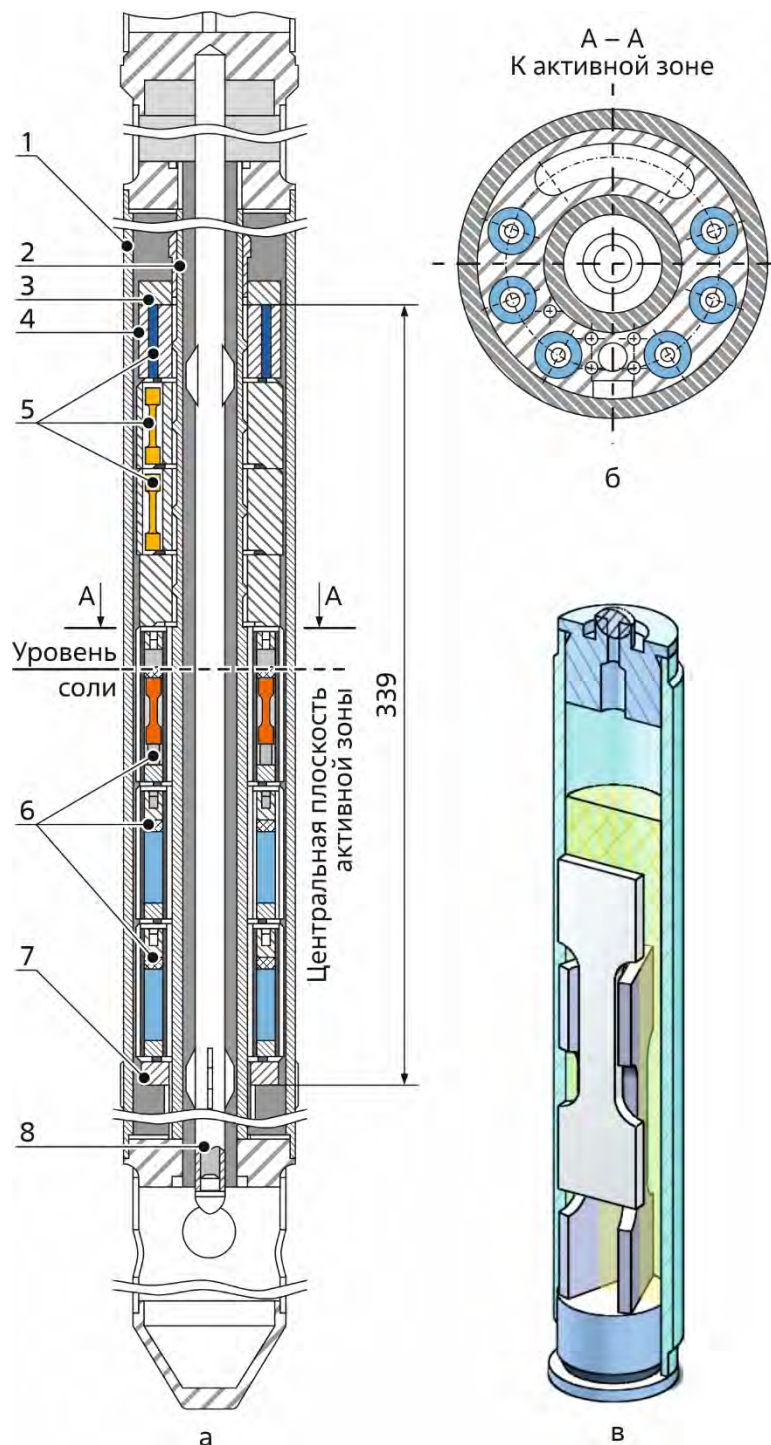


Рис. 1.5. Эскиз (а), поперечное (б) сечение рабочего участка облучательного устройства:
 1 — внешний корпус ампулы;
 2 — внутренний корпус ампулы;
 3 — верхний торцевой нагреватель;
 4 — обойма; 5 — образцы;
 6 — капсулы с топливной солью и образцами (в);
 7 — нижний торцевой нагреватель;
 8 — вытеснитель

Условия реакторных испытаний образцов:

Температура образцов при облучении 650–750 °С

Плотность потока быстрых нейтронов энергией выше 0,1 МэВ $(5,0–8,0) \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$

Среда:

в герметичной ампуле Гелий при давлении до 0,5 МПа

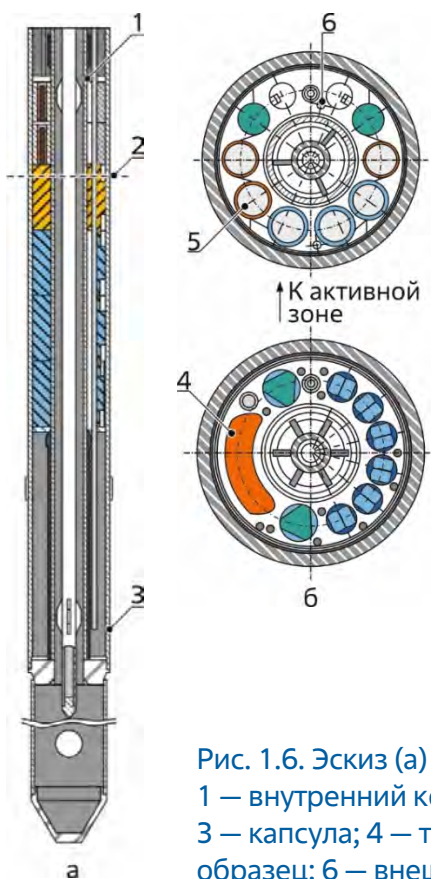
в герметичных капсулах Солевой расплав фторидов лития и бериллия
молярного состава $73\text{LiF}–27\text{BeF}_2$ с топливной добавкой
трифторида плутония (молярная доля 0,8 %)

снаружи облучательного устройства Теплоноситель первого контура (дистиллят
при давлении до 5 МПа и температуре до 60 °С)

Облучательное устройство загружено в экспериментальную ячейку второго ряда отражателя реактора СМ. Испытания будут продолжены до достижения требуемого значения флюенса.

А.А. Нуждов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, П.С. Палачёв, В.С. Мусеев⁴

ИСПЫТАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В ТОПЛИВНОЙ СОЛИ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ, НАТРИЯ, КАЛИЯ С ДОБАВКАМИ



В составе облучательного устройства в ячейке второго ряда отражателя реактора СМ проведены испытания кандидатных конструкционных материалов для реакторов на расплаве солей (рис. 1.6). Устройство представляло собой ампулу в форме полого цилиндра, внутри и снаружи оmyаемого водой первого контура реактора. Корпус ампулы выполнен из стали марки 12Х18Н10Т, внутри — шесть обойм из той же стали, по одной на этаж, нумерация этажей — снизу вверх. Обоймы имеют отверстия для образцов и капсул с коррозионной средой — солью на основе фторидов лития, натрия, калия с добавками трифторидов церия и неодима, тетрафторида урана, теллура. На первых четырёх этажах размещено по восемь капсул с солью и образцами. На пятом и шестом этажах — образцы для испытаний в среде гелия. Облучательное устройство сконструировано таким образом, что центральная плоскость активной зоны проходит по уровню соли в капсулах третьего этажа.

Рис. 1.6. Эскиз (а) и поперечные сечения (б) облучательного устройства:
1 — внутренний корпус ампулы; 2 — центральная плоскость активной зоны;
3 — капсула; 4 — термоэлектрический преобразователь; 5 — плоский образец; 6 — внешний корпус ампулы

⁴ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

Образцы выполнены из сплавов на основе никеля и молибдена (рис. 1.7). Для контроля температурного режима испытаний в обоймах облучательного устройства было установлено двенадцать термоэлектрических преобразователей градуировки хромель-алюмель диаметром 1,5 мм, по два на этаже. Давление гелия в полости ампулы у всех облучательных устройств составляло 0,3 МПа весь период облучения. Поток нейтронов на образцах и их температура находились в требуемых диапазонах.

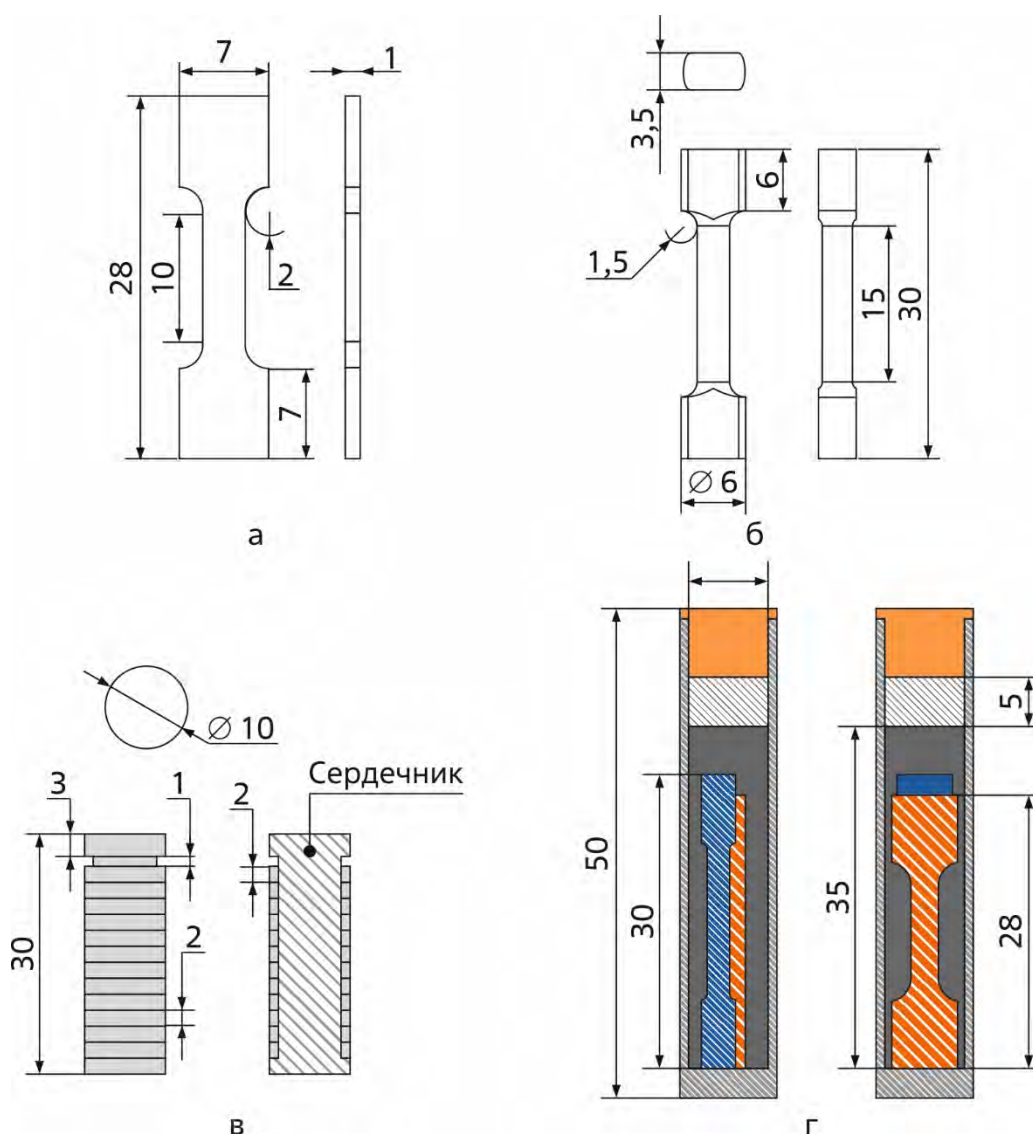


Рис. 1.7. Эскиз и сечения плоского (а), цилиндрического (б), кольцевого (в) образцов и капсулы с образцами (г)

После завершения испытаний будут проведены послереакторные исследования для определения коррозионных и механических свойств испытанных материалов.

П.С. Палачёв, Н.К. Калинина, М.Ф. Валишин

ИСПЫТАНИЯ НЕТОПЛИВНЫХ КОМПОНЕНТОВ И ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ В КАНАЛЕ С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Для того чтобы проводить испытания в водном теплоносителе с заданным водно-химическим режимом в реакторе СМ, применяют высокотемпературные каналы с естественной циркуляцией теплоносителя. Их отличительной особенностью является наличие между внутренним и внешним корпусом теплоизолирующего газового зазора. Разделитель потока позволяет организовать контур естественной циркуляции и получить температуру теплоносителя в канале до 340 °С при давлении 15 МПа.

Проведены испытания нетопливных компонентов макетов органов регулирования (из титаната и цирконата диспрозия, смеси оксидов диспрозия и иттрия), больших (из титаната и цирконата гадолиния) и малых (из титаната гадолиния, смеси оксидов гадолиния и иттрия) выгорающих поглотителей, источников нейтронов (из америция-241, оксида бериллия) в двух каналах с естественной циркуляцией теплоносителя.

Макеты нетопливных компонентов и источников нейтронов представляют собой оболочку из тонкостенной трубы с заглушками. Внутри макетов нетопливных компонентов находятся сердечники из титаната и цирконата диспрозия, смеси оксидов диспрозия и иттрия, титаната и цирконата гадолиния, титаната гадолиния, смеси оксидов гадолиния и иттрия, оксидов бериллия, внутри макетов источников нейтронов — америций-241 и порошок бериллия (рис. 1.8). Сердечники прижаты пружинами. Облучательные устройства с такими макетами были размещены в корпусе стального высокотемпературного канала, загруженного в ячейку первого ряда отражателя реактора СМ (рис. 1.9). Полость канала подсоединена к компенсатору объема петлевой установки ВП-3 и заполнена водой (аммиачный водно-химический режим) под давлением 15–15,5 МПа. Межкорпусное пространство канала заполнено гелием под давлением 0,3 МПа. Контролируют давление в межкорпусном зазоре и компенсаторе объема датчики МИДА. За всё время облучения давление держалось на заданном уровне. Для контроля температуры теплоносителя установлено шесть термоэлектрических преобразователей градуировки хромель-алюмель, диаметром 1,5 мм. В нижней части облучательных устройств — два термоэлектрических преобразователя для контроля температуры теплоносителя на входе в зону размещения макетов. Температуру на выходе из этой зоны контролировали ещё два термоэлектрических преобразователя. И два таких преобразователя были установлены на уровне переливных окон. Температура теплоносителя на участке размещения макетов нетопливных компонентов при облучении была в диапазоне от 320 до 335 °С, макетов источников нейтронов — от 295 до 310 °С. Целевое значение флюенса для всех макетов достигнуто.

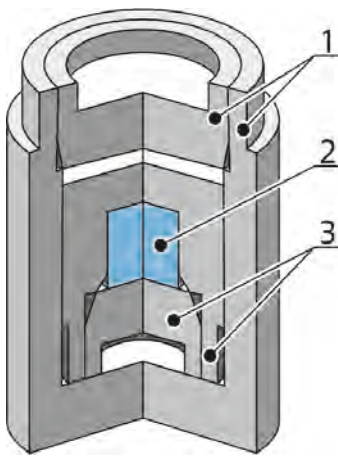


Рис. 1.8. Конструкция макета источника нейтронов:

- 1 — внешняя оболочка;
- 2 — активная часть;
- 3 — внутренняя оболочка

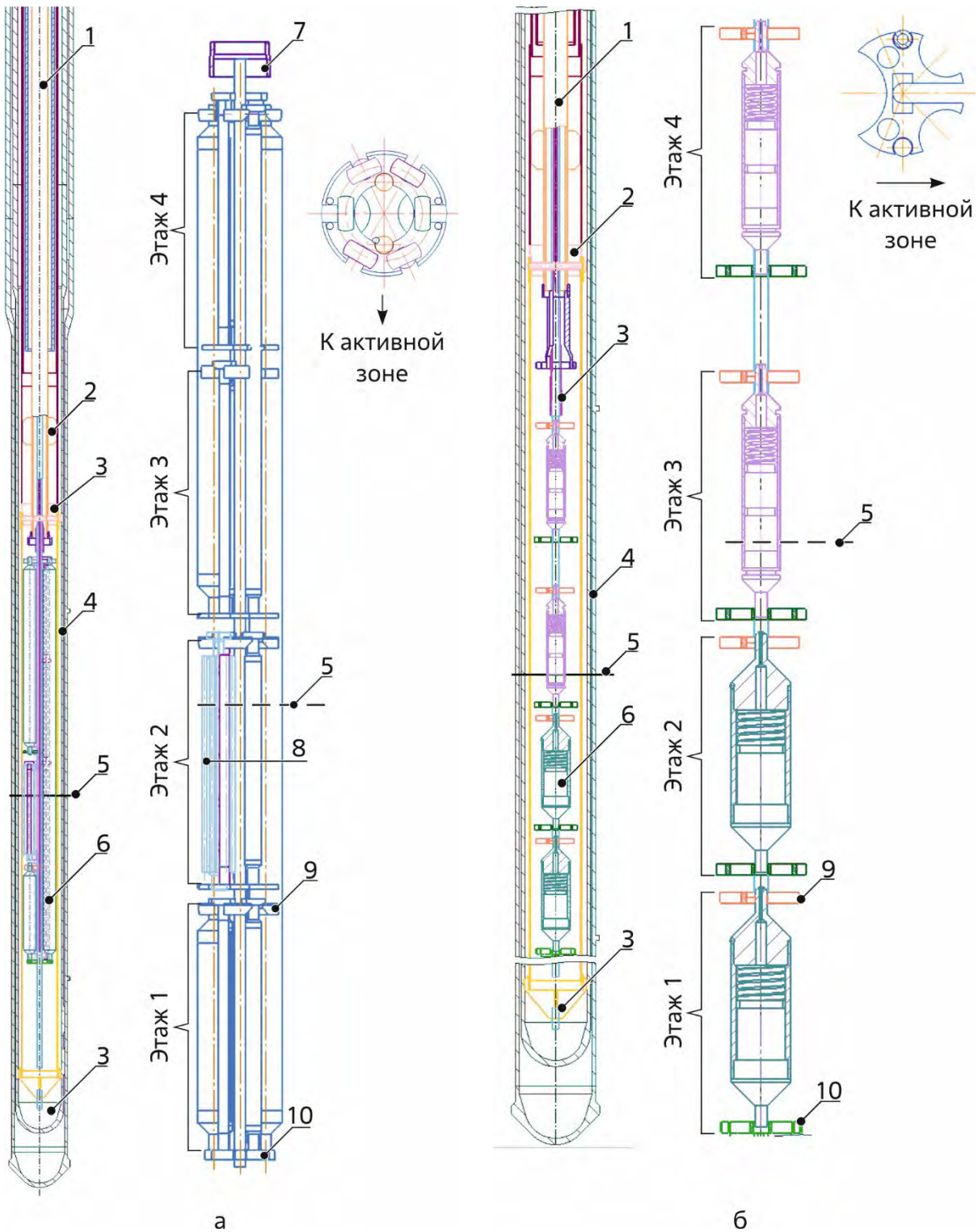


Рис. 1.9. Эскиз и сечения облучательного устройства с макетами нетопливных компонентов (а) и источников нейтронов (б): 1 — несущая труба; 2 — разделитель потока; 3 — термоэлектрические преобразователи; 4 — корпус канала; 5 — центральная плоскость активной зоны; 6 — макеты; 7 — переходник; 8 — вытеснитель потока; 9 — решётка; 10 — удерживающая деталь

П.С. Палачёв, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, М.Ф. Валишин

ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ГРАФИТА И ЕГО КЛЕЁНЫХ СОЕДИНЕНИЙ

Для получения данных по поведению под облучением и обоснования работоспособности графита, изготовленного по новой технологии, в ячейках отражателя реактора СМ проводят испытания образцов экспериментального графита и его герметизированных

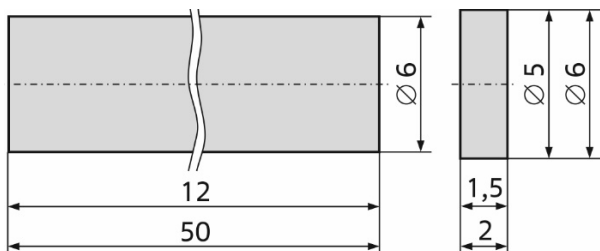


Рис. 1.10. Эскизы образцов графита различного типа

(клеёных) соединений, предлагаемых к использованию в качестве конструкционного материала реакторной установки атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором и химико-технологическим участком для производства водорода (рис. 1.10).

Условия испытаний образцов:

Максимальная температура 1 250 °С

Плотность потока быстрых нейтронов

энергией выше 0,18 МэВ $(3,0-6,1) \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$

Среда:

испытаний образцов Гелий при давлении до 0,5 МПа

снаружи устройства Теплоноситель первого контура, дистиллят при давлении до 5 МПа и температуре до 95 °С

Облучательное устройство представляет размещённую на подвеске ампулу (рис. 1.11), в которой друг над другом расположены семь графитовых обойм цилиндрической формы с каналами для установки образцов (рис. 1.12). В каждой из трёх центральных обойм размещены образцы, изготовленные из одной марки графита. Верхние и нижние обоймы без образцов необходимы для выравнивания температурного поля по высоте. Графитовые обоймы окружены кольцевыми радиационными нагревателями из молибдена. Под обоймами и над ними расположены торцевые радиационные нагреватели, представляющие собой диски из молибдена. Для определения температуры испытаний образцов в обоймах установлены термоэлектрические вольфрам-рениевые преобразователи. Из полостей облучательного устройства выведены газовые трубки, соединяющие полость подвески (одна трубка) и полость ампулы (две трубки) с газовакуумным стендом для контроля давления гелия в полостях.

Испытания графита в отражателе реактора проводят в двух идентичных облучательных устройствах в ячейках 2 и 3 — до достижения требуемых значений флюенса быстрых нейтронов. Температура испытаний образцов поддерживается на заданном уровне.

В ячейке 2 испытания графита завершены, облучательное устройство выгружено, ампула с образцами передана для проведения послереакторных исследований. Реакторные испытания графита в ячейке 3 продолжаются.

Рис. 1.11. Конструктивная схема рабочего участка облучательного устройства (а) и общий вид устройства (б):

- 1 — торцевой нагреватель;
- 2 — корпус ампулы;
- 3 — кольцевой нагреватель;
- 4 — обойма;
- 5 — центральная плоскость активной зоны;
- 6 — нейтронно-активационный детектор;
- 7 — торцевой нагреватель;
- 8 — капилляр для заполнения ампулы гелием;
- 9 — разъёмы для подключения термоэлектрических преобразователей;
- 10 — газовые линии;
- 11 — фланец; 12 — подвеска;
- 13 — проколное устройство

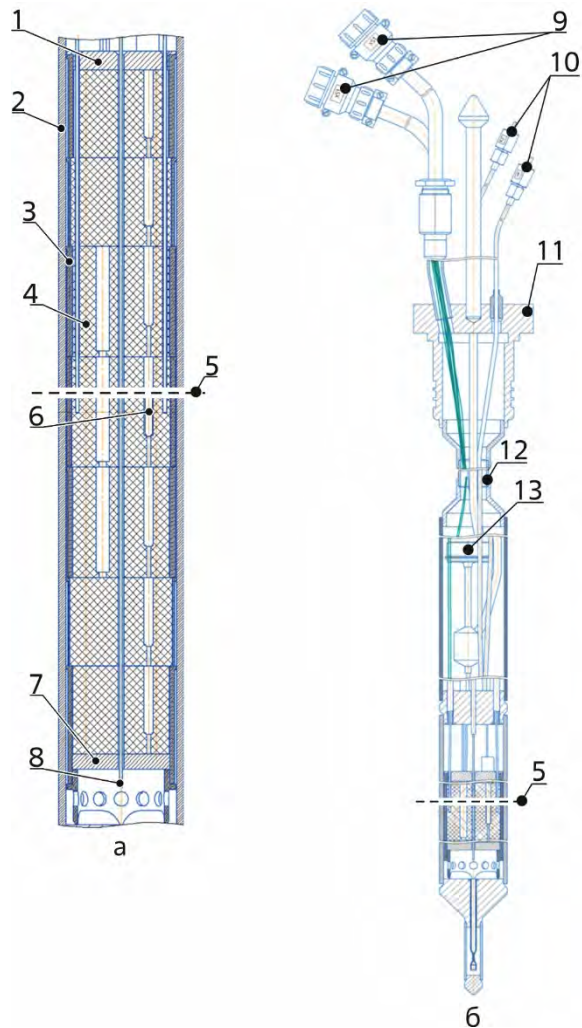
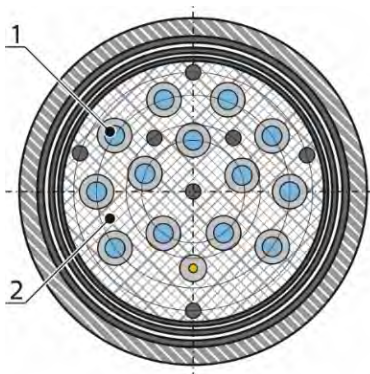


Рис. 1.12. Положение образцов (1) в графитовой обойме (2)

*В.А. Кисляков, Н.К. Калинина, А.А. Одабашян,
М.Ф. Валишин, М.С. Каплина⁵, О.И. Дреганов, В.С. Мусеев⁵*

ИССЛЕДОВАНИЯ ВЫХОДА ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТОПЛИВНЫХ КОМПАКТОВ

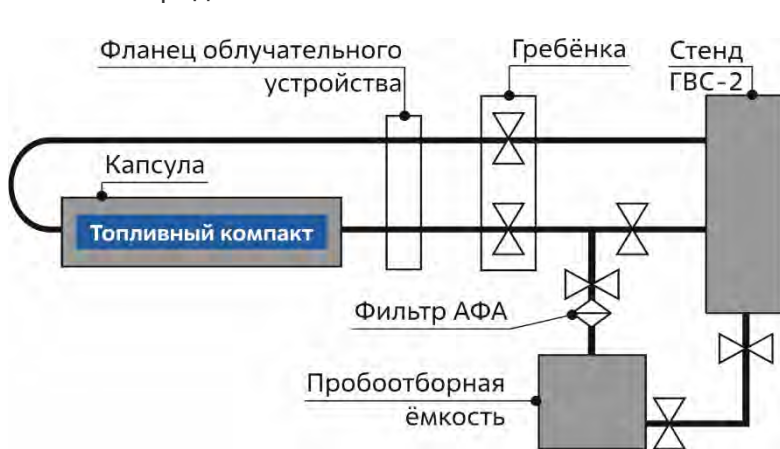
В ячейках 6 и 7 отражателя реактора СМ в составе двух облучательных устройств проводят испытания⁶ топливных компактов с микросферическим топливом для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, планируемых к промышленному внедрению [1].

⁵ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

⁶ Испытания проводят в соответствии с календарным планом работ по договору на выполнение научно-исследовательской и опытно-конструкторской работы «Испытания топливных компактов с микросферическим топливом для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов в реакторе СМ. Этап 2022 года». — Прим. авт.

В каждом облучательном устройстве установлено три капсулы, изготовленные из жаропрочной стали, в каждой из которых — три исследуемых топливных компакта, один вспомогательный топливный компакт с центральным отверстием для термоэлектрического преобразователя и графитовый фильтр [2]. Компакты размещены друг над другом внутри графитовой обоймы цилиндрической формы, вспомогательный компакт — в верхней части столба испытываемых топливных компактов. Ко всем капсулам с обеих сторон герметично приварены стальные трубки для продувки полости с компактами гелием марки 6.0. Каждая капсула помещена в отдельную ампулу из коррозионно-стойкой стали. Полости ампул и капсул между собой не сообщаются. Ампулы крепятся к подвеске, имеющей фланец для герметизации облучательного устройства на крышке реактора. Полость подвески изолирована от полостей ампул и капсул, все полости облучательного устройства имеют газовые трубки для подключения к газовакуумному стенду [2].

Одной из задач эксперимента является исследование кинетики основных радиологически важных газообразных и летучих продуктов деления. Для анализа динамики их выхода из топливных компактов нужна информация о качественном и количественном составе газа полости капсулы, поэтому примерно раз в месяц, в период длительной остановки реактора, отбирают пробы газа из полости капсулы. На рис. 1.13 приведена принципиальная схема подключения капсул облучательного устройства к стенду ГВС-2 и участку отбора проб. Продукты деления, вышедшие за пределы топливных компактов, аккумулируются в капсуле. К линии для вакуумирования полости капсулы подсоединяют аналитический аэрозольный фильтр АФА⁷ и пробоотборную ёмкость (сосуд Маринелли⁸), которую перед отбором проб вакуумируют. Зная объёмы, начальное и конечное давление в системе, можно гарантировать, что практически весь газ из полости капсулы через фильтр поступит в ёмкость. Пробоотборную ёмкость и фильтр передают для проведения анализа на гамма-спектрометре, измерения выполняют по аттестованной методике. В результате анализа определяют качественный и количественный состав газа в пробе и продукты



деления, задержанные фильтром, за исключением доли аэрозолей, осевших на поверхностях трубок.

Рис. 1.13. Принципиальная схема подключения капсул облучательного устройства

Расчётную активность продуктов деления в топливных компактах при облучении в ячейке отражателя реактора СМ определяли для самой энергонапряжённой капсулы облучательного устройства, из которой отбирали пробы. Расчёт образован-

⁷ Фильтр АФА — стандартный фильтр, который широко применяют в составе аспираторов воздуха для высокоэффективного улавливания аэрозоля различного химического и дисперсного состава. — Прим. ред.

⁸ Сосуд Маринелли — специальная металлическая ёмкость особой формы, предназначенная для размещения в ней порций (проб) исследуемых объектов и последующего измерения радиометром или спектрометром активности радиационного излучения, исходящего от этих проб. Назван в честь Леонидаса Д. Маринелли, американского физика-радиолога итальянского происхождения. — Прим. ред.

ных продуктов деления проводили с временным шагом 5–20 ч и в моменты отбора, измерения активности проб, пуска и остановки реактора. Выполнен расчёт, определяющий все образовавшиеся продукты деления и их естественный распад, учитывающий образование нуклидов в процессе радиоактивного распада ядер-предшественников в цепочках радиоактивного распада. На рис. 1.14 приведены графики образования нуклидов в микроТВЭлах, размещённых в капсулах с максимальной мощностью топливных компактов: молибдена-99 с периодом полураспада 2,8 сут, ксенона-131m с периодом полураспада 12 сут, ксенона 133m с периодом полураспада 2,3 сут, ксенона-133 с периодом полураспада 5,3 сут, ксенона 135 с периодом полураспада 9,1 ч, йода-131 с периодом полураспада 8,1 сут, теллура-132 с периодом полураспада 3,6 сут, йода-133 с периодом полураспада 20,8 ч, цезия-137 с периодом полураспада 30 лет, церия-141 с периодом полураспада 33,1 сут.

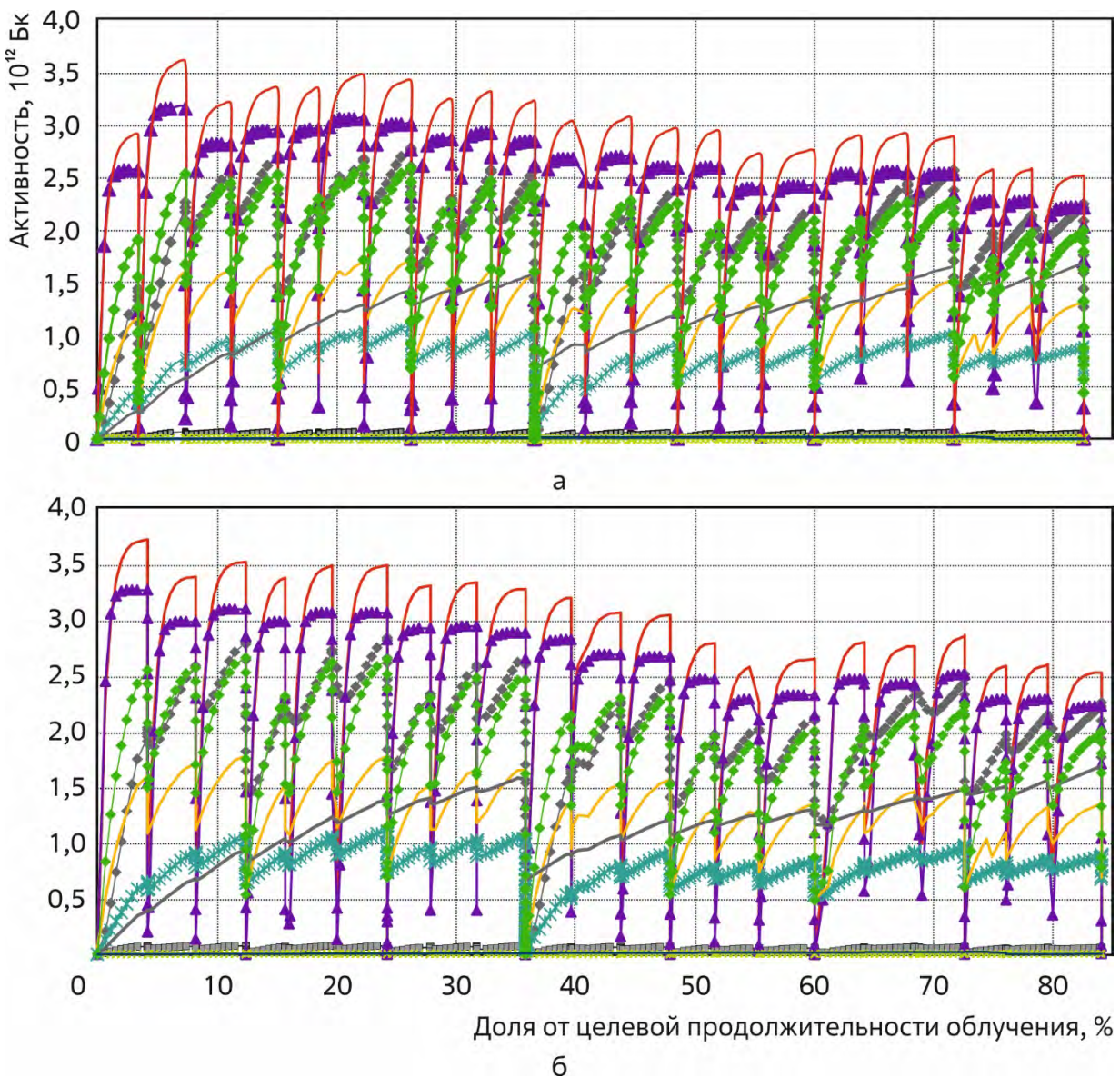


Рис. 1.14. Расчётная активность продуктов деления в топливных компактах в ячейках 6 (а) и 7 (б): молибдена-99 (◆), ксенона 131m (×), ксенона 133m (■), ксенона-133 (◆), ксенона 135 (▲), йода-131 (*), теллура-132 (—), йода-133 (—), цезия-137 (—), церия-141 (—)

Доля вышедших продуктов деления по результатам измерения первой пробы рассчитана по формуле

$$X_1 = \frac{a}{A}, \quad (1.1)$$

где a, A — измеренная и расчётная активность продуктов деления первой пробы соответственно, Бк.

Так как анализ проб на остановленном реакторе позволяет учитывать точное количество отобранных продуктов деления при каждом отборе пробы, долю вышедших продуктов деления по результатам измерения второй пробы определяли по формуле

$$X_2 = \frac{b}{(B - a'X_1)}, \quad (1.2)$$

где b, B — измеренная и расчётная активность продуктов деления второй пробы соответственно, Бк; a' — активность измеренных в первой пробе продуктов деления с учётом распада к моменту измерения второй пробы.

Аналогично доле X_2 определяли доли выхода продуктов деления по результатам всех последующих проб.

В настоящее время получены первые результаты — доля вышедших продуктов деления из микротвэлов. Накопленные за всё время облучения экспериментальные данные позволят проанализировать динамику выхода продуктов деления и отметить момент начала массовой разгерметизации микротвэлов, то есть резкое увеличение, на несколько порядков, доли выхода газообразных продуктов деления, если это произойдёт.

Реакторные испытания топливных компактов, облучавшихся в ячейке 7, завершены. Облучательное устройство из ячейки выгружено для проведения послереакторных исследований топливных компактов. Испытания топливных компактов в ячейке 6 продолжаются. После завершения облучения запланированы их послереакторные исследования.

Список литературы

1. Научный портал «Атомная энергия 2.0» (2008–2023) [Электронный ресурс]. Свидетельство о регистрации Эл № ФС 77-72853. Публикация № 11054 от 22 марта 2017 г. «Перспективы развития высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов» в рубрике «Технологии». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://www.atomic-energy.ru/technology/73919> (дата обращения: 16.01.2023).
2. Каплина М.С., Калинина Н.К., Ильиных Г.А. и др. Теплофизический расчёт облучательного устройства для облучения топливных компактов в реакторе СМ-3. — Сборник докладов XXII Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам, Подольск, Московская обл., Россия, 13–14 апреля 2022 г. — Подольск: АО «ОКБ "Гидропресс"», 2022. С. 256–263.

*М.С. Каплина⁹, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин,
М.О. Громов, Г.А. Головкин, В.Г. Нагайцев,
А.Е. Филимонов, В.С. Мусеев⁹, О.И. Дреганов*

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

ИССЛЕДОВАНИЕ НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ РЕАКТОРА МИР ВЛИЯНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ С КОЛЬЦЕВЫМИ ТВЭЛАМИ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА

На критическом стенде реактора МИР — полномасштабной физической модели реактора — изучали влияние экспериментальной тепловыделяющей сборки с кольцевыми ТВЭлами на нейтронно-физические характеристики реактора, важные для безопасности. В ходе исследований определяли эффекты реактивности при установке в петлевой канал экспериментальной ТВС и при его осушении. В состав конструкции экспериментальной ТВС входят восемь кольцевых ТВЭлов (рис. 1.15), чехол квадратного профиля — разделитель потока, выполненный из нержавеющей стали аустенитного класса, центральный направляющий вытеснитель, на котором закреплены дистанционирующие и опорная решётки. Дистанционирование ТВЭлов и вытеснителей осуществляют специальные элементы, установленные с определённым шагом. ТВЭлы расположены в один ряд около центральной несущей трубы.

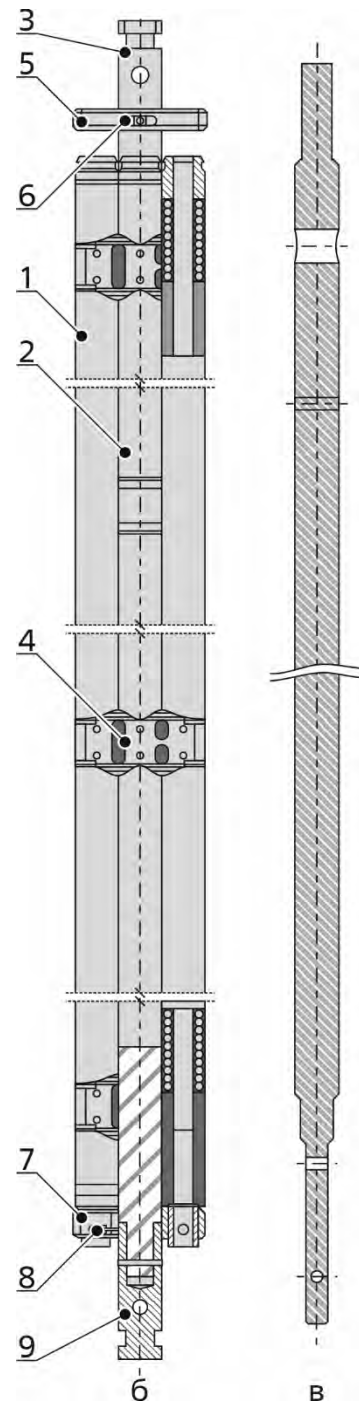
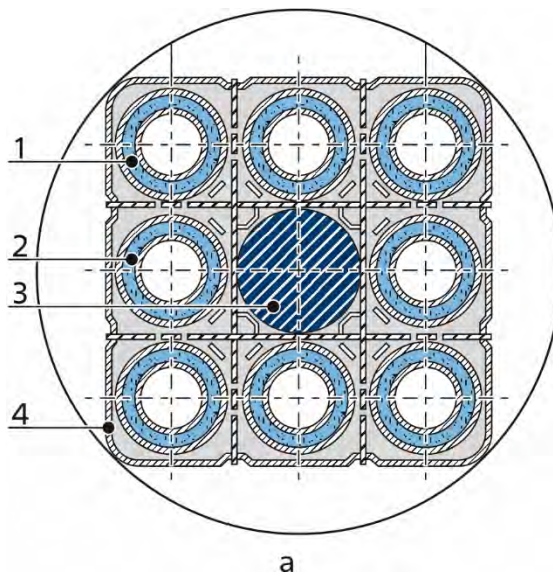
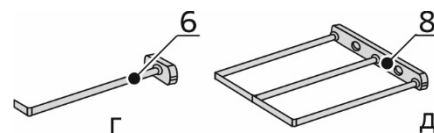


Рис. 1.15. Поперечное сечение (а), общий вид облучательного устройства с кольцевыми ТВЭлами (б) и его центрального стержня (в): 1 — угловой ТВЭл (первой группы) со сплошным топливным сердечником; 2 — периферийный ТВЭл (второй группы) с разделённым топливным сердечником; 3 — центральный стержень; 4 — дистанционирующая решётка; 5 — верхняя концевая деталь; 6 — верхний шплинт (г); 7 — опорная решётка; 8 — нижний шплинт, фиксирующий ТВЭлы (д); 9 — нижняя концевая деталь



Получены следующие результаты:

- 1) загрузка экспериментальной тепловыделяющей сборки с кольцевыми твэлами в петлевой канал третьего радиуса при его окружении рабочими ТВС с номинальной загрузкой топлива даёт положительный эффект — $(4,90 \pm 0,29) \beta_{эфф}$;
- 2) осушение петлевого канала приводит к вводу положительной реактивности — $(0,50 \pm 0,03) \beta_{эфф}$.

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

- 1) из-за небольшой мощности критической сборки, не превышающей 5 Вт, в бериллии отсутствуют ядра-отравители, накопление которых характерно для реакторных блоков, поэтому эффекты реактивности, полученные на критической сборке, завышены не менее чем в 2,5 раза¹⁰;
- 2) в ячейки, окружающие макет петлевого канала, были загружены необлучённые ТВС, что в реальных реакторных условиях не требуется.

Рекомендуемые к использованию при подготовке к испытаниям значения эффектов реактивности:

- ◆ для загрузки экспериментальной ТВС с кольцевыми твэлами в петлевой канал — не более $+2 \beta_{эфф}$;
- ◆ для осушения петлевого канала с экспериментальной ТВС с кольцевыми твэлами — не более $+0,2 \beta_{эфф}$.

Полученные данные использованы для обоснования безопасности проведения испытаний экспериментальной тепловыделяющей сборки с кольцевыми твэлами в петлевой установке реактора МИР, проверки расчётных моделей и формирования загрузки активной зоны реактора. Экспериментальная сборка загружена в реактор МИР для проведения испытаний в заданных режимах.

А.М. Шараев, А.В. Пайдулов, А.П. Малков, О.И. Дреганов

ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ С ИЗМЕНЕНИЕМ МОЩНОСТИ

Для проведения испытаний экспериментальных твэлов в исследовательском реакторе МИР в режиме быстрого увеличения и циклирования мощности с различной амплитудой её изменения была разработана серия специальных облучательных устройств (рис. 1.16).

При проведении испытаний изменение мощности выполняют, поворачивая подвески с твэлами относительно одного или двух неподвижных поглощающих экранов с помощью привода, расположенного в реакторном зале [1–3]. В конструкции предусмотрено двенадцать ячеек для установки экспериментальных твэлов, вытеснителей и вытеснителей с гафниевого проволокой, которые используют в качестве компенсаторов реактивности или для выравнивания коэффициента неравномерности распределения мощности по твэлам.

¹⁰ Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления гелия-3 и лития-6 в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР // Атомная энергия, 2008. Т. 104, вып. 2. С. 84–88.

В каждом облучательном устройстве можно установить от одного до двенадцати твэлов. Поглощающие экраны набраны из гафниевых стержней, количество рядов поглощающих стержней можно варьировать.

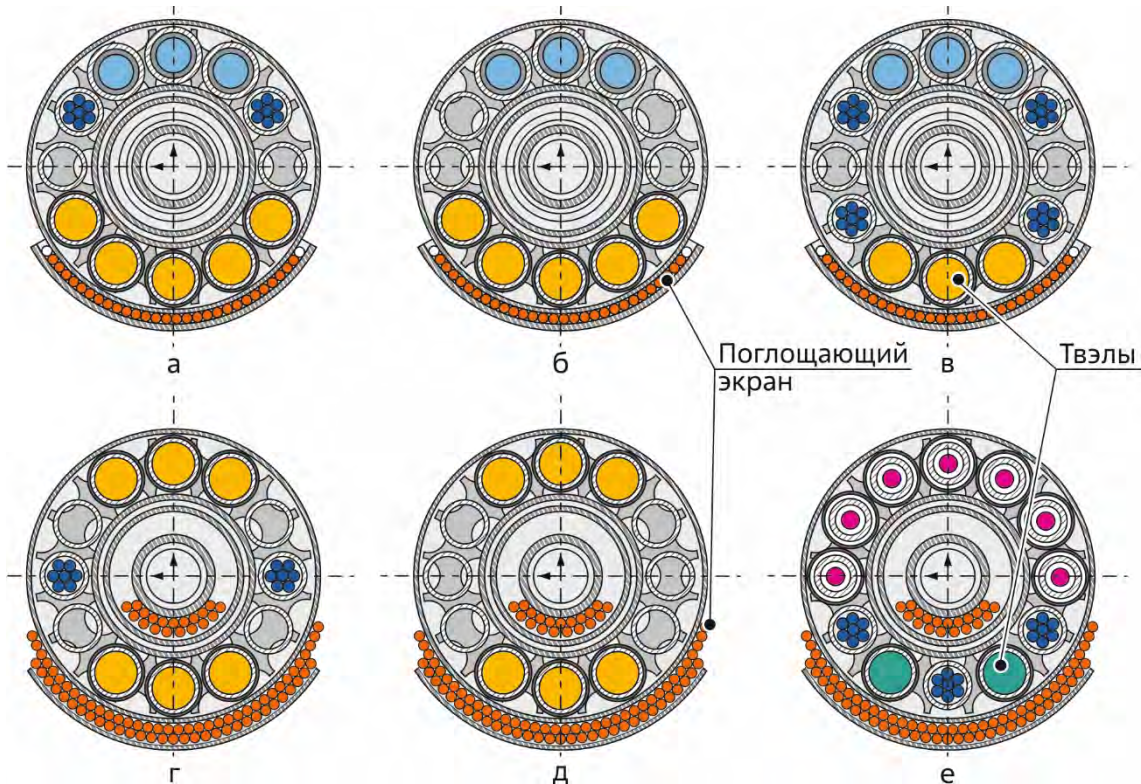


Рис. 1.16. Принципиальные схемы облучательных устройств при кратности увеличения мощности около 1,8–2,9 (а–в) и 3,6–5,6 (г–е) раза

На стадии проектирования конструкционные схемы устройств выбирали на основании нейтронно-физических расчётов. Основные критерии при параметрических расчётах для обоснования выбора конструкции — это безопасность испытаний и заданная кратность изменения мощности твэлов. Последняя в большей степени зависит от количества рядов поглощающих стержней в устройстве и в меньшей — от неравномерности распределения мощности рабочих тепловыделяющих сборок вокруг петлевого канала, которая определяется картограммой загрузки активной зоны реактора МИР. Обычно для выполнения подобных экспериментов в ячейки вокруг канала с устройством загружают необлучённые рабочие ТВС (рис.1.17).

Значения кратности изменения мощности для облучательного устройства с четырьмя рядами гафниевых стержней были подтверждены при исследованиях на критическом стенде реактора МИР. Пример изменения относительной мощности экспериментальных твэлов в таком устройстве в процессе реакторных испытаний представлен на рис. 1.18.

Расчёты показали, что при расположении твэлов с одной стороны устройства поворот корзины с твэлами на 180° приводит к максимальному изменению реактивности не более $(0,16 \pm 0,07) \beta_{\text{эфф}}$. Если твэлы загружены с двух сторон устройства (см. рис. 1.16, д) без вытеснителей с гафнием изменение реактивности во время поворота составит около $\pm (0,1-0,12) \beta_{\text{эфф}}$. При использовании вытеснителей с гафнием (см. рис. 1.16, е) эффект реактивности при повороте корзины с твэлами с 0 до 180° снижается до $-(0,01 \pm 0,03) \beta_{\text{эфф}}$. Загрузка подобных устройств в реактор МИР не приводит к изменению эффективности органов регулирования.

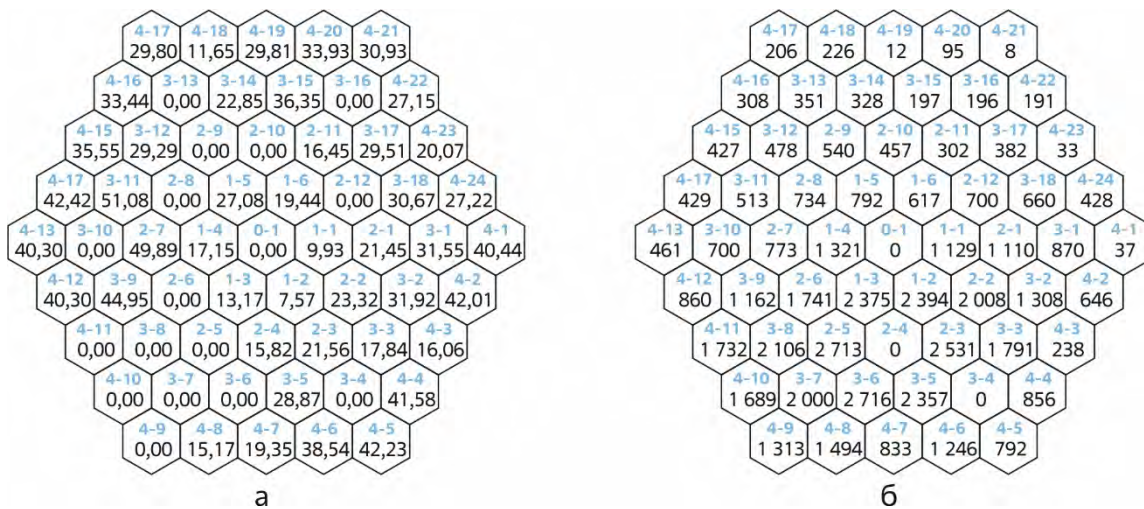


Рис. 1.17. Типичная картограмма загрузки активной зоны с устройством для изменения мощности петлевого канала ячейки 3–7 с указанием в процентах выгорания топлива (а) в рабочих ТВС и их мощности (б) в кВт

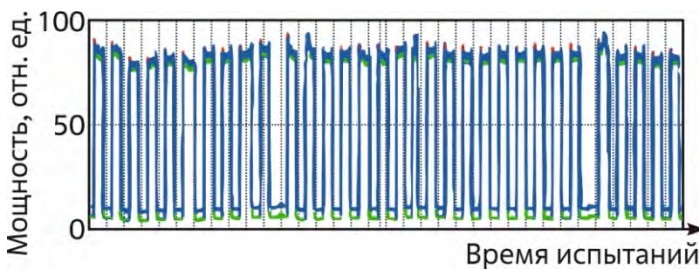


Рис. 1.18. Изменение относительной мощности во время реакторных испытаний

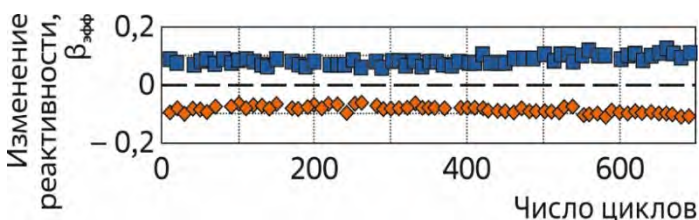


Рис. 1.19. Изменение реактивности во время поворота на 0–180° (■) 180–360° (◆) двух твэлов относительно поглощающего экрана

На рис. 1.19 показано изменение реактивности при испытаниях с циклическим изменением мощности твэлов для устройства с четырёхрядным поглощающим экраном.

С применением подобных устройств и специальной оснастки в реакторе МИР было выполнено около четырёх тысяч операций по изменению мощности различных экспериментальных твэлов (эксперименты со скачком мощности и с циклическим её изменением). При испытаниях надёжно обеспечена безопасность и подтверждена работоспособность устройств данного типа.

Список литературы

1. Патент 127506 (13)U1, Российская Федерация, (51)МПК G21C7/08 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания в исследовательском ядерном реакторе твэлов в режимах с изменением мощности / В.В. Калыгин, В.А. Овчинников // Бюл., 2013. № 12. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet (дата обращения: 11.03.2023).
2. Ещеркин А.Г., Овчинников В.А., Шахмуть Е.Е. и др. Проведение экспериментов со скачкообразным увеличением мощности. — 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. 15–18. —

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: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050&selid=44077113>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077089&pff=1> (дата обращения: 08.12.2022).

- Ещеркин А.Г., Овчинников В.А., Ижутов А.Л. и др. Испытания тепловыделяющих элементов водо-водяного реактора в режиме изменения мощности. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 14. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 22.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749311&pff=1> (дата обращения: 22.12.2022).

А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, А.Л. Ижутов, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, Р.А. Яшин, С.В. Лобин, М.С. Сычугов, А.Н. Козлов, Д.А. Черников, П.А. Зайченко

ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА КОНСТРУКЦИИ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ RIA В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР

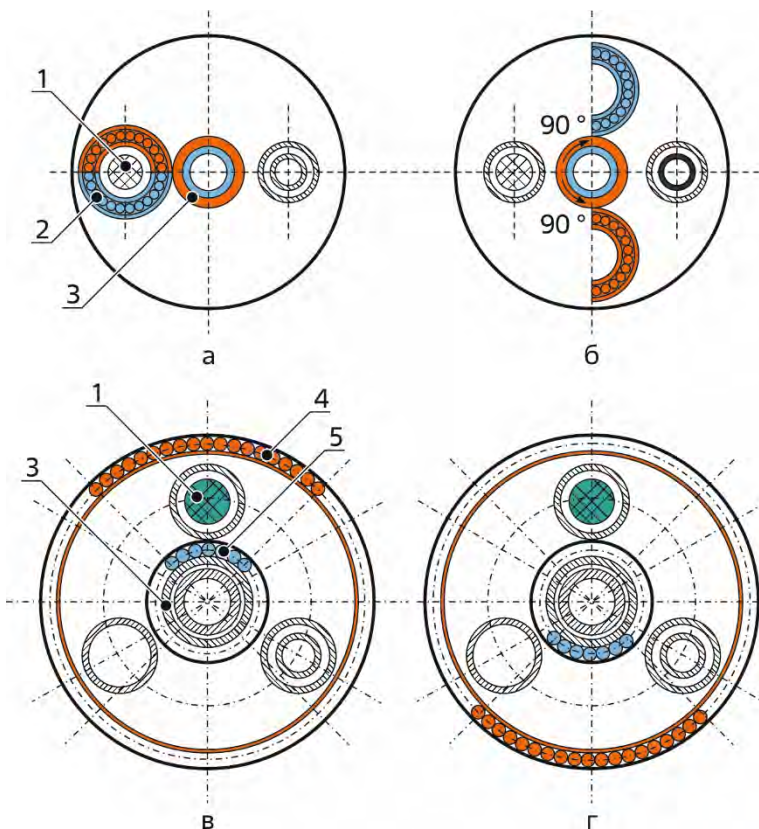
В петлевом канале реактора МИР проведено несколько испытаний экспериментальных твэлов в условиях проектной аварии с несанкционированным вводом положительной реактивности — аварии RIA. Целью экспериментов отчётного года являлось получение данных для оценки работоспособности и поведения экспериментальных твэлов с РЕМИКС- и ATF-топливом в режиме импульсного изменения мощности.

Сценарий экспериментов RIA предусматривает два этапа:

- 1) облучение твэлов на определённой мощности, соответствующей номинальному режиму работы водо-водяных энергетических реакторов под давлением (этап кондиционирования), перед импульсом мощности;
- 2) импульсное увеличение мощности с определённой амплитудой и временем выдержки до заданного уровня энерговыделения, обеспечивающего необходимый рост энтальпии топлива.

С целью моделирования условий протекания реактивной аварии предложен сценарий экспериментов с амплитудой импульса мощности в диапазоне от двух до трёх и временем выдержки до 10 с на максимальной мощности. Для реализации импульса мощности на одном экспериментальном твэле в петлевом канале реактора было разработано и испытано два варианта облучательного устройства (рис. 1.20):

- 1) экран поглотителя, состоящий из двух частей в виде двух полуокружностей, при их смыкании полностью экранирует проточную трубку с твэлом и не пропускает нейтронный поток, при раскрытии на заданный угол происходит значительное возрастание нейтронного потока на твэл, что и имитирует импульс мощности;
- 2) экран поглотителя состоит из двух секторов, расположенных концентрично, и центральной оси облучательного устройства, в исходном положении твэл закрыт секторами экрана, для реализации импульса мощности секторы экрана через центральную штангу поворачивают на 180° [1–3].



рамами экрана, для реализации импульса мощности секторы экрана через центральную штангу поворачивают на 180° [1–3].

Рис. 1.20. Схема поперечного сечения облучательного устройства первого (а, б) и второго (в, г) варианта исполнения, демонстрирующая исходное состояние, когда поглощающие элементы экрана экранируют твэл (а, в), и состояние, когда они в раскрытом (б) и конечном (г) положении: 1 — экспериментальный твэл; 2 — поворотный поглощающий экран; 3 — привод / вал; 4, 5 — внешняя и внутренняя часть поворотного поглощающего экрана соответственно

Для предложенных вариантов исполнения облучательных устройств были проведены расчётные исследования по оценке амплитуды импульса и эффектов реактивности, а также реакторные испытания (табл. 1.6). Если ориентироваться на расчётные значения, то с точки зрения получения амплитуды импульса первый вариант облучательного устройства является предпочтительным. Однако амплитуда импульса мощности составила 1,8, что более чем в два раза ниже расчётного значения. Это объясняется неполным сведением двух полуокружностей экрана в стартовом состоянии и неполным их раскрытием при реализации импульса из-за недостатков механизма вращения, который требуют доработки. Поэтому на данном этапе более предпочтительным является второй вариант устройства.

Испытаниями установлено, что в случае отрицательного эффекта реактивности при повороте экрана в процессе выдержки может уменьшаться мощность твэла. Для исключения данного эффекта рекомендуется:

- ♦ ориентировать устройство в активной зоне и подбирать положение рабочих органов системы управления и защиты, расположенных вокруг экспериментального канала с облучательным устройством, таким образом, чтобы экраны при перемещении вносили минимальную реактивность;
- ♦ разработать и испытать конструкцию облучательного устройства, в котором в движение будет приводиться экспериментальный твэл, а не поглощающий экран.

Таблица 1.6

Результаты исследований вариантов облучательных устройств для экспериментов RIA

Параметр	Вариант исполнения			
	1		2	
	Расчёт	Эксперимент	Расчёт	Эксперимент
Амплитуда импульса мощности, отн. ед.	До 3,9 (при угле раскрытия 120°)	1,8	До 2,6	2,1
Средняя мощность ТВС, окружающих канал с устройством*, кВт	2 900	Около 2 900	2 200	
Значение эффекта реактивности при повороте экрана, $\beta_{эфф}$: на 30°	–0,092	–	–0,017	–
	на 60°		–0,029	
	на 90°		–0,051	
	на 120°		–0,073	
	на 180°		–0,124	
Максимальное значение эффекта реактивности при повороте экрана, $\beta_{эфф}$	–	–0,106	–	–0,127

* Для обеспечения максимальной линейной мощности экспериментального твэла около 200 Вт/см в закрытом положении поглощающих экранов (перед началом импульса).

Список литературы

1. Патент 127506 (13)U1, Российская Федерация, (51)МПК G21C7/08 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания в исследовательском ядерном реакторе твэлов в режимах с изменением мощности / В.В. Калыгин, В.А. Овчинников // Бюл., 2013. № 12. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet (дата обращения: 11.03.2023).
2. Ещеркин А.Г., Овчинников В.А., Шахмуть Е.Е. и др. Проведение экспериментов со скачкообразным увеличением мощности. — 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. 15–18. — 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: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050&selid=44077113>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077089&pff=1> (дата обращения: 08.12.2022).
3. Ещеркин А.Г., Овчинников В.А., Ижутов А.Л. и др. Испытания тепловыделяющих элементов водо-водяного реактора в режиме изменения мощности. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 14. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 22.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749311&pff=1> (дата обращения: 22.12.2022).

М.С. Сычужов, А.В. Алексеев, А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, И.В. Киселёва, О.И. Дреганов, А.Н. Маркелов

РАСЧЁТ ВЛИЯНИЯ КОНВЕРТЕРА НА ОСНОВЕ УРАНА-238 НА ИЗМЕНЕНИЕ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ В ОПУСКНОМ УЧАСТКЕ ПЕТЛЕВОГО КАНАЛА РЕАКТОРА МИР

При проведении испытаний в петлевых каналах реактора МИР не всегда обеспечивается требуемая жёсткость энергетического спектра для набора с заданной скоростью флюенса быстрых нейтронов на облучаемых изделиях. Для ужесточения спектра нейтронов предложено специальное устройство — конвертер с ураном природного или обеднённого по урану-235 состава (массовая доля урана-235 — 0,4 и 0,7 %), экранирующий центральную часть петлевого канала, в котором размещают испытываемое устройство. Принцип работы конвертера основан на ядерных (n, γ) - и (n, f) -реакциях: в результате радиационного захвата тепловых нейтронов доля быстрых нейтронов в спектре возрастает, к тому же в пороговой реакции деления ядер урана-238 нейтронами энергией более 1 МэВ появляются дополнительные нейтроны деления. На рис. 1.21 изображены предложенные схемы конвертеров, расположенных в опускном участке петлевого канала реактора МИР:

- 1) из конверсионных элементов (конэлов) — кольцевая сборка со стальной оболочкой, диаметром 6,9 мм и толщиной 0,4 мм и топливным сердечником диаметром 5,95 мм (см. рис. 1.21, а),
- 2) контейнерного типа — кольцевой элемент из природного или обеднённого урана, диаметром 73 мм и толщиной 7,5 мм (см. рис. 1.21, б).

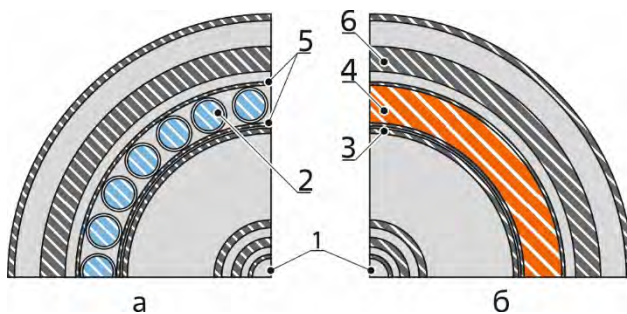


Рис. 1.21. Схема облучательного устройства с конвертером из конэлов (а) и конвертером контейнерного типа (б); 1 — зона регистрации нейтронов; 2 — конэлы; 3 — разделитель потока теплоносителя; 4 — контейнерный конвертер; 5 — обечайки конвертера; 6 — корпус петлевого канала

Расчётные исследования показали, что при использовании конвертера с конэлами с природным содержанием урана возможно увеличить плотность потока быстрых нейтронов примерно на 43 %, что позволит быстрее набрать необходимую повреждающую дозу в конструкционных материалах при одинаковой мощности окружающих ТВС (табл. 1.7,

рис. 1.22). Конвертер из-за высокого энерговыделения (до 250 кВт при средней мощности рабочих ТВС вокруг петлевого канала 1 МВт) можно использовать для подогрева теплоносителя. В конвертере воспроизводится плутоний-239 за счёт поглощения нейтронов ядрами урана-238 (рис. 1.23), вследствие чего мощность конвертера в процессе облучения увеличивается при постоянной мощности окружающих ТВС, к примеру, мощность конвертера с конэлами с массовой долей урана-235, равной 0,4 %, увеличивается на 66 % при энерговыработке конвертера около 36 МВт · сут.

По мере энерговыработки конвертера плотность потока нейтронов энергией более 0,1 МэВ увеличивается для конвертера со стержневыми конэлами с массовой долей урана-235, равной 0,7 и 0,4 %, примерно на 6 и 9 % соответственно.

Таблица 1.7

Изменение спектра нейтронов в центре петлевого канала при использовании конвертера

Тип конвертера	Массовая доля урана-235, %	Доля нейтронов энергией, %		Прирост в скорости набора флюенса быстрых нейтронов, %
		Более 0,1 МэВ	Менее 0,025 эВ	
Без конвертера	–	11,4	58,7	–
С конэлами	0,7	16,3	48,4	43
Контейнерный		19,3	43,2	83
С конэлами	0,4	15,2	49,9	29
Контейнерный		17,5	45,7	57

Рис. 1.22. Распределение плотности потока нейтронов для устройств без конвертера (—), с конвертером с конэлами (—, —) и контейнерным конвертером (—, —) с массовой долей урана-235, равной 0,7 (—, —) и 0,4 (—, —) %

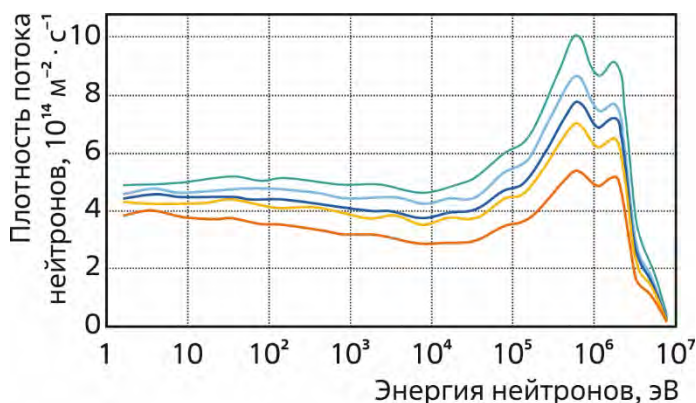
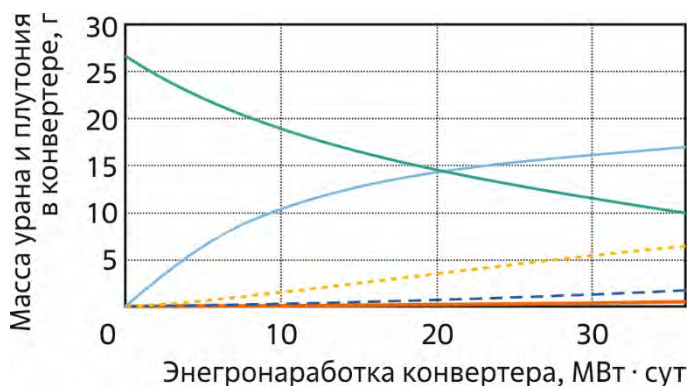


Рис. 1.23. Изменение выгорания урана-235 (—) и накопления изотопов плутония с массовыми числами: 239 (—), 240 (---), 241 (---), 242 (—) — в конвертере с конэлами в зависимости от его энерговыработки



Результаты расчётов могут быть использованы при разработке облучательных устройств для испытаний в петлевом канале с целью ускоренного набора повреждающей дозы исследуемых образцов конструкционных материалов.

М.С. Сычугов, А.П. Малков, А.Г. Ещеркин

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАСЧЁТЫ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ МАКЕТА СТЕРЖНЯ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА СМ

Проведены предварительные теплогидравлические расчёты облучательного устройства, определяющие возможность обеспечения температуры реакторных испытаний в условиях естественной циркуляции теплоносителя макета стержня аварийной защиты, выполненного из карбида бора. Макет состоит из гладкоцилиндрической оболочки, заполненной поглощающим материалом. Материал оболочек и концевых деталей — сталь марки 08X18H10T. Поглощающий элемент заполнен вкладышами из карбида бора с массовой долей бора-10, равной 19,9 %. Во внутренней полости стержня над столбом поглощающего материала предусмотрен компенсационный объём для сбора гелия.

Для испытаний макета стержня в стальной двухкорпусной канал, установленный в ячейку третьего ряда отражателя реактора СМ, планируют загрузить облучательное устройство. Оно состоит из подвески с фланцем, рабочего участка, в котором размещается макет стержня аварийной защиты, разделителя потока и поглощающего экрана (рис. 1.24).

1 Разделитель потока выполнен из стали марки 12X18H10T. Поглощающий экран, предназначенный для увеличения доли быстрых нейтронов в спектре, состоит из двух цилиндров из бористой стали и алюминия и очехлован сталью марки 12X18H10T. Для организации циркуляции теплоносителя и создания требуемого температурного режима на расстоянии от 100 до 1 000 мм выше макета стержня аварийной защиты в разделителе потока предусмотрены переливные окна. Внутренняя полость канала заполнена водой под давлением 14,7 МПа, межкорпусное пространство — гелием под давлением до 0,5 МПа. Планируемая температура испытаний — не более 325 °С.

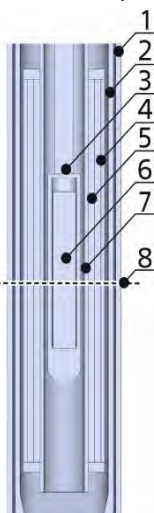
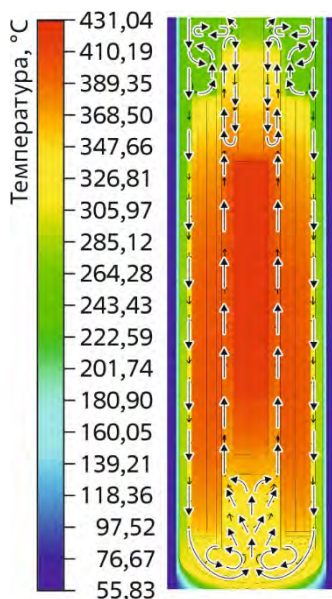


Рис. 1.24. Схема рабочего участка облучательного устройства:

- 1 — наружный корпус; 2 — внутренний корпус; 3 — подвеска;
4 — бористая сталь; 5 — алюминий; 6 — макет стержня аварийной защиты;
7 — разделитель потока; 8 — центральная плоскость активной зоны



Результаты предварительных теплогидравлических расчётов облучательного устройства показали (рис. 1.25), что получение требуемого температурного режима и организация процесса естественной циркуляции проблематичны. Целесообразно испытания макета стержня аварийной защиты проводить в высокотемпературной петлевой установке ВП-3 реактора, что позволит в условиях принудительной циркуляции обеспечивать требуемый температурный режим облучения.

Рис. 1.25. Распределение температуры в облучательном устройстве, полученное по результатам предварительного теплогидравлического расчёта (стрелочками показано движение теплоносителя)

В.С. Мусеев¹¹, Н.К. Калинина, М.С. Каплина¹¹

¹¹ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ ФЛИНАК С КОРРОЗИОННЫМИ ИМИТАТОРАМИ

Утилизация младших актинидов, накопленных в отработавшем ядерном топливе, является проблемой, которая ставит под сомнение дальнейшее развитие ядерной энергетики. Основным вариантом замыкания топливного цикла по плутонию — переход к топливному циклу на основе реакторов на быстрых нейтронах — уже выбран. В то же время вариант вовлечения в топливный цикл (дожигание) младших актинидов пока не определён даже с точки зрения выбора типа реакторной установки. Одним из наиболее перспективных для этих целей рассматривают жидкосолевого реактор [1].

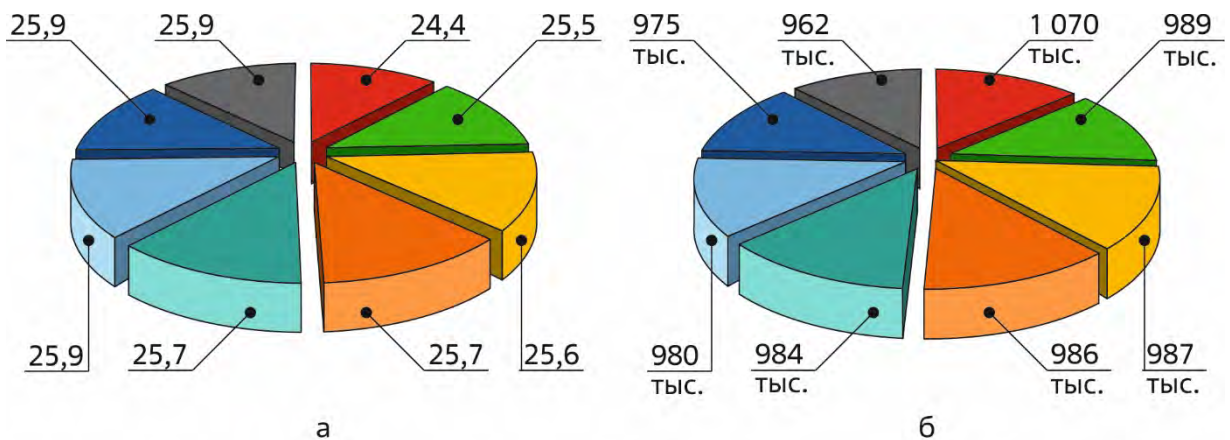
Для обеспечения экологической безопасности системы обращения с отработавшим ядерным топливом при создании жидкосолевого реактора необходимы данные по активации капсулы с расплавом топливной соли и коррозионно-активными имитаторами. Расчётные исследования по определению активности таких капсул необходимы для оценки и контроля уровня радиационного фона с целью обоснования безопасности реакторных испытаний облучательного устройства, содержащего капсулы в своём составе. В соответствии с методикой расчёта нуклидных превращений в конструкционных материалах при нейтронном облучении расширенная неопределённость расчётных значений активности не превысит $\pm 17\%$ при доверительной вероятности, равной 0,95. В герметичных капсулах использовали солевой расплав следующего состава, г:

Тройная эвтектическая соль на основе фторидов лития, натрия и калия (флинак ¹²)	2,862
Неорганическая соль (фторид церия)	0,924
Фторид неодима	0,264
Тетрафторид урана (обогащение по урану-235 — 0,36 %)	0,280
Теллур (коррозионный имитатор)	0,001

Расчёты наведённой активности расплава топливной соли с коррозионно-активными имитаторами выполнены средствами комплекса программ UPM –PREPRO_2017–ADL-3 [2, 3], где PREPRO_2017 — пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF, ADL-3 — библиотека ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, из которой используется представление данных о нейтронных сечениях и распределениях вторичных частиц в реакциях, инициируемых нейтронами¹³. Результаты расчёта активности ксенона как газового продукта реакций деления и суммарной активности для топливной соли с коррозионно-активными имитаторами после облучения в ячейке второго ряда отражателя реактора СМ представлены на рис. 1.26: значимого радиоактивного фона от радионуклидов, представляющих потенциальную биологическую опасность для персонала, не выявлено. Активность ксенона и суммарная активность топливной соли с коррозионно-активными имитаторами на 95 сут облучения составила 20,1 и 149 000 МБк.

¹² То же, что и FLiNaK. — Прим. ред.

¹³ Библиотека констант приобретена АО «ГНЦ НИИАР» для коммерческого использования у разработчиков из АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского». — Прим. авт.



Время расхолаживания, сут:

■ — 1 ■ — 10 ■ — 30 ■ — 90 ■ — 5 ■ — 20 ■ — 60 ■ — 180

Рис. 1.26. Изменение активности ксенона (а) и суммарной активности (б) топливной соли флюида в МБк в зависимости от времени расхолаживания

Список литературы

1. Моделирование технологий ядерного топливного цикла: сборник материалов IX научного семинара, Снежинск, Россия, 3–7 февраля 2019 г. — Снежинск: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ», 2020. — 54 с.— Доступно также на официальном сайте ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://vniitf.ru/data/files/pdf/thesesmt300120.pdf> (дата обращения: 08.02.2023). — ISBN 978-5-902278-96-2.
2. 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. V. 271–272. P. 30–34.
3. Belozeroва A.R., Belozеров S.V. Analysis of composition effects from nuclear transmutation in the irradiation of vanadium alloys // Physics of Metals and Metallography, 2023. V. 124, Is. 2. P. 1–6.

А.Р. Белозерова

КОНТРОЛЬ ГАЗОВ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА СМ

Высокая плотность потока нейтронов в активной зоне исследовательского реактора СМ позволяет проводить в его экспериментальных каналах и петлевых установках ускоренные высокодозные радиационные испытания конструкционных материалов и топливных композиций для ядерных энергетических установок, нарабатывать широкий спектр радионуклидной продукции различного назначения, отрабатывать технологии получения и изучать свойства далёких трансурановых элементов и их изотопов. В то же время это создаёт определённые трудности при поддержании на безопасном уровне параметров нейтрального водно-химического режима первого контура установки: необходимо проводить мероприятия по подавлению радиолитического разложения теплоносителя. Особенно актуальна

проблема в периоды вывода реактора на мощность, когда процессы разложения воды проявляются наиболее интенсивно [1].

Во время остановок реактора перед каждым его выходом на мощность определяют концентрацию растворённых в теплоносителе кислорода и водорода, на основании полученных данных оценивают объём газообразного водорода, необходимый для подавления радиолиза воды. При подъёме мощности реактора водород порционно закачивают в заполненную азотом полость компенсатора объёма. При контакте с водой газ растворяется в теплоносителе, а затем распределяется по всему контуру. Избыток водорода препятствует разложению воды. В дальнейшем, на стационарном уровне мощности, достаточно поддерживать концентрацию водорода в теплоносителе в установленном на основе экспериментальных данных диапазоне от 0,13 до 0,40 мг/л (1,5–4,5 нсм³/кг). Процесс подавления радиолиза теплоносителя контролируют по показателю рН, при необходимости проводят корректировку. В зависимости от измеренных значений концентрации кислорода и водорода объём дозируемого газа составляет 800–1 600 л, а в первую кампанию после планового предупредительного ремонта может достигать до 4 000 л. Если не проводить корректирующие мероприятия, то наблюдается снижение рН теплоносителя до 4,5 при норме 5,5–6,5. В результате ускоряются коррозионные процессы в контуре, наблюдается рост активности [1]. Возвращение параметров теплоносителя в диапазон нормируемых значений нейтрального водно-химического режима требует проведения дополнительных технологических операций вплоть до частичного снижения мощности реактора.

Описанная технология регулирования параметров водно-химического режима наглядно показывает, что для реакторной установки СМ контроль концентрации водорода и кислорода, растворённых в теплоносителе первого контура, имеет особое значение: результаты влияют на условия стабильной эксплуатации реактора. Для анализа применяют метод газовой хроматографии. В прежние годы, когда использовали простейшее пробоотборное устройство, были ошибки при оценке объёма закачиваемого газа. В настоящее время применяют газовый хроматограф с приставкой АКВА, позволяющей количественно извлекать растворённые в воде газы [2], поэтому отклонений рН от нормируемого диапазона практически не наблюдается. Недостатками метода газохроматографического анализа газов при контроле теплоносителя ядерного реактора являются дополнительные дозовые нагрузки на персонал при отборе проб и длительность выполнения измерений. Несмотря на автоматизацию процесса сбора и обработки данных, в общей сложности процесс занимает 1,5–2 ч без учёта времени циркуляции теплоносителя в контуре для получения представительного анализа (около часа).

Альтернативным методом контроля является использование поточных анализаторов, что увеличивает точность и повышает достоверность результата измерения, так как исключаются операции отбора и транспортировки пробы, ручной обработки хроматографических пиков, а измерение проводится по принципу прямо пропорциональной зависимости концентрации компонента и выходного сигнала датчика. В настоящее время широкое применение получили анализаторы растворённых газов, технические характеристики которых позволяют использовать приборы для прямого контроля теплоносителя, находящегося под давлением не более 0,5 МПа. Для их установки в первом контуре реактора СМ требуется разработать системы понижения давления (с 5,5 МПа до необходимого для анализатора) и возврата теплоносителя, а при выполнении измерений каждый раз проводить дополнительные расчёты на реальные давление и температуру.

Анализаторы импортного производства, работающие при высоком давлении, имеют высокую стоимость. Отечественное предприятие, специализирующееся на выпуске поточ-

ных и лабораторных приборов контроля параметров водных сред, разработало и аттестовало поточные анализаторы водорода и кислорода, теплотехнические параметры которых позволяют применять оборудование при давлении в контуре до 20 МПа и температуре до 50 °С. В основе применён амперометрический датчик, по принципу работы совпадающий с полярографической ячейкой закрытого типа. Электроды погружены в раствор электролита, который отделён от контролируемой среды мембраной, проницаемой для молекул только определённого размера. Газ (водород или кислород) из контролируемой среды диффундирует через мембрану в слой электролита между катодом и мембраной и вступает в электрохимическую реакцию на поверхности электрода, который поляризуется внешним напряжением, приложенным между катодом и анодом. В датчике вырабатывается сигнал постоянного тока, который пропорционален концентрации газа в анализируемой среде.

Градуировку приборов осуществляют по поверочным газовым смесям, пропускаемым через слой дистиллята в специальной ячейке с установленным датчиком. Возможно измерение кислорода до 20 мг/л и водорода до 10 мг/л в диапазоне рН теплоносителя от 4 до 12.

Для применения приборов в исследовательском реакторе СМ разработан проект, предусматривающий их установку на байпасном трубопроводе первого контура после теплообменника до ионообменного фильтра. Это позволит обеспечить непрерывную подачу теплоносителя к первичному преобразователю с необходимым расходом 100–500 мл/мин. Для технического обслуживания приборов в период остановки реактора предусмотрено отсечение участка с помощью вентиля. После установки приборов планируется отработать технологию проведения измерений, выполнить сравнительный анализ результатов, получаемых методом газовой хроматографии с приставкой АКВА и с помощью поточных анализаторов, уточнить корреляционную зависимость между измеренными значениями концентрации газов и необходимым объёмом дозируемого водорода.

Реализация указанного комплекса научно-технологических исследований позволит повысить представительность и достоверность получаемых результатов измерений концентрации водорода и кислорода — параметров теплоносителя первого контура реактора СМ, важных для поддержания эксплуатации установки в стабильном режиме, сократить время анализа и снизить дозовые нагрузки на персонал.

Список литературы

1. Куприенко В.А., Бендерская О.С., Владимирова О.Н. и др. Особенности водно-химического и газового режима высокопоточного исследовательского реактора СМ // Сборник трудов АО «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. Вып. 4. С. 21–30. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/7108> (дата обращения: 18.01.2023).
2. Столяров Б.В., Савинов И.М., Виттенберг А.Г. Руководство к практическим работам по газовой хроматографии: учеб. пособие для хим. и хим.-технол. спец. вузов / под ред. Б.В. Иоффе. — 3-е изд., перераб. — Л.: Химия, 1988. — 334 с.

*А.Л. Петелин, О.Н. Владимирова, С.А. Сазонтов,
В.И. Васильев, Н.В. Феофанов, Э.В. Зюзина, С.В. Рогожкин*

ОБЕСПЕЧЕНИЕ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ТРЕБУЕМЫХ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА МБИР

Для обоснования работоспособности штатных твэлов реактора МБИР, в которых диаметр оболочки твэла 6 мм, со смешанным виброуплотнённым топливом, где массовая доля оксида плутония в смеси оксидов урана и плутония составляет 38,8 %, при максимальных тепловых нагрузках необходимы реакторные испытания. Такие испытания должны проводиться в условиях, максимально приближенных к условиям и параметрам реактора МБИР — реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

Наиболее близкие к требуемым условия облучения твэлов можно обеспечить в реакторе БОР-60 [1, 2], в котором используют штатные твэлы такого же диаметра (6 мм) и высокообогащённое урановое виброуплотнённое топливо (обогащение по урану-235 составляет 72 %). Температурные условия облучения в реакторах БОР-60 и МБИР тоже очень близки, однако максимальная плотность потока нейтронов в реакторе БОР-60 в два раза меньше, а спектр нейтронов немного жёстче. Это приводит к существенно меньшему значению линейной плотности теплового потока твэлов реактора МБИР при их облучении в реакторе БОР-60. Максимальное проектное значение этого параметра, определяющего условия облучения твэла, в реакторе МБИР может достигать 500 Вт/см. Этот же параметр в реакторе БОР-60 для твэлов реактора МБИР может достичь значения не более 250 Вт/см. Повысить его при заданном диаметре твэла можно за счёт увеличения обогащения топлива. Но для достижения значения 500 Вт/см необходимо будет использовать уран с обогащением около 100 % по урану-235, что невозможно.

Для обеспечения требуемой тепловой нагрузки на твэл предлагается использовать дополнительное обогащение топлива за счёт урана-235 и локально смягчить спектр нейтронов в ТВС посредством замедляющих элементов. Например, гидрид циркония является эффективным замедлителем нейтронов, к тому же имеется многолетний опыт его облучения в реакторах на быстрых нейтронах. Замедляющие элементы могут быть размещены вместо части штатных твэлов в ТВС и по геометрическим размерам им идентичны. Подбирая число замедляющих элементов в тепловыделяющей сборке, а также загрузку замедлителя в них (эффективная плотность, стехиометрический состав гидрида циркония ZrH_x), можно обеспечить требуемый спектр нейтронов. Проведённые ранее расчётные исследования и реакторные испытания показали, что даже незначительное смягчение спектра нейтронов позволяет существенно (до 50 %) поднять линейную тепловую нагрузку [3, 4], при этом другие нейтронно-физические характеристики, в том числе и плотность потока нейтронов, скорость накопления повреждающей дозы на оболочке твэла, мало меняются. Выполнены расчёты двух вариантов тепловыделяющей сборки с замедляющими элементами следующего расположения (рис. 1.27):

- 1) семь твэлов реактора МБИР с обогащением 40 % по урану-235 и тридцать замедляющих элементов;
- 2) девятнадцать твэлов реактора МБИР с обогащением 72 % по урану-235 и восемнадцать замедляющих элементов.

Расчёты показали, что в обоих вариантах ТВС можно обеспечить требуемое значение линейной плотности теплового потока — около 500 Вт/см. Интегральная плотность потока нейтронов в рас-

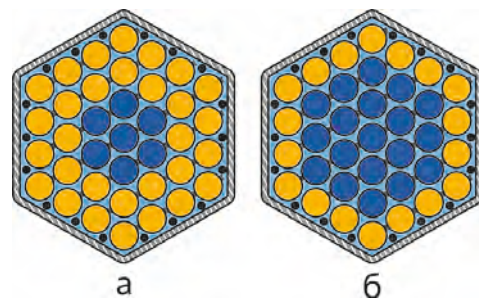


Рис. 1.27. Картограмма загрузки первого (а) и второго (б) варианта ТВС с замедляющими элементами (●) и твэлами (●)

смотренных вариантах практически совпадает: отличие менее 0,4 %. Но за счёт меньшего смягчения спектра нейтронов в первом варианте ТВС максимальные значения плотности потока быстрых нейтронов и скорости набора повреждающей дозы больше на 9 %. Во втором варианте спектр нейтронов наиболее близок к спектру нейтронов в реакторе МБИР: доля интегральной плотности потока нейтронов энергией более 0,1 МэВ для реакторов БОР-60 и МБИР составляет 0,78 и 0,72 отн. ед., средняя энергия нейтронов — 203 и 190 кэВ соответственно (рис. 1.28).

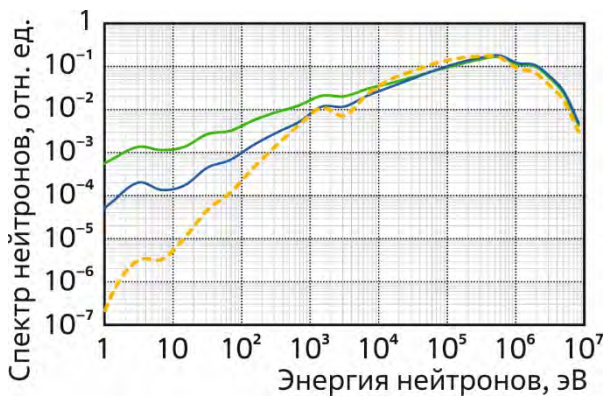


Рис. 1.28. Нормированный спектр нейтронов в первом (—) и втором (—) варианте ТВС с замедляющими элементами и в ТВС реактора МБИР (---)

Рис. 1.28. Нормированный спектр нейтронов в первом (—) и втором (—) варианте ТВС с замедляющими элементами и в ТВС реактора МБИР (---)

Выполненные расчёты показали, что по нейтронно-физическим условиям облучения твэлов реактора МБИР лучше подходит второй из исследуемых вариантов ТВС.

Список литературы

1. Жемков И.Ю., Лопаткин А.В., Михайлова А.Я. и др. От БОР-60 к реактору МБИР: преемственность и развитие. — Роль реактора БОР-60 в инновационном развитии атомной отрасли: сборник докладов научно-технического семинара, Дмитровград, 2 марта 2010 г. — Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. С. 125–132.
2. Жемков И.Ю., Ижуртов А.Л., Новосёлов А.Е. и др. Экспериментальные исследования в БОР-60 и анализ возможности их продолжения в МБИР // Атомная энергия, 2014. Т. 116, вып. 5. С. 280–283.
3. Патент № 2560919 С1 (19)U1, Российская Федерация, (51)МПК G21G23/00(2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытаний ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах / С.Г. Ерёмин, А.И. Плотников, И.Ю. Жемков, А.В. Варивцев // Бюл., 2015. № 23. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet (дата обращения: 07.02.2023).
4. Жемков И.Ю., Варивцев А.В., Боев А.В. и др. Использование замедлителя в экспериментальной тепловыделяющей сборке реактора БОР-60. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 г.). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 35–37. — 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/godovoy_nauchnyy_2016_sayt_2.pdf (дата обращения: 08.02.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=35015311&selid=35015414>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=35015347&pff=1> (дата обращения: 08.02.2023).

И.Ю. Жемков, А.И. Меркулов¹⁴

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

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ УСЛОВИЯ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ТВЭЛОВ РЕАКТОРА МБИР

Для обоснования конструкции и обеспечения требуемых условий облучения твэлов реактора МБИР в активной зоне реактора БОР-60 выполнены предварительные теплогидравлические расчёты тепловыделяющей сборки с девятнадцатью твэлами и восемнадцатью замедляющими элементами¹⁵. Исходные данные для расчёта:

Мощность, МВт:

реактора	45
ТВС	0,366
19 твэлов	0,358
18 замедляющих элементов	0,008

Расход натрия:

через реактор	900 м ³ /ч
через ТВС	5 940 кг/ч

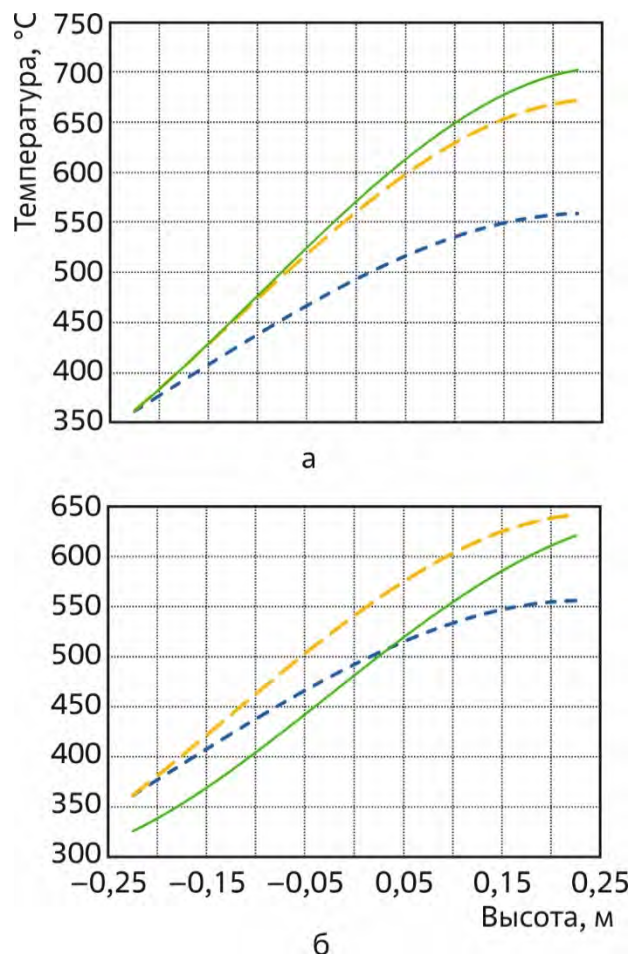
Температура натрия на входе в реактор (ТВС) 320 °С

Максимальная температура оболочки центрального твэла в расчётах составила 703 °С, что выше допустимого значения — 660 °С без учёта факторов перегрева. Для уменьшения максимальной температуры оболочки было решено заменить центральный твэл

на стальной элемент без ядерного топлива. Выполнены теплогидравлические расчёты тепловыделяющей сборки с 18 твэлами реактора МБИР, 18 замедляющими элементами и одним стальным элементом. Исходные данные для расчёта взяты как в предыдущем варианте, но с учётом замены центрального твэла на стальной элемент — мощность сборки и 18 твэлов брали равной 0,349 и 0,340 МВт соответственно. На рис. 1.29 представлено аксиальное распределение температуры оболочек центрального твэла (стального элемента), твэлов первого ближайшего к центру и второго рядов для двух вариантов расчёта:

- 1) 19 твэлов реактора МБИР и 18 замедляющих элементов;
- 2) 18 твэлов реактора МБИР, 18 замедляющих элементов и стальной элемент.

Рис. 1.29. Аксиальное распределение температуры оболочек твэлов в центре (—), первом (— — —) и втором (— —) рядах для первого (а) и второго (б) варианта расчёта



¹⁵ Жемков И.Ю., Меркулов А.И. Обеспечение в реакторе БОР-60 требуемых условий облучения твэлов реактора МБИР. — Настоящий отчёт. С. 43–44.

Максимальная температура оболочки центрального стального элемента составила 623 °С, твэлов первого ряда, окружающих центральный стальной элемент, — 645 °С, что не выше допустимого значения — 660 °С. Максимальная температура оболочки углового замедляющего элемента составила 430 °С, центрального — 460 °С. Максимальная температура топлива в твэлах при сформированном сердечнике (теплопроводность 2,4 Вт/(м·°С)) достигла примерно 2 110 °С, гидрида циркония в замедляющем элементе — 465 °С.

А.Н. Козолуп, И.Ю. Жемков, А.И. Меркулов¹⁶

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ ОБРАЗЦОВ ГРАФИТА В РЕАКТОРЕ БОР-60

Определение влияния радиационного воздействия на структуру и свойства образцов графита требует высокой точности обеспечения температурных условий при проведении реакторных испытаний. В то же время неопределённость измерения температуры с помощью плавких мониторов достаточно высока, малоинформативна и не всегда возможна. Поэтому было принято решение о проведении методического эксперимента в инструментальной ячейке Д23 активной зоны реактора БОР-60. Это позволило провести облучение первого комплекта образцов с контролем температурных условий в режиме реального времени с помощью термоэлектрических преобразователей, размещённых в облучательном устройстве в точках, определённых по результатам предварительных расчётов.

Для проведения испытаний разработано специальное облучательное устройство, состоящее из корпуса с наружными размерами, соответствующими штатной тепловыделяющей сборке, герметичной газонаполненной ампулы с образцами и термометрического зонда. Облучение исследуемых образцов проведено в контакте с гелием, которым заполнена внутренняя полость ампулы. Образцы были размещены в гнездах трёх обойм, расположенных в ампуле соосно одна над другой. Конструкция ампулы обеспечивала размещение центральной обоймы с образцами на уровне максимальной плотности потока нейтронов. Через центральное отверстие обойм проходила трубка, заглушённая в нижней части и герметично приваренная к верхней заглушке ампулы. В ней размещено два термоэлектрических преобразователя Т1 и Т2, спаи которых расположены по высоте на уровне середины центральной и нижней обойм соответственно.

Исследуемые образцы графита в составе устройства с термозондом облучали в течение одной микрокампании с постоянным контролем температурных условий посредством термоэлектрических преобразователей. Экспериментальные данные были обработаны и проанализированы, в результате чего получена зависимость температуры в облучательном устройстве и исследуемых образцах от параметров работы реактора. Приведённые к номинальным параметрам работы реактора расчётные и экспериментальные значения температуры в обоймах облучательного устройства представлены в табл. 1.8. Исследования позволили вычислить поправочные коэффициенты, что дало возможность определить фактическую температуру реакторных испытаний образцов графита в данном устройстве расчётно-экспериментальным способом, без использования термоэлектрических преобразователей. Данная методика оформлена и метрологически аттестована для температурного диапазона от 320 до 650 °С.

¹⁶ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

Во время планового предупредительного ремонта термозонд был отсоединён и проведена замена образцов на необлучённые. После загрузки устройства в реактор образцы графита облучали в ячейке Д23 ещё одну микрокампанию с расчётно-экспериментальным определением фактической температуры испытаний, чтобы получить необходимые значения флюенса нейтронов.

Таблица 1.8

Температура образцов, °С

Термоэлектрический преобразователь	Расчётное значение	Экспериментальное значение
T1	717	715
T2	708	716

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, Д.С. Моисеев¹⁷

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ОБРАЗЦОВ СТАЛИ МАРКИ EUROFER 97/3

Чтобы корректно определить степень радиационного воздействия на структуру и свойства образцов стали марки EUROFER 97/3, необходимо обеспечить требуемые температурные условия облучения при проведении реакторных испытаний. С целью обоснования возможности обеспечения этих условий и снижения неопределённости расчёта температуры в облучательном устройстве был проведён методический эксперимент в инструментальной ячейке Д23 реактора БОР-60. Во время эксперимента в режиме реального времени осуществляли непрерывный контроль как температуры на различных уровнях (высотных отметках) облучательного устройства с помощью шести термоэлектрических преобразователей Т1–Т6, так и эксплуатационных параметров реактора БОР-60: температуры натрия на входе, расхода теплоносителя, тепловой мощности. Проведены расчётно-экспериментальные исследования по определению условий реакторных испытаний для фактического состояния реактора. Данные табл. 1.9 показывают, что расчётные и экспериментальные значения температуры при проведении методического эксперимента в местах расположения термоэлектрических преобразователей удовлетворительно совпадают в пределах неопределённости. Это доказывает возможность обеспечения требуемых температурных условий облучения образцов стали марки EUROFER 97/3 в реакторе БОР-60.

Таблица 1.9

**Температура образцов
в облучательном устройстве, °С**

Термоэлектрический преобразователь	Расчётное значение	Экспериментальное значение
T1	442 ± 17	425 ± 8
T2	445 ± 17	443 ± 8
T3	452 ± 18	441 ± 3
T4	455 ± 18	445 ± 3
T5	457 ± 18	446 ± 3
T6	458 ± 19	447 ± 4

Примечание. Значения даны с указанием неопределённости расчёта или измерения.

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, Д.С. Моисеев¹⁸

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

АМПУЛЬНЫЕ ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 МАКЕТОВ ТВЭЛОВ В СВИНЦОВОЙ СРЕДЕ

В реакторе БОР-60 планируют провести длительные реакторные испытания в свинцовой среде макетов твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом. Предложено испытать три твэла в трёх ампулах, расположенных во внутренней полости облучательного устройства и заполненных свинцом. Поскольку теплосъём с твэлов значительно ухудшается, для подтверждения их работоспособности перед длительными реакторными испытаниями и уменьшения неопределённости измерения температуры облучения проведён методический эксперимент в инструментированной ячейке реактора БОР-60. Каждая ампула имела полость с термоэлектрическим преобразователем для контроля температуры. Ниже ампул установлен пучок твэлов для подогрева проточного теплоносителя (натрия) с 320 до примерно 440 °С (рис. 1.30). Были выполнены расчёты нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик облучательного устройства, определено удельное тепловыделение в топливе, оболочках ампул и твэлов, свинце, натрия и остальных элементах, а также расход теплоносителя, необходимый для обеспечения требуемых температурных условий облучения твэлов в ампулах. Проведены гидравлические испытания на стенде проливки экспериментальных устройств для определения требуемого расхода теплоносителя через облучательное устройство.

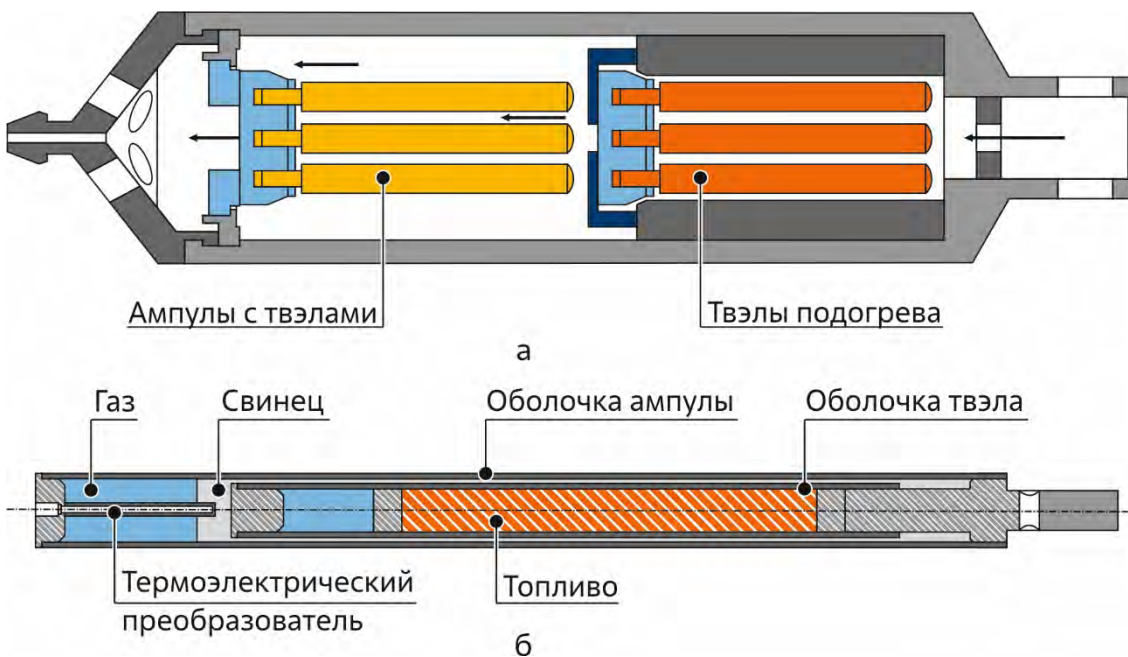


Рис. 1.30. Схема устройства (а) и ампулы (б) для облучения экспериментальных твэлов

Во время методического эксперимента всю информацию (показания пяти термоэлектрических преобразователей в облучательном устройстве, входная температура натрия, тепловая мощность реактора, расход натрия через реактор и другое) записывали с помощью информационно-измерительной системы реактора БОР-60 и анализировали. На рис. 1.31 представлены экспериментальные (показания термоэлектрических преобразователей) и расчётные значения температуры в облучательном устройстве, приведённые к тепловой мощности реактора 50 МВт, входной температуре натрия 320 °С и расходу теп-

лоносителя 1 000 м³/ч. Экспериментальные значения совпали с расчётными в пределах неопределённости.

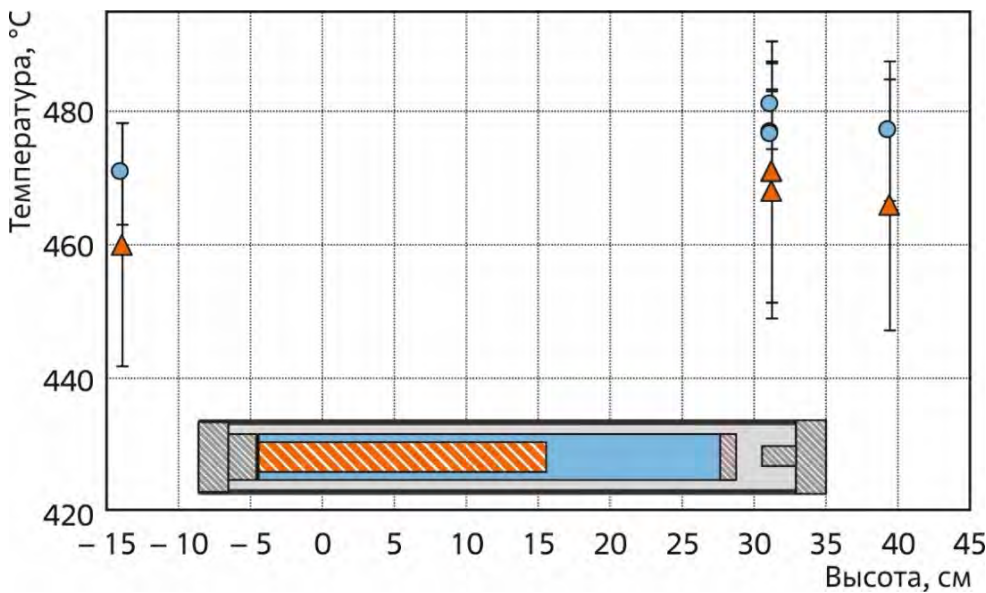


Рис. 1.31. Изменение расчётных (▲) и экспериментальных (●) значений температуры в облучательном устройстве в зависимости от высотной координаты относительно центральной плоскости активной зоны

Расчётные и экспериментальные значения в местах расположения термоэлектрических преобразователей отличаются на $\pm 7\%$ или $\pm 11\text{ }^\circ\text{C}$, что ниже ожидаемой расчётной неопределённости — $\pm 13\%$ или $\pm 20\text{ }^\circ\text{C}$. Наблюдаемое отклонение является систематическим, что характеризует корректность используемой расчётной модели, и в длительных испытаниях оно будет учтено при определении расчётно-экспериментальных условий облучения макетов твэлов.

Выполненные расчётно-экспериментальные исследования показали возможность обеспечения требуемой температуры в устройстве при длительном облучении в реакторе БОР-60. Длительные реакторные испытания макетов твэлов в среде свинца будут продолжены в ячейке пятого ряда реактора БОР-60 с расчётно-экспериментальным определением условий эксперимента.

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.В. Боев, А.И. Меркулов¹⁸, М.Г. Шаронова

АНАЛИЗ ИЗМЕНЕНИЯ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ЧЕРЕЗ ШТАТНЫЕ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИЕ СБОРКИ РЕАКТОРА БОР-60 В ПРОЦЕССЕ ОБЛУЧЕНИЯ

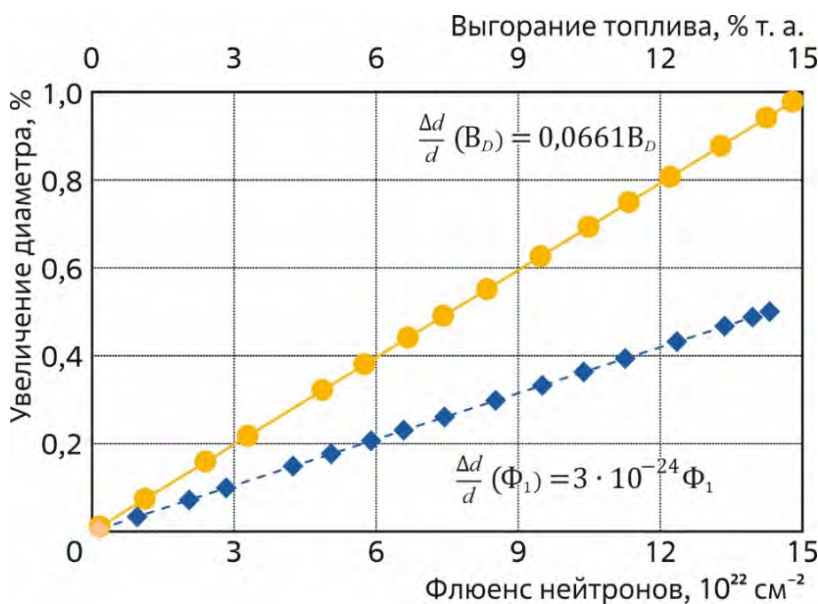
Результаты исследования твэлов, изготовленных по технологии виброуплотнения, после завершения реакторных испытаний [1] свидетельствуют, что максимальное

¹⁸ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ «МИФИ»». — Прим. авт.

увеличение диаметра твэлов достигается на уровне центральной плоскости активной зоны в области максимальных значений флюенса нейтронов и глубины выгорания ядерного топлива. Детальные исследования показали, что вклад радиационного распухания оболочки из стали марки ЧС68-ИД в холодное деформированном состоянии и радиационной ползучести под напряжением вследствие давления газа и топлива составляет около трети и двух третей от общего увеличения диаметра твэлов соответственно. При постоянной температуре оболочки вблизи центральной плоскости активной зоны радиационное распухание определяется флюенсом быстрых нейтронов, но радиационная ползучесть зависит ещё и от выгорания топлива из-за увеличивающегося давления газов под оболочкой и давления распухающего топлива. На основе предположения о линейности и аддитивности вкладов выгорания топлива и флюенса нейтронов определили изменение диаметра облучавшихся во втором ряду реактора БОР-60 оболочек твэлов штатной тепловыделяющей сборки со смешанным виброуплотнённым ядерным топливом на момент проведения внутриреакторных проливов. Расчётным способом вычислили флюенс быстрых нейтронов и глубину выгорания ядерного топлива в исследуемой ТВС на уровне центральной плоскости активной зоны реактора на даты выполнения внутриреакторных проливов данной сборки и определили изменение диаметра твэлов на уровне центральной плоскости активной зоны по формуле

$$\frac{\Delta d}{d} = aV_D + b\Phi_1 = \left(a \frac{V_D}{b\Phi_1} + b \right) \Phi_1, \tag{1.3}$$

где $\frac{\Delta d}{d}$ — относительное увеличение диаметра твэла на уровне центральной плоскости активной зоны, %; V_D — глубина выгорания ядерного топлива в центральной плоскости активной зоны, % т. а.; Φ_1 — флюенс быстрых нейтронов в центральной плоскости активной



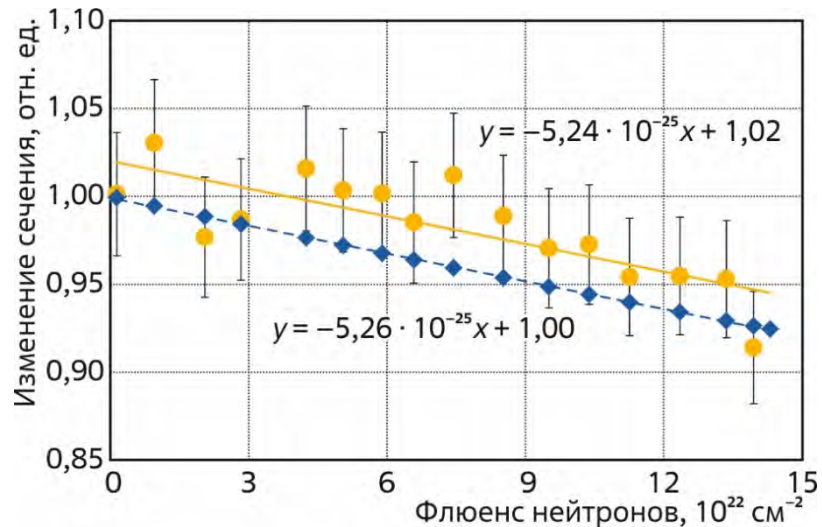
зона, см^{-2} , a, b — константы, выражающие удельное изменение диаметра твэла для соответствующих функционалов, численно равное углам наклона соответствующих прямых (рис. 1.32).

Рис. 1.32. Изменение флюенса быстрых нейтронов (—●—) и глубины выгорания ядерного топлива (—◆—) в зависимости от увеличения диаметра оболочки твэлов

Из полученных значений увеличения диаметра твэлов определили изменение проходного сечения ТВС. Полученные экспериментальным методом [2] в различные перегрузки реактора значения расхода теплоносителя через тепловыделяющую сборку привели к единым параметрам по температуре теплоносителя, его расходу через реактор и давлению в напорном коллекторе. После, проведя нормировку на расход, определённый

экспериментально при первоначальной установке ТВС в реактор, получили относительное изменение проходного сечения тепловыделяющей сборки (рис. 1.33). Предположение о линейной зависимости изменения диаметра твэлов от выгорания ядерного топлива и флюенса нейтронов подтвердилось в пределах допустимой неопределённости. Отличие экспериментальных данных от аппроксимирующей прямой не превышало $\pm 4\%$, что значительно ниже неопределённости для расхода теплоносителя — $\pm 15\%$. Углы наклона расчётной и экспериментальной прямых (темп уменьшения проходного сечения в ТВС) совпадали в пределах $0,5\%$. Отличие свободного члена не выше 2% и объясняется стохастическим разбросом экспериментальных данных в пределах неопределённости измерений.

Рис. 1.33. Изменение экспериментального (●) и расчётного (◆) проходного сечения ТВС в зависимости от флюенса быстрых нейтронов



Подтверждено приоритетное влияние изменения диаметра твэлов в центральной плоскости активной зоны на изменение гидравлического сечения тепловыделяющей сборки, определены другие факторы, влияющие на изменение гидравлического сечения ТВС, и их соотношение.

В НИИАРе ведётся полное расчётное сопровождение эксплуатации реактора БОР-60 и проводимых на нём экспериментальных исследований [3]. Для каждой тепловыделяющей сборки реактора проводят расчёт накопленного флюенса быстрых нейтронов и глубины выгорания ядерного топлива, что позволяет определить изменение проходного сечения каждой ТВС и, соответственно, расхода натрия через неё. В архиве комплекса программ КАР [4] хранится информация по флюенсу быстрых нейтронов и глубине выгорания ядерного топлива для всех ТВС реактора БОР-60. Полученная расчётно-экспериментальная формула (1.3) интегрирована в комплекс КАР для учёта изменения расхода теплоносителя через ТВС в процессе реакторного облучения при расчётных исследованиях теплогидравлических характеристик как отдельных сборок, так и активной зоны. Рекомендуется провести исследования по определению влияния условий эксплуатации на изменение гидравлических характеристик экспериментальных сборок и сборок бокового экрана, доля которых значительна и составляет $40\text{--}60\%$, с целью применения функции для расчёта параметров реактора в целом.

При условии успешной эксплуатации данной функции в программном комплексе КАР рекомендовано также рассмотреть возможность её интеграции в разрабатываемый комплекс программ ИКАР для реактора МБИР [5, 6].

Список литературы

1. Крюков Ф.Н., Гринь П.И., Ореховский А.С. и др. Послереакторные исследования экспериментальных твэлов со смешанным виброуплотнённым ураноплутониевым оксидным

- топливом — макетов твэлов реактора МБИР. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 123–129. — 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-2020_1.pdf (дата обращения: 06.02.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293700&selid=47293875>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293818&pff=1> (дата обращения: 06.02.2023).
2. Анисимов В.Ю., Адамовский Л.А. Расчётно-экспериментальное определение расхода теплоносителя через штатные и экспериментальные сборки реактора БОР-60. — Тезисы докладов Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», Димитровград, 5–7 апреля 2016 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 45–46. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/conference-proceedings>, на сами тезисы: URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/sbornik_tezisov_dokladov_1.pdf (дата обращения: 06.02.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=30068438&selid=30068581>; на сами тезисы URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=30068709&pff=1> (дата обращения: 06.02.2023).
 3. Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю., Ишунина О.В. Разработка методики для уточнения флюенсов нейтронов на элементах конструкции реактора БОР-60 // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. Вып. 3. С. 40–48. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/7311> (дата обращения: 03.02.2023).
 4. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.
 5. Набойщиков Ю.В., Боев А.В. Разработка структуры базы исходных данных и результатов расчёта нейтронно-физических характеристик в программе ИКАР для реактора МБИР. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 61–63. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 19.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=49749386>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749335&pff=1> (дата обращения: 19.01.2023).
 6. Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю. Создание штатной расчётной модели реактора МБИР для программы ИКАР. — Там же. С. 59–61. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 19.01.2023). —

Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=49749386>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749334&pff=1> (дата обращения: 19.01.2023).

*Ю.В. Набойщиков, Ф.Н. Крюков, И.Ю. Жемков,
Н.С. Погляд, В.Ю. Анисимов*

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ И ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ НА КРИТИЧЕСКИХ ЭЛЕМЕНТАХ РЕАКТОРА БОР-60

В институте проводят расчётно-экспериментальные исследования по анализу технического состояния оборудования и систем реакторной установки БОР-60, лицензия на эксплуатацию которой действует до конца 2025 года, с целью оценки возможности её продления. Для того чтобы провести расчёты напряжённо-деформированного состояния внутрикорпусных устройств и корпуса реактора, необходимы исходные данные — распределение достигнутого флюенса нейтронов и повреждающей дозы в материалах моделируемых элементов конструкции и оценка их значений при увеличении срока эксплуатации.

С целью уточнения результатов ранее выполненных исследований [1, 2] проведены нейтронно-физические расчёты по определению значений накопленного флюенса нейтронов — интегрального и энергией нейтронов более 0,1 МэВ, а также повреждающей дозы в стали для критических элементов конструкции реактора. Эти характеристики определены на декабрь 2022 года по фактическому значению тепловой энерговыработки, а на декабрь 2028 года — с учётом предполагаемой (табл. 1.10). На основе рассчитанного распределения нейтронно-физических характеристик для характерных микрокампаний [3, 4] можно получить распределение указанных характеристик в любых конструкционных элементах на отдельных этапах работы реактора и суммарные значения. Анализ результатов расчётов для современных компоновок реактора показывает, что для критических элементов конструкции распределение исследуемых характеристик совпадает в пределах расчётной неопределённости с данными, полученными для характерных микрокампаний. Поэтому для уточняющих расчётов интегральных нейтронно-физических характеристик, достигнутых на декабрь 2022 года, и прогноза на предполагаемый увеличенный срок эксплуатации реактора было принято решение использовать именно такие распределения.

Уточнённые значения флюенса нейтронов энергией более 0,1 МэВ на декабрь 2028 года в среднем на 10–15 % больше, чем на декабрь 2022 года. Предполагаемое увеличение срока эксплуатации реактора с 2025 до 2028 года при отсутствии значительных изменений в компоновке реактора и сохранении его текущего графика работы приведёт к росту на 3–5 % ожидаемых значений флюенса нейтронов энергией более 0,1 МэВ относительно значений, полученных при обосновании срока эксплуатации до 2025 года.

Учёт фактического значения энерговыработки реактора на декабрь 2022 года и уточнение прогноза по будущим режимам работы привели к снижению на 1–2 % прогнозного значения флюенса нейтронов энергией более 0,1 МэВ на декабрь 2025 года.

Таблица 1.10

Результаты нейтронно-физических расчётов

Элемент конструкции	Радиус, см	Высота, см*	Флюенс нейтронов, 10^{22} см^{-2}		Повреждающая доза, сна	
			интегральный	энергией более 0,1 МэВ		
Корзина	62,2	0	18,0	6,0	19	
			21,0	6,8	22	
Корпус	71		11,0	3,0	9,8	
			12,0	3,4	11,0	
Страховочный кожух	76,5		8,9	2,4	7,7	
			10,0	2,7	8,7	
Коллектор	4,5		-75	17,0	5,0	18
				18,0	5,5	20
Нижняя плита малой поворотной пробки и её шпильки с гайками	6,3		62,5	17,0	7,3	27
				19,0	8,1	30
Шпильки с гайками большой поворотной пробки	36	60	17,0	5,2	19	
			19,0	5,7	21	
Входной патрубок	76,5	84	1,8	0,3	1,1	
			2,0	0,33	1,2	
	15	-170	0,3	0,011	0,06	
			0,35	0,013	0,07	
Опора реактора	90,5	0	3,9	0,82	2,8	
			4,3	0,93	3,1	
Корпус на уровне натрия	87	244	0,0029	0,00048	$3,1 \cdot 10^{-4}$	
			0,0032	0,00053	$3,5 \cdot 10^{-4}$	
Корзина на уровне натрия	81,5	244	0,0045	0,00053	$4,1 \cdot 10^{-4}$	
			0,005	0,00059	$4,6 \cdot 10^{-4}$	
Стык опорного фланца с нижней обечайкой страховочного кожуха	76,5	169	0,052	0,044	0,019	
			0,058	0,05	0,021	

Примечание. Результаты на конец 2022 года даны белым цветом, на конец 2028 года — голубым.

* Относительно центральной плоскости активной зоны.

Проведённые исследования позволили уточнить значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы в несменяемых критических элементах реактора БОР-60 за всё время его эксплуатации и сделать прогноз на конец 2028 года. Результаты будут использованы для обоснования продления срока эксплуатации реактора до декабря 2028 года.

Список литературы

1. Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю., Ишунина О.В. Разработка методики для уточнения флюенсов нейтронов на элементах конструкции реактора БОР-60 // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. Вып. 3. С. 40–48. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/7311> (дата обращения: 03.02.2023).
2. Жемков И.Ю., Варивцев А.В., Набойщиков Ю.В., Ишунина О.В. Расчёт флюенсов нейтронов и повреждающей дозы на основных элементах конструкции реактора БОР-60 [Электронный ресурс]. — Сборник трудов 5-й Курчатовской молодёжной научной школы, г. Москва, 19–21 ноября 2007 г. — М.: Российский научный центр «Курчатовский институт», 2008 (на компакт-диске). С. 142–146.
3. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Крашенинников Ю.М. Расчётно-экспериментальное определение условий эксплуатации несменяемых элементов конструкции реактора БОР-60. — Тезисы докладов XI конференции по реакторному материаловедению, посвящённой 55-летию отделения реакторного материаловедения АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия, 27–31 мая 2019 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 200–201. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/conference-proceedings>, на сами тезисы: URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/sb_tez_xi_konf_orm_2019.pdf (дата обращения: 21.03.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=39646496&selid=39650803>; на сами тезисы URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=39651871&pff=1> (дата обращения: 21.03.2023).
4. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Крашенинников Ю.М. Расчётно-экспериментальное определение условий эксплуатации несменяемых элементов конструкции реактора БОР-60. — Тезисы докладов XXI Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, Россия, 20–24 мая 2019 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 26–27. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/conference-proceedings>, на сами тезисы: URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/tezisy_dokladov_iyau_2019_.pdf (дата обращения: 21.03.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=38148650>; на сами тезисы URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=38148668&pff=1> (дата обращения: 21.03.2023).

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, О.В. Ишунина, К.В. Попыванов¹⁹

¹⁹ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

ПРИМЕНЕНИЕ МОДУЛЕЙ КОМПЛЕКСА ПРОГРАММ ИКАР ДЛЯ РАСЧЁТА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК НА ПРИМЕРЕ РЕАЛЬНОЙ МИКРОКАМПАНИИ РЕАКТОРА БОР-60

Продолжена разработка программного комплекса ИКАР²⁰ — интегрированного комплекса автоматизированных расчётов эксплуатации реактора МБИР. Наиболее близким его аналогом является исследовательский реактор БОР-60, для сопровождения эксплуатации которого используют комплекс автоматизированного расчёта нейтронно-физических характеристик КАР [1]. В нём хранится архив данных по всем сборкам и микрокампаниям реактора, а также расчётные значения нейтронно-физических характеристик с момента пуска реактора. Комплекс необходим для создания расчётных моделей реактора с учётом реального расположения всехборок в нём, состава топлива, поглотителя и конструкционных материаловборок и стержней системы управления и защиты. Для проведения расчётов с моделями программного комплекса КАР длительное время используют инженерный комплекс программ, который в настоящее время применяют для планирования перегрузок реактора, оперативного расчётного сопровождения эксплуатации и проводимых экспериментальных исследований. Данные комплексы программ связаны между собой через потоки входных и выходных данных, прошли тестирование и верификацию по результатам значительного количества экспериментальных исследований [2–4].

Развитие аппаратных и программных средств позволило в последние годы применять для сопровождения эксплуатации реактора БОР-60 комплексы программ, основанные на методе Монте-Карло²¹.

Накопленный опыт расчётного сопровождения реактора БОР-60 был положен в основу разрабатываемого комплекса программ ИКАР [5, 6]: в нём использованы современные кросс-платформенные версии положительно зарекомендовавших себя комплексов программ TRIGEX [7] и TRIUM (ММКК) [8, 9], а также прецизионный код с непрерывным слежением за энергией ММКС [10, 11].

Для подтверждения достоверности результатов, используя все программы комплексов КАР и ИКАР, провели расчёты реальной микрокампании реактора БОР-60, наиболее полно имитирующей компоновку среднестационарного состояния реактора МБИР [12]. Для сравнения результатов расчёта были выбраны следующие характеристики: эффективный коэффициент размножения нейтронов, интегральная плотность потока нейтронов, плотность потока нейтронов энергией более 0,1 МэВ, скорость реакции деления урана-235 и плутония-239, удельное (линейное) тепловыделение. Результаты расчётных значений эффективного коэффициента размножения нейтронов по различным

²⁰ Работа проведена по договору от 20.06.2022 № 24/23570-Д/813/64/22220-Д «Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы для обоснования работоспособности топлива и опытная эксплуатация интегрированного комплекса автоматизированных расчётов реакторной установки МБИР», заключённого между АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» и АО «ГНЦ НИИАР» в рамках исполнения государственного контракта от 12.04.2022 № Н.4м.241.09.22.1058 «Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы для обоснования безопасности режимов эксплуатации исследовательской ядерной установки МБИР. Этап 2022 года». — Прим. авт.

²¹ Здесь и далее методы Монте-Карло — группа численных методов для изучения случайных процессов; название методов происходит от коммуны в княжестве Монако, популярного своими многочисленными казино, а именно рулетка является одним из самых широко известных генераторов случайных чисел. — Прим. ред.

программам с учётом особенностей описания расчётной модели [5] представлены в таб. 1.11. Расчёт критичности, выполненный с применением программного комплекса ИКАР, соответствует ожидаемым значениям.

На рис. 1.34 (а, б) представлены результаты сравнения плотности потока нейтронов по радиусу реактора в центральной плоскости активной зоны. За основу взят прецизионный код ММКС, поскольку он позволяет получить наиболее точные результаты. Значения плотности потока нейтронов, рассчитанные по разным версиям программного комплекса TRIGEX, практически не отличаются — $\pm 0,1\%$, а отличия, полученные по программным комплексам TRIUM и ММКС, не превышают 1% . Для центральной области активной зоны отклонение прецизионных программных средств не выше $1,5\%$, а диффузионного — $3-5\%$. Для периферии активной зоны и в стальном боковом экране наблюдается практически линейный рост отклонений до 4% по программным комплексам TRIUM и ММКС и до 15% по комплексу программ TRIGEX.

Отклонение значений удельного тепловыделения (см. рис. 1.34, в), а следовательно, и глубины выгорания ядерного топлива, полученных с помощью групповых программ, использующих метод Монте-Карло, в центральной области совпадает с данными расчётов по прецизионному коду ММКС, но на периферии может превышать на $1-2\%$. При использовании диффузионного кода в центральной области наблюдается на $3-5\%$ меньшее тепловыделение (выгорание ядерного топлива), а на периферии ($6-7$ ряды) активной зоны происходит увеличение тепловыделения от -2 до примерно $+5\%$.

Реализация современных версий групповых программ позволяет проводить исследования разработанной штатной расчётной модели реактора МБИР.

Отличия в значениях тепловыделения, а значит, и глубины выгорания ядерного топлива как по радиусу активной зоны, так и по высоте активной части топлива могут приводить к изменению и / или уширению диапазона значений ожидаемого эффективного коэффициента размножения нейтронов, что негативно скажется на расчётных исследованиях прогнозируемых состояний реактора. Также это может отрицательно сказаться и на точности исследований нейтронно-физических характеристик при расчёте последовательных состояний реактора МБИР.

Для того чтобы количественно определить влияние отличий в тепловыделении, рекомендуется проведение расчётных исследований нескольких последовательных микрокампаний реактора БОР-60 с помощью программ из комплекса ИКАР. Это позволит подтвердить применимость результатов расчёта прецизионного кода с непрерывным слежением за энергией ММКС для сопровождения эксплуатации быстрого исследовательского реактора. Полученные расчётные значения совместно с экспериментально определёнными параметрами реактора БОР-60 могут быть использованы при верификации комплекса программ ИКАР.

Таблица 1.11

Эффективный коэффициент размножения нейтронов

Программный комплекс	Ожидаемое значение*	Расчётное значение
TRIGEX:		
с КАР	0,983–0,985	0,9842
с ИКАР		
TRIUM (ММКС) и КАР		1,0039
ИКАР:	1,003–1,005	
с ММКС		1,0041
с ММКС	–	1,0088

* С учётом дискретности задания положения рабочих органов системы управления и защиты и опыта расчётного сопровождения эксплуатации реактора [13, 14].

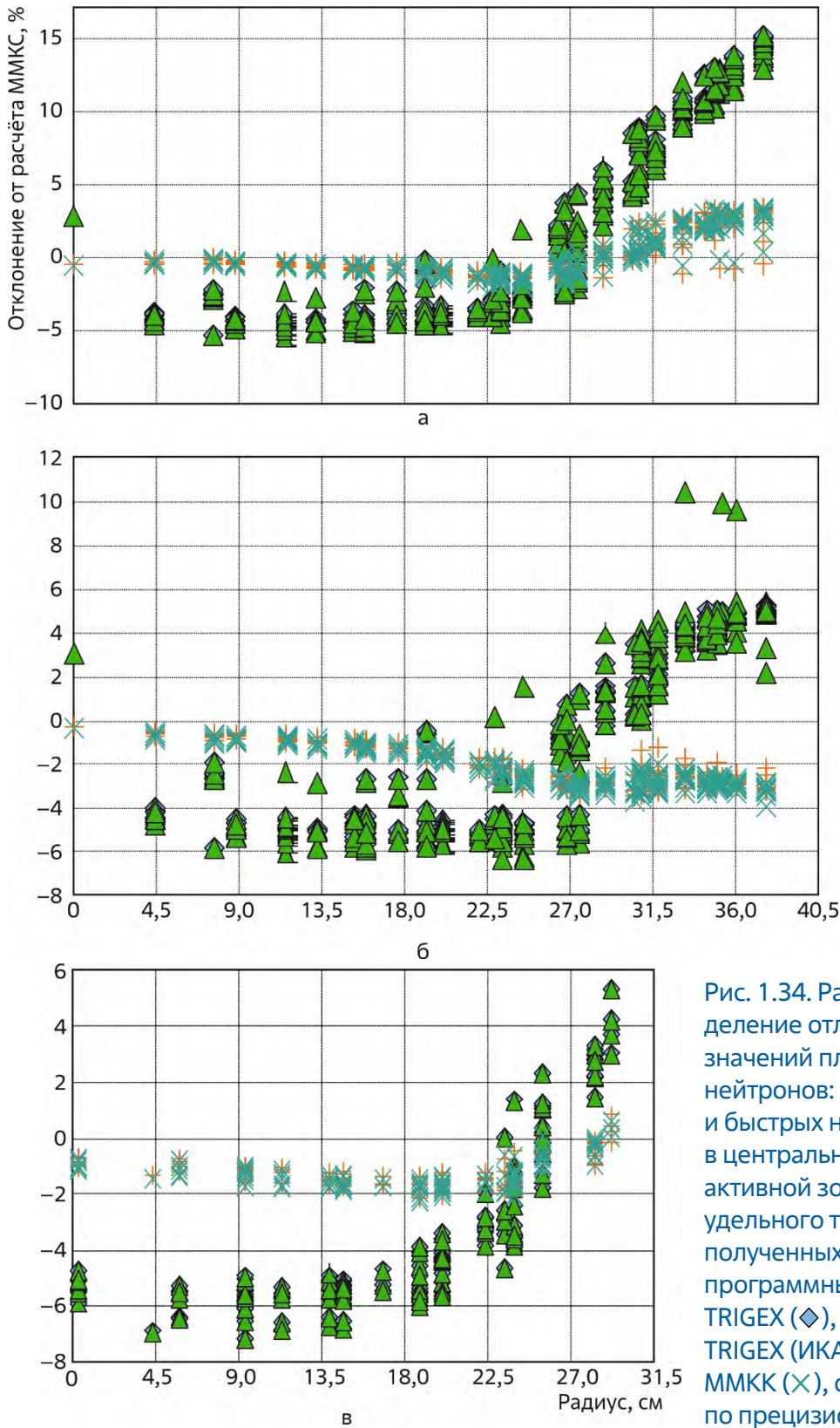


Рис. 1.34. Радиальное распределение отличий расчётных значений плотности потока нейтронов: интегральной (а) и быстрых нейтронов (б) — в центральной плоскости активной зоны и значений удельного тепловыделения (в), полученных с помощью программных комплексов: TRIGEX (◆), TRIUM (+), TRIGEX (ИКАР) (▲), ММКК (×), от расчётов по прецизионному коду ММКС

Применение прецизионного кода ММКС в настоящее время затруднено из-за отсутствия подходящих расчётных мощностей. Однако включение данного кода в комплекс ИКАР является перспективным с точки зрения использования одних и тех же программных средств при длительном сопровождении эксплуатации исследовательского реактора.

Список литературы

1. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.
2. Жемков И.Ю. Яковлева И.В. Концепция технологии верификации программных средств для получения нейтронно-физических характеристик реактора на быстрых нейтронах BOR-60 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Ядерная техника и технология», 1991. Вып. 1. С. 33–41.
3. Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю., Теллин А.И., Рязанов Д.К. Расчётно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора BOR-60 / Там же, серия «Ядерно-реакторные константы», 2017. Вып. 2. С. 67–85.
4. Lebedeva E.E., Naboishchikov Y.V., Tellin A.I., Ryazanov D.K. Experiment-based and numerical estimation analysis of neutron field performance in the in-core irradiation positions and in the lateral blanket of the BOR-60 reactor. — ASTM Special Technical Publication ASTM STP1608: Sixteenth International Symposium on Reactor Dosimetry, 7–12 May 2017. Santa Fe, New Mexico, USA. — Washington, USA: American Society for Testing and Materials, 2018. P. 48–62.
5. Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю. Создание штатной расчётной модели реактора МБИР для программы ИКАР. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 59–61. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 19.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=49749386>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749334&pff=1> (дата обращения: 19.01.2023).
6. Набойщиков Ю.В., Боев А.В. Разработка структуры базы исходных данных и результатов расчёта нейтронно-физических характеристик в программе ИКАР для реактора МБИР. — Там же. С. 61–63. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 19.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=49749386>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749335&pff=1> (дата обращения: 19.01.2023).
7. Серёгин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846. — Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 2000. — 14 с.
8. Перегудов А.А. Программный комплекс для расчёта нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и оценки их погрешностей: дис. на соискание учён. степени д-ра техн. наук. — Обнинск: АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», 2015. — 129 с. [Место защиты: акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова»]. — Также доступно в электронной библиотеке диссертаций dslib.net. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://www.dslib.net/energia-jadra/programmnyj-kompleks-dlja-rascheta-nejtronno-fizicheskikh-harakteristik-bystryh.html> (дата обращения: 19.01.2023).

9. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчёта ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_n -приближении: препринт: ФЭИ-2887. — Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 2001. — 28 с.
10. Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона. — Сборник докладов XXIII семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника-2012)», г. Обнинск, Россия, 30 октября — 2 ноября 2012 г. — Обнинск: АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», 2012. С. 79.
11. Кощеев В.Н., Перегудов А.А., Рожихин Е.В. и др. Моделирование детальных ядерных данных при произвольной температуре в нейтронно-физических расчётах для кодов Монте-Карло // Вопросы атомной науки и техники, серия «Ядерно-реакторные константы», 2019. Вып. 1. С. 263–272.
12. Naboyschikov Y., Zhemkov I., Izutov A. Potential capabilities in transmutation of minor actinides of the BOR-60 reactor and MBIR reactor under construction. — Proceedings of International conference on fast reactors and related fuel cycles: next generation nuclear systems for sustainable development (FR17), Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017. — Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2018. P. 92.
13. Ефимов В.Н., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Ишунина О.В. Критические состояния и эффективности сборок реактора БОР-60 // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2003. Вып. 4. С. 79–87. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/6264> (дата обращения: 19.01.2023).
14. Жемков И.Ю. Научно-методическое сопровождение эксплуатации исследовательского реактора на быстрых нейтронах: дис. на соискание учён. степени д-ра техн. наук: 05.14.03. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. — 214 с. — Также доступно в электронной библиотеке диссертаций dslib.net. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://www.dslib.net/energia-jadra/nauchno-metodicheskoe-soprovozhdenie-jekspluatacii-issledovatel'skogo-reaktora-na.html> (дата обращения: 19.01.2023).

Ю.В. Набойщиков, К.В. Попыванов²²

МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ СПЕКТРАЛЬНОГО КОЭФФИЦИЕНТА ПОЛЯ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ В ЯЧЕЙКЕ РЕАКТОРА БОР-60

Программой реакторных испытаний предусмотрен регламент инспектирования облучательных устройств, включая мониторинг изменения флюенса нейтронов на основе показаний нейтронно-активационных детекторов (мониторов). Предикторами значения контролируемого флюенса нейтронов энергией более 0,1 МэВ являются значения флюенса

²² Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим авт.

нейтронов энергией более 1 и 3 МэВ, непосредственно измеренные по показаниям мониторов из ниобия и железа. В этих наборах нейтронно-активационных детекторов реализуются ядерные реакции $\text{Nb}^{93}(n, n')\text{Nb}^{93m}$ и $\text{Fe}^{54}(n, p)\text{Mn}^{54}$. В предлагаемом экспрессном методе восстановления в качестве исходных данных берутся значения интегральной плотности потоков нейтронов, определяемые с помощью эффективных сечений. Основные формулы и величины, используемые при вычислении спектрального коэффициента поля быстрых нейтронов в ячейке реактора БОР-60:

$$q_i = R_i \tau_{\text{эфф}}, \quad (1.4)$$

где q_i — значения предикторов, соответствующие числу взаимодействий нейтронов по пороговой реакции активации монитора в расчёте на одно ядро нуклида-мишени, [единица]; R_i — скорость пороговой реакции активации, с^{-1} :

$$R_i = \int_0^{\infty} \varphi(E) \sigma_i(E) dE, \quad (1.5)$$

где i — индекс пороговой реакции, равный 1, 2, ..., n ;

$\varphi(E) = {}^*\varphi f(E)$ — дифференциальный поток нейтронов энергии E , $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{эВ}^{-1}$;

E — энергия нейтронов, эВ; ${}^*\varphi$ — масштабный множитель, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$; $f(E)$ — аналитический нейтронный спектр, МВт^{-1} ;

$\sigma_i(E)$ — энергетическая зависимость сечения i -й пороговой реакции, 10^{-24} см^2 ;

$\tau_{\text{эфф}}$ — эффективное время облучения, с:

$$\tau_{\text{эфф}} = \frac{\int_0^{\tau} P(t) dt}{P_{\text{НОМ}}}, \quad (1.6)$$

где $P(t)$ — изменение мощности реактора за время облучения (зависимость мощности реактора от времени), МВт; $P_{\text{НОМ}}$ — декларированный номинальный уровень мощности реактора, МВт.

Аналитический нейтронный спектр в конкретной точке реактора представлен набором математических выражений от четырёх параметров [1]:

$$f(E) = \begin{cases} \frac{P}{E^{(1+\alpha)}}, & E < Ef \\ PFE m^{(0,5+\gamma)} e^{-(Em/T)} \cdot 10^{-6}, & Ef < Em \end{cases}, \quad (1.7)$$

где P — коэффициент мощности облучения (доля от номинала), отн. ед.; E — энергия нейтронов, равная $Em \cdot 10^{-6}$, эВ; Em — энергия нейтронов, МэВ; $Ef = 0,63(0,5 + \gamma)$ — энергия деления источника нейтронов, МэВ; F — коэффициент пропорциональности для быстрого спектра, отн. ед.; $T = 1,26(0,5 + \gamma)$ — параметр распределения Максвелла²³, МэВ; α — поправочный коэффициент для отклонения от Ферми-спектра²⁴, отн. ед.; γ — коэффициент отклонения быстрого спектра от максвелловского спектра деления, отн. ед.

²³ Распределение Максвелла — общее наименование нескольких распределений вероятности, которые описывают статистическое поведение параметров частиц идеального газа; названо в честь шотландского физика, математика и механика Джеймса Клерка Максвелла. — Прим. ред.

²⁴ Назван в честь Энрико Ферми — итальянского и американского физика. — Прим. ред.

С целью расчётного определения параметров спектра $\{P, \alpha, F, \gamma\}$ для генерации пакета значений алгоритмом оптимизации параметризованного приближения по деформируемому многограннику [2] используется целевая функция вида

$$S(\vec{x}) = \sum_{i=1}^M \left(1 - \frac{R_i(\vec{x})}{A_i}\right)^2, \quad (1.8)$$

где \vec{x} — вектор параметров с координатами: $\vec{x} = [x_1, x_2, x_3, x_4]^T = [P, \alpha, F, \gamma]^T$; M — число детекторов; A_i — скорость реакции i -го детектора, измеренная методом нейтронно-активационного анализа, с^{-1} .

Количественные характеристики спектра нейтронов — спектральные коэффициенты:

$$g_{1 \rightarrow 0,1} = \frac{\varphi_{0,1}}{\varphi_1}, \quad (1.9)$$

$$g_{3 \rightarrow 0,1} = \frac{\varphi_{0,1}}{\varphi_3}, \quad (1.10)$$

где φ_1 и φ_3 — экспериментально определённое значение потока нейтронов энергией более 1 и 3 МэВ соответственно, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$; $\varphi_{0,1}$ — аналитически восстановленное значение потока нейтронов энергией более 0,1 МэВ, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

После определения одновременно двух значений $\varphi_{0,1}$ результат обобщается как средневзвешенное

$$\varphi_{0,1} = \frac{\omega_1 g_{1 \rightarrow 0,1} \varphi_1 + \omega_2 g_{3 \rightarrow 0,1} \varphi_3}{\omega_1 + \omega_2}, \quad (1.11)$$

где $\omega_1 = 1/\theta^2(\varphi_1)$, $\omega_2 = 1/\theta^2(\varphi_3)$ — неопределённость вычисления активационных интегралов, отн. ед. [3, 4].

В качестве примера по апробации экспрессного метода определения контролируемого флюенса нейтронов приведены сравнительные данные для облучательных устройств с образцами графита в ячейке седьмого ряда реактора БОР-60. Для определения флюенса нейтронов энергией более 0,1 МэВ применили спектральные коэффициенты $g_{3 \rightarrow 0,1}$ и $g_{1 \rightarrow 0,1}$, равные 42,4 и 3,9 соответственно и восстановленные аппроксимацией по двум предикторам на основе экспериментальных значений скорости ядерных реакций $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ и $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$. Расчётные и экспериментальные значения плотности потока быстрых нейтронов совпали в пределах экспериментальной неопределённости 9,3%.

Достоверность значений флюенса быстрых нейтронов, измеренных в контролируемых точках облучательных устройств в активной зоне, подтверждается сравнительным анализом расчётных и экспериментальных значений, которые коррелируют с соответствующими спектральными коэффициентами. Используемые наборы нейтронно-активационных детекторов позволяют опционально расширить список используемых дозиметрических реакций дополнительными $\text{Fe}^{58}(n, \gamma)\text{Fe}^{59}$, $\text{Nb}^{93}(n, \gamma)\text{Nb}^{94}$ и $\text{Nb}^{94}(n, \gamma)\text{Nb}^{95}$, тем самым повышая как количество предикторов, так и надёжность определения плотности потока быстрых нейтронов энергией более 0,1 МэВ через спектральные коэффициенты.

Список литературы

1. Wang Y.-Q., Kobayashi K., Li Z.-N., Kimura I. A parametrized approach for unfolding the neutron flux spectrum. — Reactor dosimetry: radiation metrology and assessment: proceedings of the Tenth international symposium on reactor dosimetry, Osaka, Japan, 12–17 September

- 1999 / eds. J.G. Williams, D.W. Vehar, F.H. Ruddy, D.M. Gilliam. — STP 1398. — Philadelphia, Pennsylvania (USA): American Society for Testing and Materials, 2001. P. 516–523. — Access mode: in free access. — URL: https://isrd17wp.reactordosimetry.org/wp-content/uploads/2022/01/10thISRD_Proceedings.pdf (date of the application: 14.02.2023).
2. Химмельблау Д. Прикладное нелинейное программирование. — М.: Мир, 1975. — 536 с.
 3. 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», Дмитровград, 27–31 мая 2019 г.— Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 194–196. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/sb_tez_xi_konf_orm_2019.pdf (дата обращения: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=39646496&selid=39650803>, на сам доклад URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=39651131&pff=1> (дата обращения: 08.12.2022).
 4. Белозерова А.Р., Енин С.А., Павлов В.В. и др. Нейтронно-дозиметрическое сопровождение реакторных экспериментов. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 51–52. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 19.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=49749386>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749392&pff=1> (дата обращения: 19.01.2023).

А.Р. Белозерова, М.И. Миннебаев

НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В 2022 ГОДУ

Определение нейтронно-физических характеристик — важный аспект при планировании и проведении облучательных программ и экспериментов в исследовательских реакторах. Наибольший интерес представляет полученная экспериментально информация о флюенсе быстрых нейтронов, поскольку именно они обладают способностью смещать атомы из регулярных положений решётки, формируя радиационные точечные дефекты.

Для определения флюенса нейтронов применяют металлические нейтронно-активационные детекторы (мониторы), материал которых подбирают из следующих критериев:

- ◆ пороговой энергии активации: материал детектора должен активироваться широким диапазоном значений энергии быстрых нейтронов;
- ◆ периода полураспада дочерних нуклидов, сопоставимым со временем облучения;

- ♦ радиационной безопасности: наведённая активность должна быть достаточной для проведения измерений, но при этом мощность дозы, получаемой персоналом, не должна превышать установленные значения (из этих параметров выбирают материал и физические размеры монитора);
- ♦ побочных продуктов активации: необходимо учитывать время выдержки облучённых мониторов с целью спада излишней активности, а также распада радионуклидов, искажающих спектральную картину излучения исследуемых радиоизотопов.

За десятилетия использования мониторов для определения флюенса быстрых нейтронов лучше всего зарекомендовали себя железо и ниобий. В отчётном году наборы из железа и ниобия были успешно применены при сопровождении реакторных испытаний в реакторах БОР-60 и СМ (табл. 1.12, рис. 1.35).

Таблица 1.12

Нейтронно-дозиметрическое сопровождение экспериментов

Облучаемые материалы	Число наборов мониторов	Место облучения	Условия облучения (длительность, мощность, температура)	Условное обозначение на рис. 1.35
Конструкционные материалы для жидкосолевого реактора	5	СМ, канал 11 отражателя	69 эфф. сут, 90 МВт, 800 °С	●
Конструкционная сталь	1	БОР-60, канал Д23	2,7 эфф. сут, 50 МВт	●
Образцы реакторного графита	6	БОР-60, каналы Г13 и Д05	60,1 эфф. сут, 50 МВт, 600 и 750 °С	●
	6	БОР-60, каналы Д36 и Д30	93 эфф. сут, 50 МВт, 450 и 325 °С	●

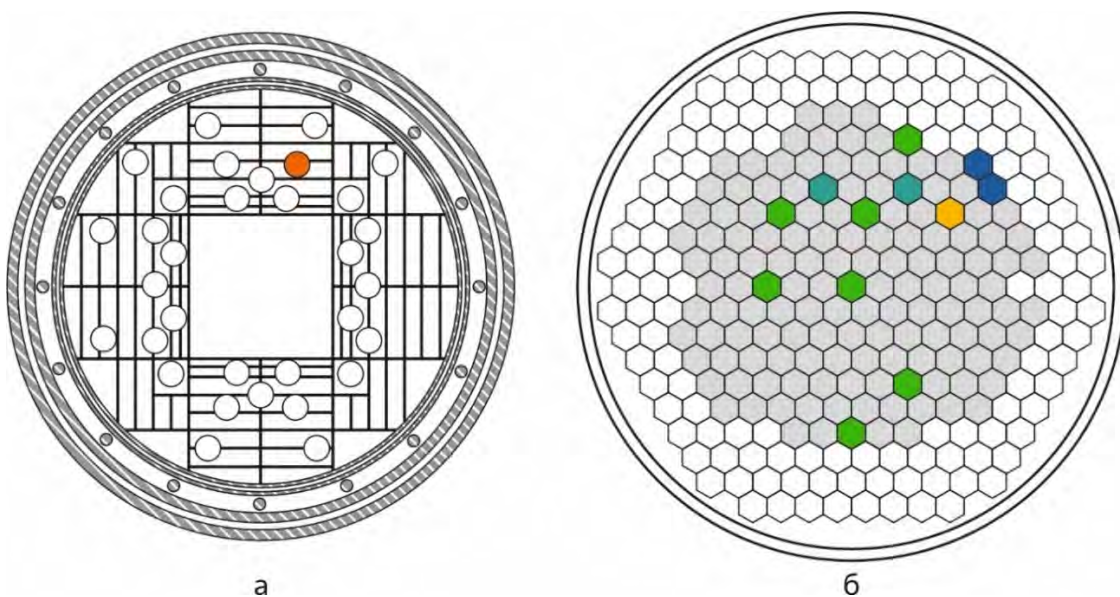


Рис. 1.35. Расположение в реакторах СМ (а) и БОР-60 (б) мониторов в капсулах с конструкционными материалами для жидкосолевого реактора (●), конструкционной сталью (●), образцами реакторного графита (●, ●), где ● — орган системы управления и защиты, ● — тепловыделяющая сборка, ● — сборка бокового экрана

Железо позволяет проводить измерение активности сразу после облучения и определять флюенс нейтронов энергией более 3 МэВ, а ниобий после выдержки около трёх месяцев даёт информацию о набранном флюенсе нейтронов энергией более 1 МэВ. Оба металла можно использовать при длительном облучении, когда флюенс нейтронов достигает примерно 10^{22} см^{-2} . Типичная форма мониторов представляет собой металлический диск диаметром 1 мм. Несколько дисков из различных материалов формируют в наборы и запаивают в кварцевые ампулы.

Проведённые эксперименты в очередной раз подтвердили предварительные расчётные данные.

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

ДИНАМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ СЕЙСМОСТОЙКОСТИ КОРПУСА С КРЫШКОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ СМ

Согласно нормам и правилам в области использования атомной энергии (п. 5.6 [1]) при обосновании безопасности исследовательской ядерной установки должна быть приведена информация, подтверждающая, что системы, важные для безопасности установки, удовлетворяют требованиям безопасности, надёжности, устойчивости к внешним (сейсмическим) воздействиям.

Уникальный высокопоточный исследовательский реактор СМ — корпусной водородной реактор, работающий на промежуточных нейтронах. К его критически важным для безопасности элементам относится корпус с крышкой, который является основным компонентом первого контура и вместе с внутрикорпусными устройствами формирует тракт циркуляции теплоносителя, обеспечивая охлаждение активной зоны, отражателя и других узлов реактора (рис. 1.36).

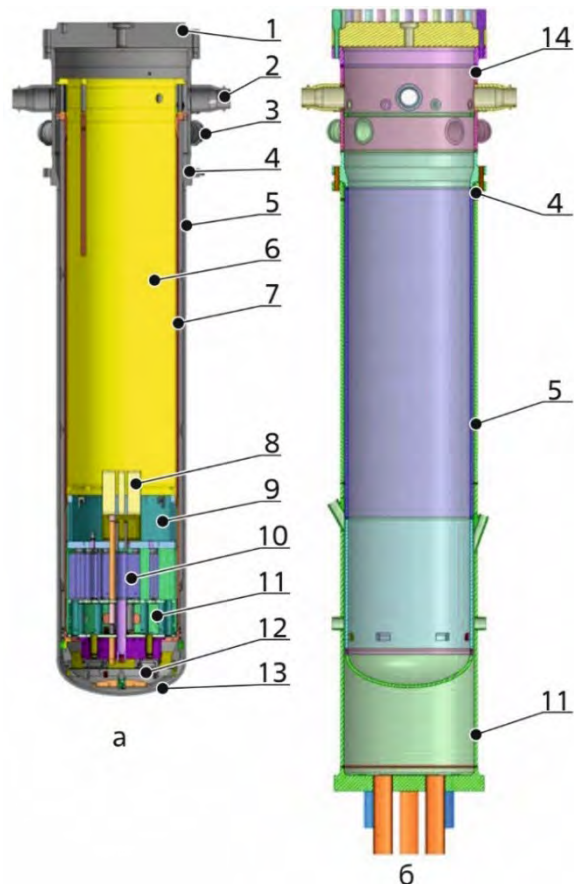


Рис. 1.36. Общий вид реактора СМ (а), его корпуса и несущей конструкции (б): 1 — крышка корпуса; 2 и 3 — патрубки подвода и отвода теплоносителя соответственно; 4 — фланец соединения с несущей конструкцией; 5 — корпус; 6 — разделитель потока; 7 — экран; 8 — хранилище ТВС; 9 — прижимная решётка; 10 — блоки бериллиевого отражателя; 11 — несущие конструкции центральной зоны (нижняя и верхняя плита, гильзы, стаканы, корпус, обечайка); 12 — поддон; 13 — днище корпуса; 14 — коллектор

Корпус реактора, один из важнейших физических барьеров на пути выхода радиоактивных веществ в окружающую среду, представляет собой сварной цилиндрический сосуд высокого давления, уплотняемый крышкой и деталями главного уплотнения. Сохранение его работоспособности при эксплуатации в различных аварийных режимах, в том числе при сейсмических воздействиях, необходимо для обеспечения требуемого уровня безопасности.

Реакторная установка СМ размещена в здании, расчётная сейсмичность которого с учётом локальных инженерно-геологических условий и результатов сейсмического микрорайонирования равна шести баллам для максимального расчётного землетрясения и пяти баллам для проектного землетрясения по шкале MSK-64 в значениях целочисленных баллов. Корпус реактора закреплён на верхнем фланце несущей конструкции, установленной днищем на кольцевую металлическую плиту в сухой монолитной железобетонной шахте на бетонном фундаменте на отметке +0,0 м. Расчётное сейсмическое воздействие максимального расчётного и проектного землетрясения приведено в виде акселерограмм на рис. 1.37.

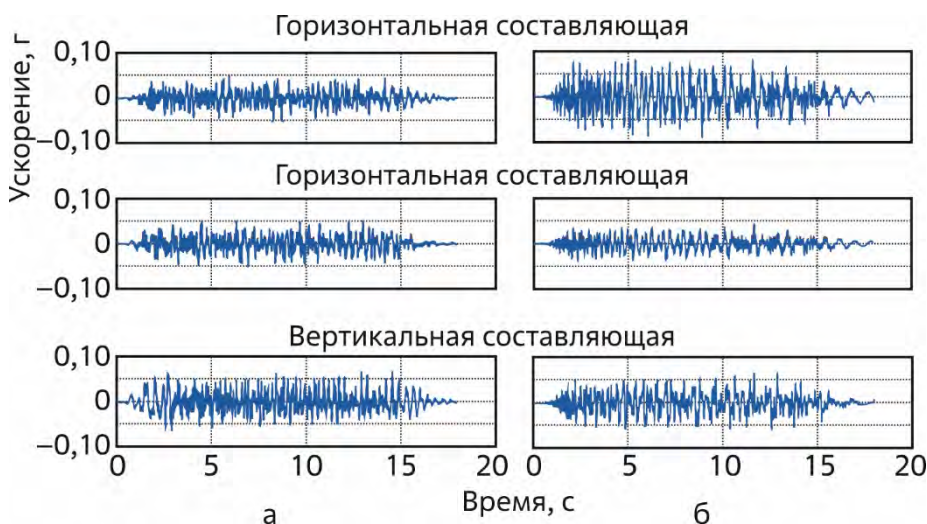


Рис. 1.37. Волновые формы акселерограмм максимального расчётного (а) и проектного (б) землетрясения

Обоснование сейсмостойкости корпуса с крышкой проведено согласно требованиям действующей нормативной документации [2] методом динамического анализа переходных процессов с использованием модуля Transient Structural программного комплекса ANSYS и последующей оценкой наиболее неблагоприятного состояния за всё время моделируемого землетрясения. По действующим нормам [3] корпус с крышкой относится к первой категории сейсмостойкости и при обосновании устойчивости к внешним воздействиям должен рассчитываться с учётом сочетания нагрузок при нормальных условиях эксплуатации и условиях максимального расчётного и проектного землетрясения. Так как акселерограммы максимального расчётного и проектного землетрясения различаются только амплитудами, то для анализа сейсмостойкости конструкции в расчёте рассматривали сочетание нагрузок только при нормальных условиях эксплуатации и условиях максимального расчётного землетрясения (п. 5.11.2.7 [2]). Конечно-элементная сетка расчётной модели корпуса, созданная с помощью тетраэдрических и гексаэдрических объёмных элементов и состоящая из 113 тысяч элементов и 535 тысяч узлов, представлена на рис. 1.38. Исходными данными для расчёта на сейсмическое воздействие являются:

- ♦ внутреннее избыточное давление: в корпусе с крышкой давление 5 МПа, в межкорпусном пространстве — 0,6 МПа (рис. 1.39);

- ◆ собственный вес элементов конструкции: автоматически учитывали при задании плотности и гравитационной постоянной g , равной $9\,806,6\text{ мм/с}^2$;
- ◆ весовая нагрузка от массы внутрикорпусных устройств, исключённых из расчётной модели (8 500 кг): прикладывали к кольцевому выступу в месте крепления экрана и на шесть сухарей в месте крепления поддона;
- ◆ усилия со стороны подводящих и отводящих трубопроводов;
- ◆ сейсмическое воздействие в случае динамического анализа переходных процессов: задавали в виде акселерограмм по трём взаимно перпендикулярным направлениям для отметки размещения опорной поверхности несущей конструкции

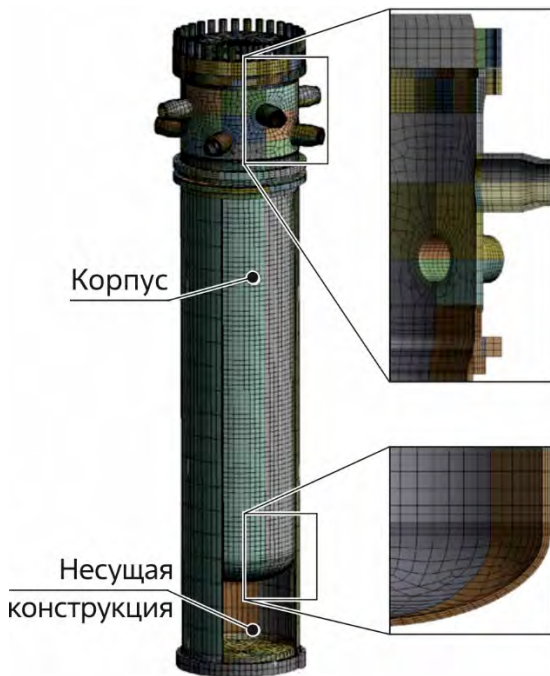


Рис. 1.38. Конечно-элементная сетка



Рис. 1.39. Нагрузки и граничные условия

Несущая конструкция жёстко закреплена на строительных конструкциях здания, в расчётной схеме это закрепление задавали в виде заделки по периметру нижнего днища. При расчёте корпуса с крышкой во временной постановке было создано два шага нагружения. В первом шаге прикладывали воздействие от нагрузок при нормальных условиях эксплуатации без учёта температурных полей [2] и выключенном интегрировании по времени с целью исключить возникновение динамического эффекта от этой нагрузки, а во втором — кинематическую нагрузку от сейсмического воздействия.

В результате расчёта напряжённо-деформированного состояния корпуса с крышкой при совместном действии эксплуатационных нагрузок и сейсмического воздействия получено пространственное распределение напряжения в элементах конструкции (рис. 1.40). Оценку прочности проводили, сравнивая расчётные группы категорий напряжения с допускаемыми значениями, по результатам определения напряжённо-деформированного состояния конструкции в момент наиболее неблагоприятного состояния за всё время моделируемого землетрясения.

Анализ результатов показал, что уровень напряжения от совместного действия эксплуатационных нагрузок и сейсмического воздействия не превышает допустимых значений, поэтому можно сделать заключение, что прочность корпуса с крышкой реактора СМ

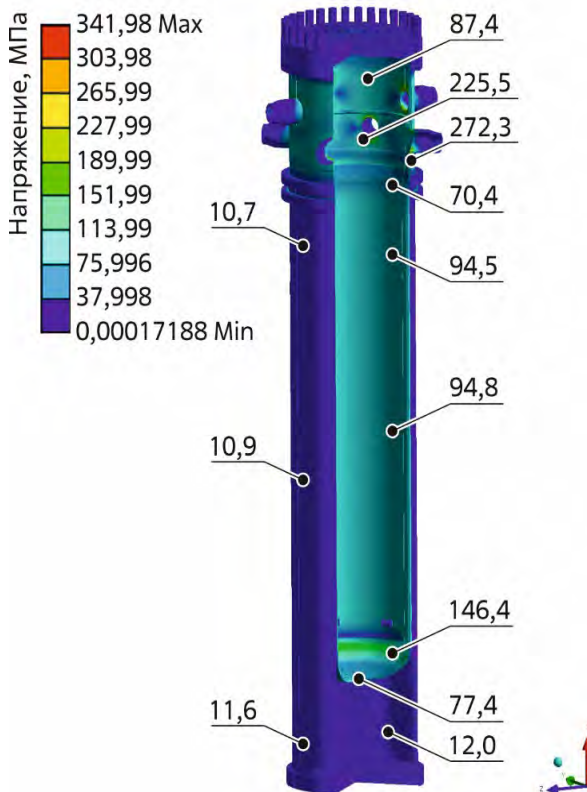


Рис. 1.40. Распределение эквивалентного напряжения в элементах конструкции

при сейсмическом воздействии максимального расчётного и проектного землетрясения обеспечена.

Список литературы

1. НП-049-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к содержанию отчёта по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок. — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2018. — 47 с. — Также доступно на официальном сайте ФБУ «НТЦ ЯРБ». — URL: https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-049-17/%D0%9D%D0%9F-049-17_conv.pdf (дата обращения: 16.02.2023).
2. 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.
3. НП-031-01. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. — М.: Госатомнадзор России, 2001. — 82 с. — Также доступно на официальном сайте ФБУ «НТЦ ЯРБ». — URL: https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-031-01/%D0%9D%D0%9F-031-01_conv.pdf (дата обращения: 16.02.2023).

Н.В. Куреев

НЕЛИНЕЙНЫЙ АНАЛИЗ УСТОЙЧИВОСТИ КОРПУСА ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ НАРАБОТКИ УГЛЕРОДА-14

В каналах отражателя реактора СМ в специальном устройстве, находящемся под избыточным внешним давлением, проводят облучение нитрида алюминия для наработки углерода-14. С целью определения критической нагрузки на элементы устройства был проведён нелинейный анализ устойчивости (предельный расчёт) методом конечных элементов, что существенно снизит консерватизм расчёта устойчивости конструкции.

Облучательное устройство представляет собой конструкцию из обечайки с внешним диаметром 68 мм и толщиной 3 мм, верхней и нижней пробки, с приваренными к ним грибом и хвостовиком (рис. 1.41). Внутри корпуса расположены таблетки стартового материала

с зазором 0,5 мм по радиусу от стенки корпуса. Обечайка корпуса устройства изготовлена из алюминиевого сплава АД31Т1, остальные элементы — из сплава АД1.

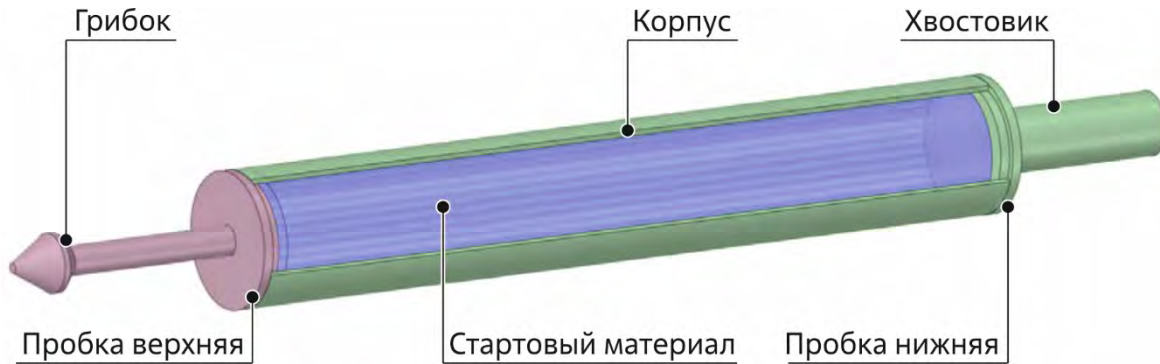


Рис. 1.41. Трёхмерная модель облучательного устройства

Расчёт на предельные нагрузки проведён в программном комплексе ANSYS, для чего была подготовлена конечно-элементная модель облучательного устройства, построенная с помощью гексаэдрических объёмных элементов (рис. 1.42). Расчёт выполняли в нелинейной постановке с учётом большого перемещения. Для учёта физической нелинейности материалов облучательного устройства в расчёте использована модель упругопластического деформирования материала с линейным изотропным упрочнением. В качестве нагружения было задано постепенно возрастающее внешнее давление на элементы от 0 до 20 МПа с начальным шагом 0,001 с и минимальным шагом нагружения 0,0001 с. Температура на всех элементах облучательного устройства принята равной 100 °С. Массу загруженного стартового материала в виде таблеток нитрида алюминия учитывали как распределённую массу по внутренней поверхности нижней пробки устройства. Внутреннее давление в корпусе при 100 °С было принято равным 0,137 МПа.

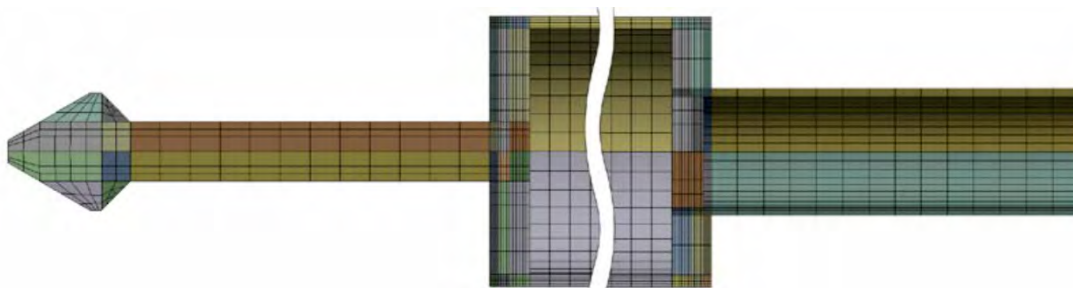


Рис. 1.42. Конечно-элементная модель облучательного устройства

Предельную нагрузку определяли как максимальную, при которой поле напряжения в любой точке конструкции удовлетворяет уравнениям статического равновесия. Иными словами, расчёт вели до того момента, пока в какой-либо области конструкции не образовывался пластический шарнир и скачкообразно не возрастала деформация при неизменной нагрузке. После этого рассчитывали допустимую нагрузку делением предельной на коэффициент запаса 2,0 в соответствии с ПНАЭ Г-7-002-86²⁵.

²⁵ 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.

На рис. 1.43 представлен построенный по результатам расчёта график изменения общего перемещения и эквивалентного напряжения в зависимости от нагружения внешним давлением: при достижении критического давления, равного 16,644 МПа, решение расходится, что означает потерю устойчивости конструкции, то есть она начинает получать значительное перемещение при незначительном увеличении нагрузки.

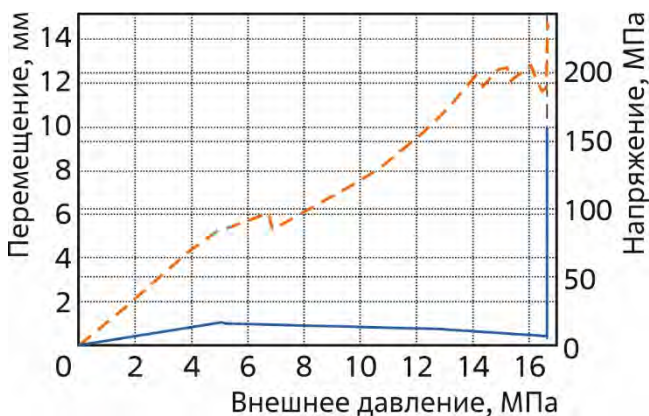


Рис. 1.43. Изменение общего перемещения (—) и напряжения (---) в зависимости от внешнего давления

при достижении критического давления, равного 16,644 МПа, решение расходится, что означает потерю устойчивости конструкции, то есть она начинает получать значительное перемещение при незначительном увеличении нагрузки.

На рис. 1.44 представлена форма потери устойчивости при действии критического давления. Расчётом получено, что с учётом коэффициента запаса, равного 2,0, допустимая нагрузка внешним давлением на конструкцию облучательного устройства составляет 8,322 МПа.

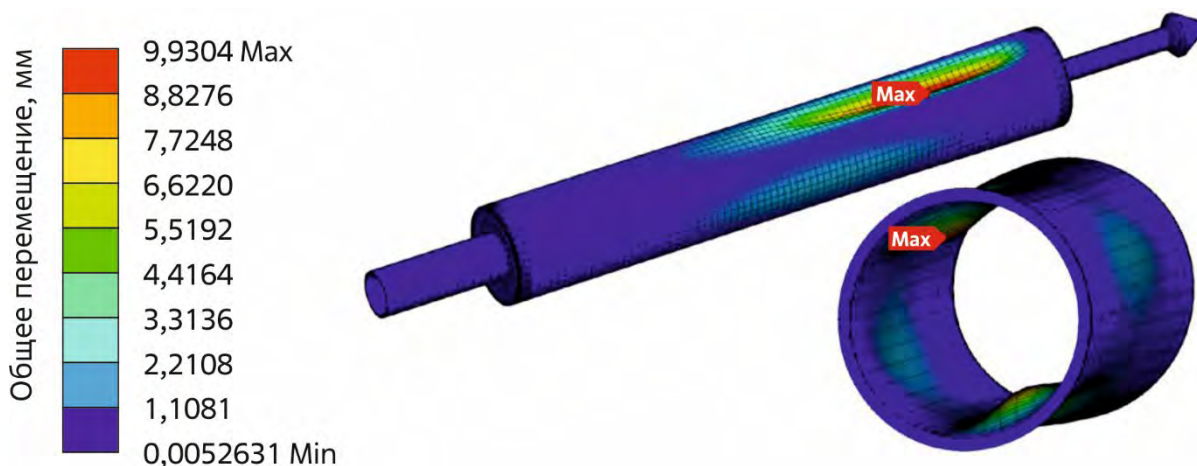


Рис. 1.44. Форма потери устойчивости при критической нагрузке

Проведённый расчёт несущей способности (предельный расчёт) облучательного устройства показал, что фактическая (рабочая) нагрузка внешним избыточным давлением в 1,7 раза ниже допустимой нагрузки, на основании чего можно сделать вывод, что прочность элементов конструкции облучательного устройства в стационарном режиме работы реактора СМ обеспечена.

Н.В. Курев

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕАКТОРНОЙ НАРАБОТКИ УГЛЕРОДА-14

В рамках обоснования возможности наработки углерода-14 в реакторах СМ, МИР, РБТ-6 и РБТ-10/2 разработана конструкция ампул и проведены расчёты по оценке

производительности целевого радиоизотопа. Загрузка ампул в каналы указанных реакторов позволит увеличить эффективность использования имеющегося облучательного объёма.

Ампулы для наработки радиоизотопа представляют собой цилиндрическую конструкцию из алюминиевого сплава. В ампулу загружают стартовый материал в виде пресованных таблеток из нитрида алюминия. Принятая в расчётах плотность стартового материала равна $1,8 \text{ г/см}^3$. Конструкция ампул, а также способ их размещения различны для разных реакторов (рис. 1.45):

- ♦ в реакторе СМ цилиндрические ампулы предполагают установить в пяти каналах отражателя дальнего ряда, масса стартового материала в одной ампуле примерно равна 2,1 кг;
- ♦ в реакторе МИР стартовый материал поместят в штатный вытеснитель рабочей ТВС, в активную зону предполагают загрузить пять ампул, масса стартового материала в одном вытеснителе ТВС примерно равна 1,4 кг;
- ♦ в реакторах РБТ-6 и РБТ-10/2 цилиндрические ампулы планируют разместить в экспериментальных ячейках активной зоны вместо алюминиевых вытеснителей, масса стартового материала в одной ампуле составит примерно 1,6 кг, число ампул в каждом из реакторов равно четырём.

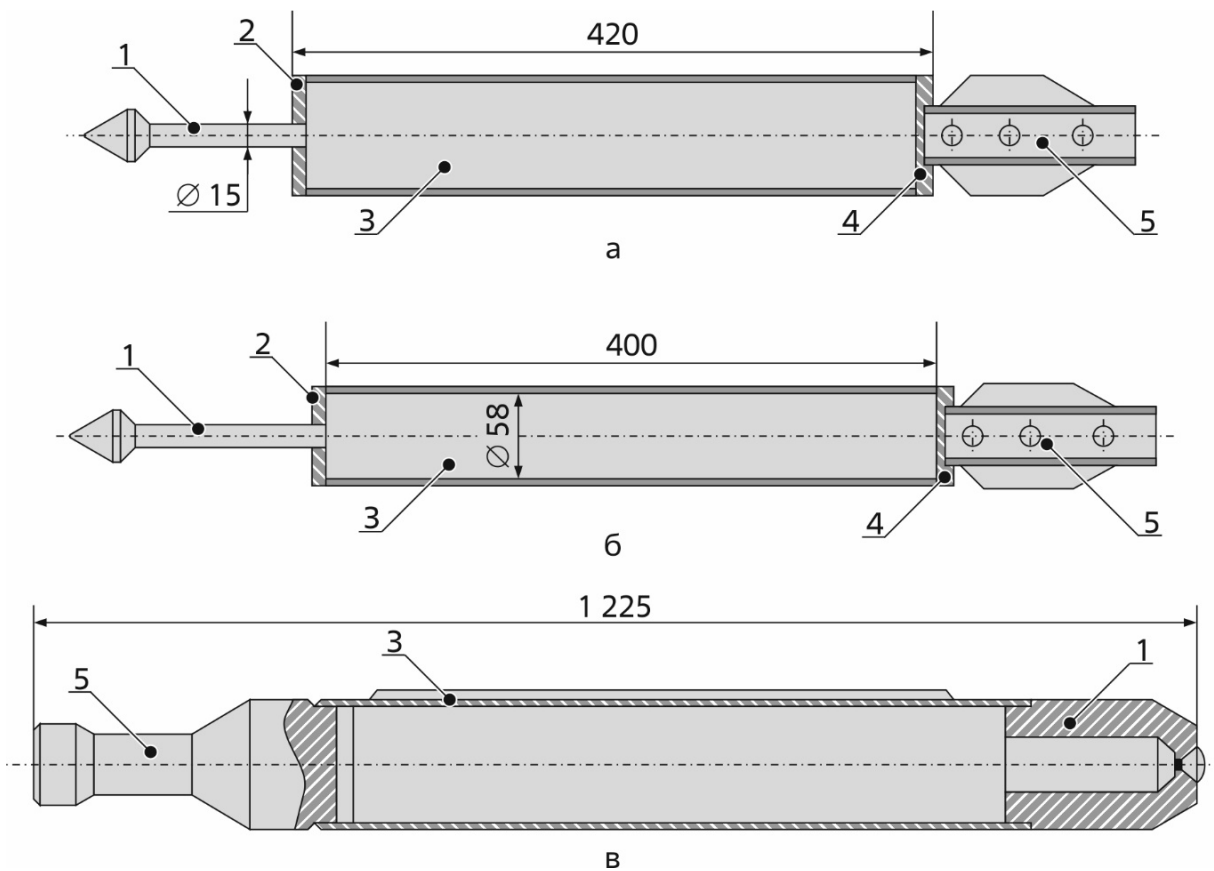


Рис. 1.45. Эскиз ампул для наработки углерода-14 в реакторах СМ (а), РБТ-6 и РБТ-10/2 (б), МИР (в):
1 и 5 — верхняя и нижняя заглушки соответственно;
2 — крышка; 3 — корпус; 4 — донышко

При проведении нейтронно-физических расчётов использовали полномасштабные расчётные модели реакторов, разработанные в прецизионном коде MCU-PTR²⁶. В этих моделях детально описаны, с учётом размеров, формы и материального состава, конструктивные элементы активной зоны, ТВС, регулирующие органы системы управления и защиты, экспериментальные каналы и другие элементы, значимые с точки зрения нейтронной физики. Расчёты проводили для типовых загрузок активных зон реакторов и их каналов (ячеек). Мощность реакторов РБТ и СМ в расчётах полагали равной номинальной. Минимальная мощность тепловыделяющей сборки реактора МИР с ампулой, усреднённая за весь период её облучения, принята равной 710 кВт, максимальная — 880 кВт.

Для оценки активности радиоизотопа, нарабатываемой в течение календарного года, проведены расчёты скорости реакции $^{14}_7\text{N}(n, p)^{14}_6\text{C}$ в объёме стартового материала ампул. Для рассчитанной скорости реакций получена скорость наработки активности углерода-14 в ампулах. Коэффициент использования времени реакторов на номинальном уровне мощности принимали равным 0,7. Результаты расчёта активности целевого изотопа, нарабатываемой в течение календарного года, при облучении ампул описан-

Таблица 1.13

Результаты расчёта активности углерода-14 и среднего удельного энерговыделения

Реактор	Активность целевого нуклида, отн. ед., около	Среднее удельное энерговыделение, Вт/г
СМ	1,0	0,9
МИР	0,7	1,0
РБТ-6	0,4	0,8
РБТ-10/2		1,1

ной конструкции в исследовательских реакторах СМ, МИР, РБТ-6 и РБТ-10/2 и среднего удельного энерговыделения в ампулах приведены в табл. 1.13.

Полученная информация будет использована при обосновании безопасности реакторной наработки углерода-14, а также в случае необходимости изменения конструкции ампул с целью повышения эффективности наработки радиоизотопа.

Е.И. Ефимов, М.Ф. Валишин, В.В. Пименов, А.И. Долгов

РАЗРАБОТКА И РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ УСТРОЙСТВА ДЛЯ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ РБТ-6 МИКРОСФЕР ГОЛЬМИЯ-165

Препарат на основе микросфер гольмия-166 применяют для лечения пациентов с неоперабельными метастазами в печени. Его получают, облучая тепловыми нейтронами стабильный изотоп гольмий-165 в польском исследовательском реакторе «Мария», канадском исследовательском реакторе «МакМастер», иранском исследовательском реакторе TRR и некоторых других [1–4], а в России — планируют в реакторе РБТ-6.

Рассмотрена возможность облучения микросфер гольмия-165 в герметичных капсулах, выполненных из полиэтилена высокой плотности, с гелиевым заполнением, в ампуль-

²⁶ 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.

ном устройстве [2] (рис. 1.46). Пять капсул будут помещены в герметичную алюминиевую ампулу диаметром 26 мм и толщиной стенки 1 мм. Для снижения радиационного энерговыделения при работе на номинальном уровне мощности реактора размещать ампулы планируют в центральных ячейках 13 и 14 стэнда «Корпус» внутри радиационно-защитного блока, который представляет собой короб, выполненный из нержавеющей стали толщиной 1 мм, со свинцовой засыпкой и полостью для загрузки ампулы. Стандартная доза препарата составляет 600 мг, минимально допустимая удельная активность — 60 МБк/мг, предпочтительная — 90 МБк/мг.

Известно, что температура стеклования микросфер гольмия-165 равна 50 °С [1]. Если температура даже незначительно превысит это значение, они станут полностью непригодными для использования. Температура теплоносителя реактора РБТ-6 может достигать 60 °С, что превышает температуру стеклования микросфер гольмия-165, поэтому предложено охлаждать ампулу, подавая дистиллированную воду температурой не более 20 °С из специального бака, размещённого в центральном зале, в канал с ампулами. Для этого в полость радиационно-защитного блока с зазором в 3 мм установили подводную часть канала. На уровне его нижней части расположены переливные окна, позволяющие подъёмным потоком отводить подогретый теплоноситель в бассейн реактора. Для снижения подогрева охлаждающей воды от теплоносителя первого контура, подводная часть канала до места размещения ампулы выполнена двухкорпусной. Межкорпусное пространство заполнено азотом.

По результатам нейтронно-физического расчёта минимальная допустимая активность препарата будет достигнута примерно через четыре часа облучения, предпочтительная — через шесть с половиной часов. Результаты серии теплогидравлических расчётов показали, что при расходе в канале, равном 0,022 м³/ч, максимальная температура облучаемого материала не превысит 44 °С — ниже температуры стеклования микросфер гольмия (рис. 1.47). Максимальная температура в свинцовом экране равна 102 °С, что даёт основание утверждать, что пристеночное кипение на поверхности свинцового экрана отсутствует.

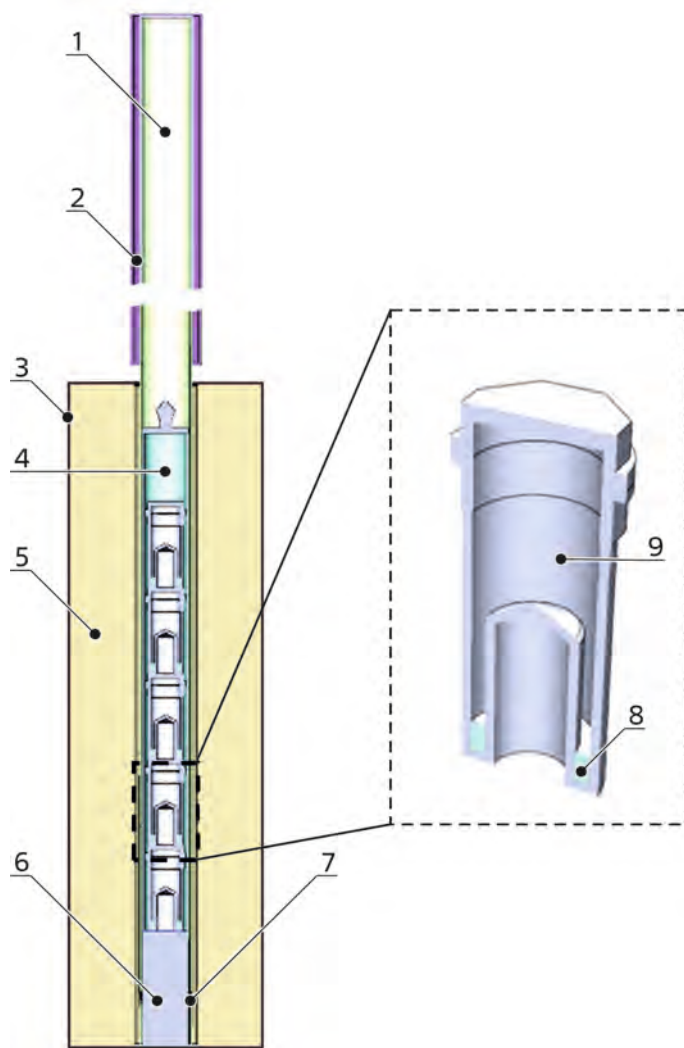


Рис. 1.46. Схема конструкции ампульного устройства в разрезе: 1 — подводная часть канала; 2 — межкорпусное пространство; 3 — стальной корпус; 4 — ампульное устройство; 5 — свинцовая засыпка; 6 — проставка; 7 — переливные окна; 8 — препарат гольмия-165; 9 — капсула

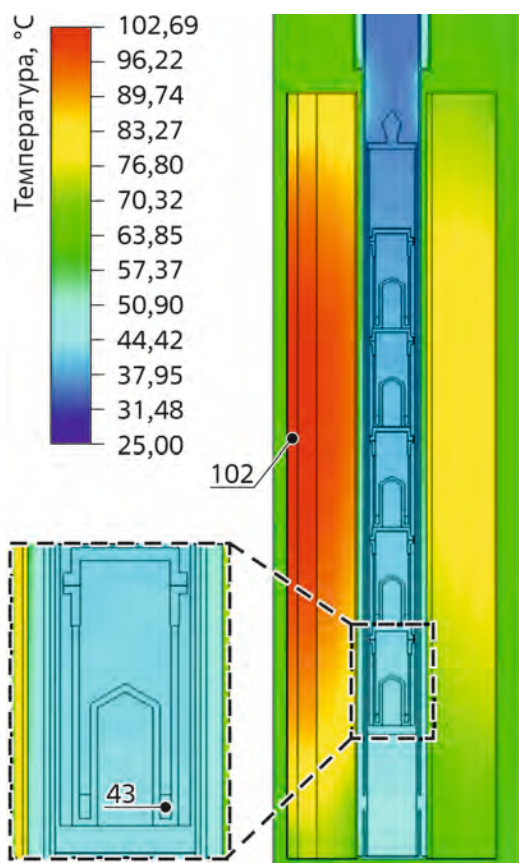


Рис. 1.47. Распределение температуры в продольном сечении расчётной модели и микросферах гольмия-165

На основании нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов разработаны технические предложения конструкции облучательного устройства и показана возможность облучения микросфер гольмия-165 в стенде «Корпус».

Список литературы

1. Vente M.A., Nijssen J.F., Roos de R. Neutron activation of holmium poly(L-lactic acid) microspheres for hepatic arterial radioembolization: a validation study // Biomedical Microdevices, 2009. V. 11, Is. 4. P. 763–772.
2. Migdal M., Balcer E., Bartosik L. et al. MARIA Reactor Irradiation Technology Capabilities towards Advanced Applications // Energies, 2021. V. 14, Is. 23. P. 1–13.
3. Armstrong A., Naperstkov Z., Heysel C. et al. Development of a North American supply of holmium-166 microspheres for Selective Internal Radiation Therapy (SIRT) of liver malignancies // Journal of Nuclear Medicine, May 2019, V. 60. P. 631.
4. Yavari K., Yeganeh E., Abolghasemi H. Production and characterization of ^{166}Ho polylactic acid microspheres // Journal of Labelled Compounds Radiopharmaceutical, 2015. V. 59. P. 24–29.

Т.В. Базова, М.Ф. Валишин, И.Р. Сулейманов

РАСЧЁТ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АМПУЛЫ С ИЗОТОПАМИ БЕРКЛИЯ И КАЛИФОРНИЯ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ В НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКЕ РЕАКТОРА СМ

Чтобы оптимизировать процесс наработки калифорния-252 с целью изготовления нейтронных источников, проведены расчёты теплофизических характеристик ампулы с берклием-249 и калифорнием-249 для обоснования безопасности их получения в ячейке нейтронной ловушки реактора СМ. Основное требование — недопустимость расплавления конструкционных компонентов и кипения теплоносителя на оболочке ампулы — диктует необходимость оценить расчётным методом предельно допустимую мощность медных таблеток, содержащих данные изотопы.

В ампулу (рис. 1.48) загружают медные таблетки, полученные прессованием (70 % от теоретической плотности меди) и содержащие равномерно распределённую по объёму смесь изотопов берклия-249 и калифорния-249. Ампула заполнена гелием без избыточного давления, объёмная доля которого не менее 80 %. Плотность таблеток составляет $(6,1 \pm 0,3)$ г/см³, высота их столба — (56 ± 3) мм, диаметр — 7,6 мм. Длина ампулы

из нержавеющей стали — 83 мм. Диаметр оболочки — 8,8 мм, толщина — 0,4 мм. Ампулу загружают в сварной пенал с центрированием по высоте при помощи алюминиевых проставок диаметром 8 мм. Высота нижней проставки составляет 125 мм. Сварной пенал с ампулой устанавливают в доступную ячейку (с 10-й по 25-ю) нейтронной ловушки реактора СМ.

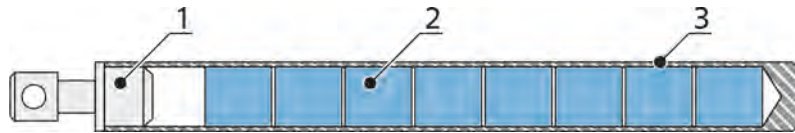


Рис. 1.48. Эскиз конструкции ампулы со стартовым материалом: 1 — корпус; 2 — медные таблетки с изотопами; 3 — пробка

Для численного анализа распределения температурного поля в элементах ампулы построена расчётная

модель в программном комплексе SolidWorks Flow Simulation [1] (рис. 1.49), которая описывает реальные конструкции сварного пенала и ампулы в ячейке нейтронной ловушки. Расположенные в ампуле медные таблетки моделировали в виде сплошного цилиндра, представляющего собой столб таблеток. В расчётной модели задавали соответствующие консервативным условиям эксплуатации реактора граничные условия: давление и температура теплоносителя на входе в канал нейтронной ловушки — 4,7 МПа и 60 °С соответственно. Расход теплоносителя на охлаждение ампулы при облучении определялся перепадом давления на ячейках нейтронной ловушки и гидравлическим сопротивлением сварного пенала с ампулой. Учитывая, что медные таблетки получены методом пресования, консервативно считали, что они при нагреве не расширяются. Для моделирования теплообмена излучением на внутренних стенках модели ампулы задали степень черноты 0,23 [2]. Теплофизические свойства материалов, принятые в расчётной модели ампулы, соответствовали справочным данным [2].

Для наглядности результатов теплофизических расчётов в диапазоне от минимально требуемого значения 435 Вт до 2 кВт на рис. 1.50 приведён график, из которого видно, что при достижении мощности столба таблеток 1 670 Вт начинается процесс плавления меди (температура плавления меди составляет 1 083 °С), приводящий к частичному разрушению её кристаллической решётки.

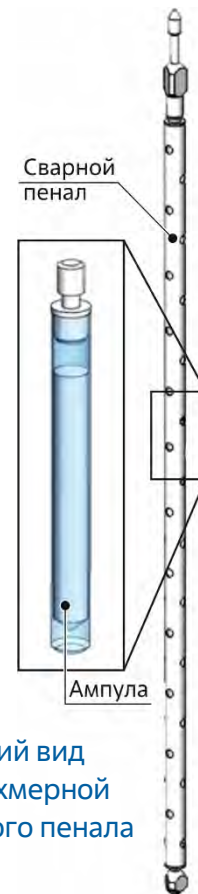
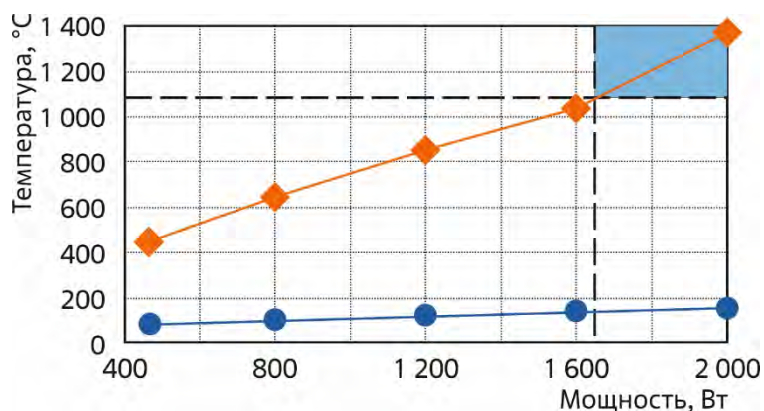
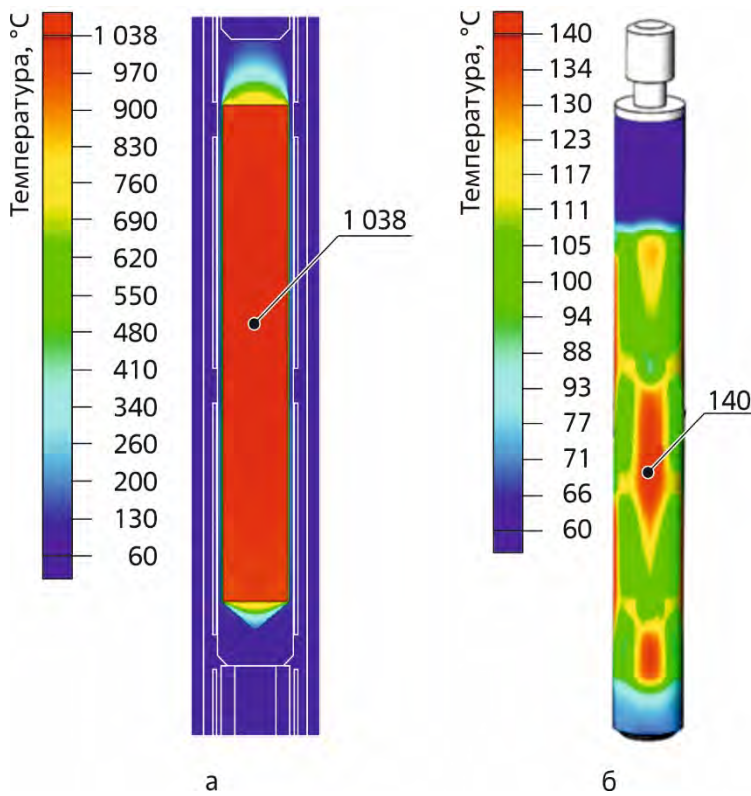


Рис. 1.49. Общий вид расчётной трёхмерной модели сварного пенала и ампулы

Рис. 1.50. Изменение максимальной температуры в зависимости от мощности таблеток с указанием области плавления меди (■), центра столба таблеток (◆), поверхности ампулы (●)



При исходных параметрах и граничных условиях с учётом расчётной неопределённости максимально допустимая мощность составляет 1 600 Вт. Распределение температур-



ного поля вдоль продольного сечения и на поверхности ампулы при этой мощности представлено на рис. 1.51, который иллюстрирует, что максимальная температура в центре медной таблетки достигает 1038 °С, а на внешней оболочке ампулы — 140 °С. Стоит отметить, что локальные максимумы температуры на оболочке ампулы возникают в местах, удалённых от отверстий в сварном пенале, что объясняется снижением скорости омывающего ампулу теплоносителя на этих участках.

Рис. 1.51. Распределение температурного поля в продольном сечении (а) и на поверхности (б) ампулы

Список литературы

1. Алямовский А.А. SolidWorks/COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: ДМК, 2004. — 427 с.
2. Чиркин В.А. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: справочник. — М.: Атомиздат, 1968. — 484 с.

И.Р. Сулейманов, В.А. Узиков, А.В. Куприянов, Т.В. Базова

ТЕСТИРОВАНИЕ РАСЧЁТНОГО КОДА VIKOND2 ПРИ РЕШЕНИИ МЕХАНИЧЕСКОЙ ЗАДАЧИ ПРИ УСТАНОВИВШЕЙСЯ ПОЛЗУЧЕСТИ

Программный код Vikond2 предназначен для расчёта температуры и напряжённо-деформированного состояния твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом при эксплуатации в реакторах на быстрых нейтронах. Он содержит блоки:

- ◆ для решения нестационарных уравнений:
 - энергии — для твэла (r -геометрия) и теплоносителя (z -геометрия),
 - диффузии — для кислорода и плутония,
 - переноса — для моделирования перераспределения пористости и концентрации плутония по механизму испарения и конденсации;
- ◆ для расчёта напряжённо-деформированного состояния.

Полная информация о температурном поле и распределении компонентов топлива и кислорода обеспечивается циклическим пересчётом данных параметров по высоте

твэла. Распределение температуры твэла и концентрации плутония и кислорода вычисляются по одной и той же подпрограмме на расчётной сетке, отслеживающей структурные изменения в топливе. На этой же сетке решают уравнения для пористости и переноса плутония по механизму термодиффузии. Математическая модель, реализованная в программном коде, включает в себя модели таких физических процессов, как:

- ◆ изменение температуры в твэле с учётом перераспределения пористости, концентрации плутония и кислорода;
- ◆ изменение температуры теплоносителя по высоте ТВС;
- ◆ процесс перестройки структуры топливного сердечника: изменение структуры и геометрии топливного сердечника, образование и эволюция центральной газовой полости;
- ◆ перераспределение концентрации кислорода в результате термодиффузии;
- ◆ перераспределение концентрации плутония в результате термодиффузии вследствие испарения и конденсации;
- ◆ изменение напряжения в топливе и оболочке твэла.

Проверку корректности решения механической задачи проводили, сравнивая результаты численных расчётов с известными аналитическими решениями. Для сопоставления численного и аналитического решения в качестве тестовой использовали задачу определения распределения напряжения в нагруженной внутренним давлением толстостенной трубе с днищами. Были рассмотрены следующие варианты тестовой задачи, имеющие аналитические решения: 1) упругое, 2) термоупругое, 3) упругопластическое при линейном упрочнении, 4) при установившейся ползучести. Подробно рассмотрено решение механической задачи при установившейся ползучести. Исходные данные задачи:

Внутреннее давление	$4,9 \cdot 10^6$ Па
Радиус трубы, мм:	
внутренний	3,05
внешний	3,45
Модуль Юнга ²⁷	$161,8 \cdot 10^9$ Па
Коэффициент:	
Пуассона ²⁸	0,5
температурного расширения	$1,75 \cdot 10^{-5}$ К ⁻¹
Температура	970 К
Параметры закона ползучести:	
Показатель степени	5,4
Модуль радиационной ползучести	1 000
Энергия активации.....	31 200

Распределение напряжения под действием равномерного распределения температуры и внутреннего давления при установившейся ползучести в цилиндрической системе координат²⁹ имеет вид

$$\sigma_r(r) = \frac{pR_1^{2/n}}{R_2^{2/n} - R_1^{2/n}} \left(1 - \frac{R_2^{2/n}}{r^{2/n}} \right), \quad (1.12)$$

$$\sigma_\theta(r) = \frac{pR_1^{2/n}}{R_2^{2/n} - R_1^{2/n}} \left(1 + \frac{2-n}{n} \frac{R_2^{2/n}}{r^{2/n}} \right), \quad (1.13)$$

²⁷ Модуль Юнга — физическая величина, характеризующая свойства материала сопротивляться растяжению, сжатию при упругой деформации, названная в честь английского физика, механика Томаса Юнга. — Прим. ред.

²⁸ Коэффициент Пуассона — упругая константа, величина отношения относительного поперечного сжатия к относительному продольному растяжению; назван в честь французского математика, механика и физика Симеона Дени Пуассона. — Прим. ред.

²⁹ Малинин Н.Н. Прикладная теория пластичности и ползучести. — М.: Машиностроение, 1968. — 400 с.

$$\sigma_z(r) = \frac{pR_1^{2/n}}{R_2^{2/n} - R_1^{2/n}} \left(1 - \frac{n-1}{n} \frac{R_2^{2/n}}{r^{2/n}} \right), \quad (1.14)$$

где σ_r и σ_θ – радиальное и окружное напряжение в точках с координатой r соответственно, Па; σ_z – осевое напряжение, Па; R_1 и R_2 – внутренний и внешний радиус трубы соответственно, мм; p – внутреннее давление, Па; n – показатель степени при интенсивности напряжения в законе ползучести.

Сопоставление аналитического решения и результатов расчёта напряжения проводили для четырёх и шестнадцати расчётных слоёв по радиусу твэла. Максимальная неопределённость рассчитанных для 16 слоёв значений радиального напряжения составила 3,47 %, окружного – 0,35 %, осевого – 0,88 % (рис. 1.52).

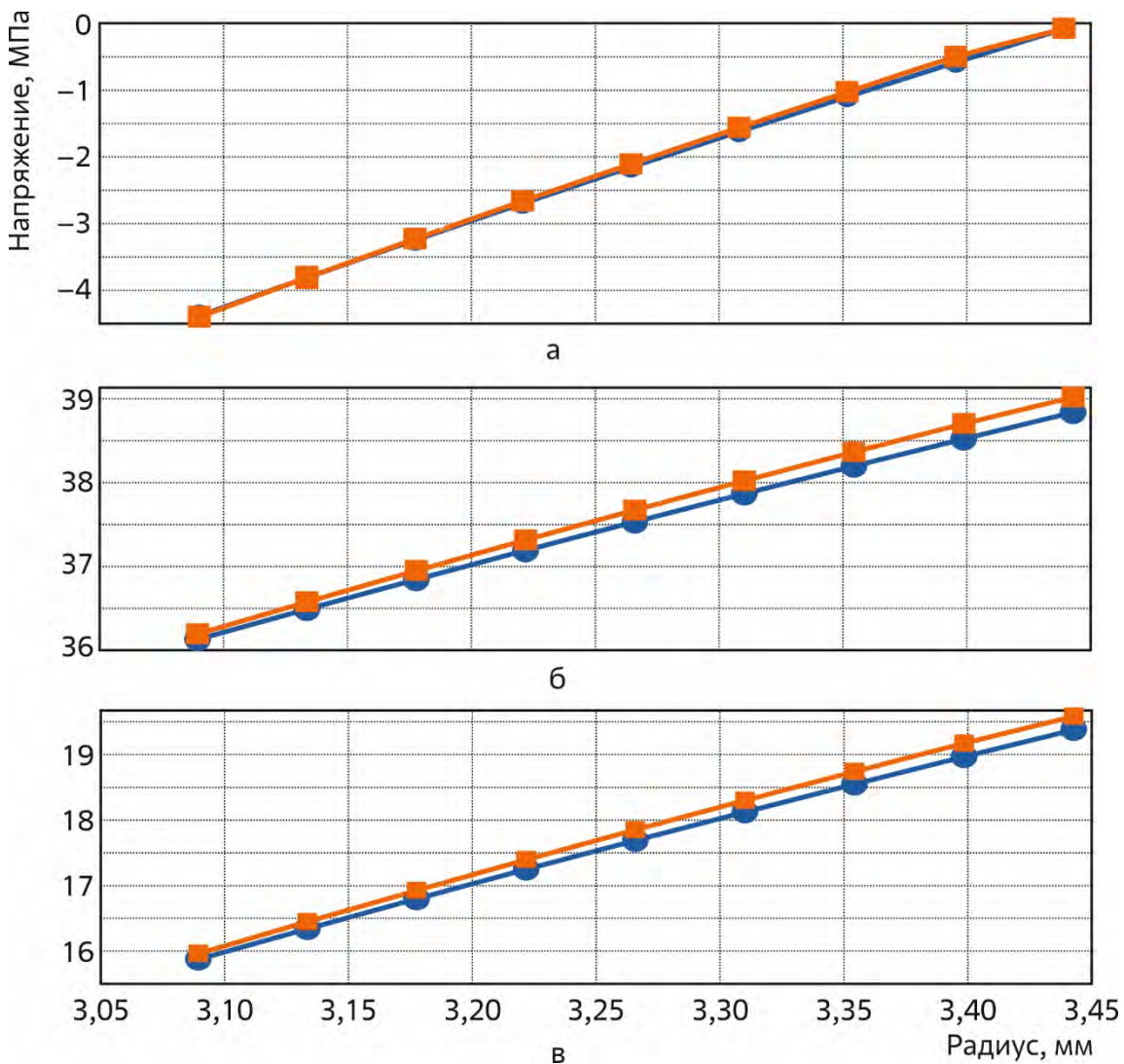


Рис. 1.52. Сопоставление результата расчёта (■) с аналитическим решением (●) для радиального (а), окружного (б), осевого (в) напряжения

Расчёт задачи при установившейся ползучести необходимо проводить на пространственной сетке с мелким шагом. Это обеспечивает высокую точность расчёта и сходимость с аналитическим решением.

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ЗАГРУЗКИ И АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РАБОТЫ РЕАКТОРА МИР В 2022 ГОДУ

В реакторе МИР [1] можно проводить длительные ресурсные испытания твэлов, ТВС, конструкционных материалов, исследования поведения топлива действующих и перспективных реакторных установок в переходных и аварийных режимах эксплуатации, наработку радионуклидов. Используемый в качестве материала кладки активной зоны бериллий влияет на основные нейтронно-физические характеристики реактора: эффективность рабочих органов системы управления и защиты, запас реактивности и подкритичность активной зоны. Изменение концентрации ядер-отравителей, или так называемое отравление бериллия [2], в активной зоне на протяжении всего периода эксплуатации реактора приводит к тому, что при схожей компоновке активной зоны нейтронно-физические характеристики могут существенно отличаться.

При выборе варианта загрузки активной зоны для очередной кампании необходимо учитывать ряд факторов: распределение энерговыделения в течение предыдущей кампании, изменение положения рабочих органов системы управления и защиты, концентрации ядер-отравителей в бериллиевых блоках. В зависимости от экспериментальных задач мощность рабочих ТВС в ячейках активной зоны может меняться в широких пределах. Это приводит к неравномерному накоплению и выгоранию ядер-отравителей. Для оперативной оценки влияния отравления бериллия разработана и аттестована методика [3], которая позволяет определять и отслеживать как текущие значения концентрации всех продуктов взаимодействия бериллия с нейтронами, так и выполнять прогнозные расчёты на определённую дату, например на момент окончания планового предупредительного ремонта. Таким образом, непрерывный контроль параметров реактора, анализ показателей его эксплуатации в прошлые кампании играет решающую роль при принятии решений по компоновке активной зоны для очередной кампании.

В отчётный период проведено 19 кампаний, что на две больше, чем в 2021 году, число краткосрочных кампаний для испытаний топлива в условиях, моделирующих переходные или аварийные режимы эксплуатации, увеличилось до восьми, тогда как в 2021 году была только одна. В числе основных направлений экспериментальных исследований:

- ♦ испытания экспериментальных твэлов с ураноциркониевым топливом, облучённых до заданного выгорания в переходных и аварийных режимах;
- ♦ испытания твэлов в режимах, моделирующих аварии с несанкционированным вводом реактивности (четыре эксперимента RIA) и потерей теплоносителя (четыре эксперимента LOCA);
- ♦ испытания твэлов с толерантным топливом в геометрии размещения твэлов в ТВС реакторов ВВЭР и PWR;
- ♦ наработка иридия-192 и тяжёлых изотопов плутония.

По числу краткосрочных экспериментов отчётный год сопоставим с 2020 годом (табл. 1.14) [4]. Существенно отличаются коэффициенты использования петлевых каналов — в отчётном периоде количество незадействованных петлевых каналов снизилось до пяти за год. Энергонаработка и коэффициент использования реактора различаются незначительно. Благодаря оптимизации компоновки активной зоны и последовательности проведения экспериментов удалось достичь увеличения среднего выгорания топлива на начало и конец кампании (рис. 1.53). Отчасти данный положительный эффект связан и со снижением длительности краткосрочных кампаний (рис. 1.54).

Таблица 1.14

Характеристика кампаний реактора МИР

Год	Число кампаний		Энергона- ботка, МВт·ч	Коэффициент использования, %		Расход необлучённых ТВС, шт.	Среднее выгорание топлива в ТВС на период кампании, %	
	общее	кратко- срочных		реактора	петлевых каналов		на начало	на конец
2020	19	8	189 391	57,4	65,7	77	20,5	23,8
2022			191 667	57,0	87,7	78	22,2	26,8

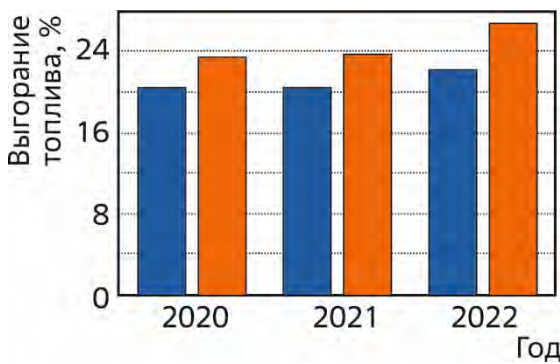


Рис. 1.53. Изменение среднего выгорания топлива в ТВС на начало (■) и конец (■) кампании

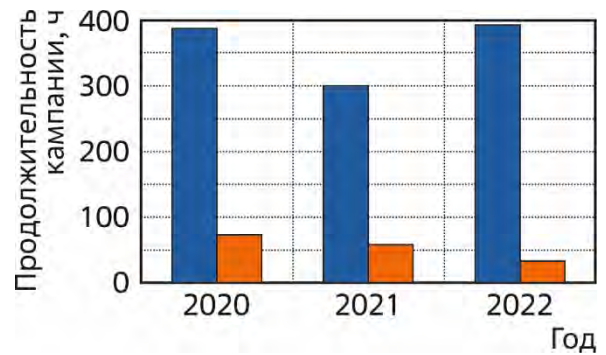


Рис. 1.54. Средняя продолжительность ресурсных (■) и краткосрочных (■) кампаний

Увеличение средней продолжительности ресурсных испытаний составило примерно 1,7% с одновременным снижением на 0,4% коэффициента использования реактора (см. табл. 1.14). Длительность кампаний и особенности испытаний экспериментальных устройств во многом определяют диапазон мощности эксплуатации реактора (рис. 1.55).

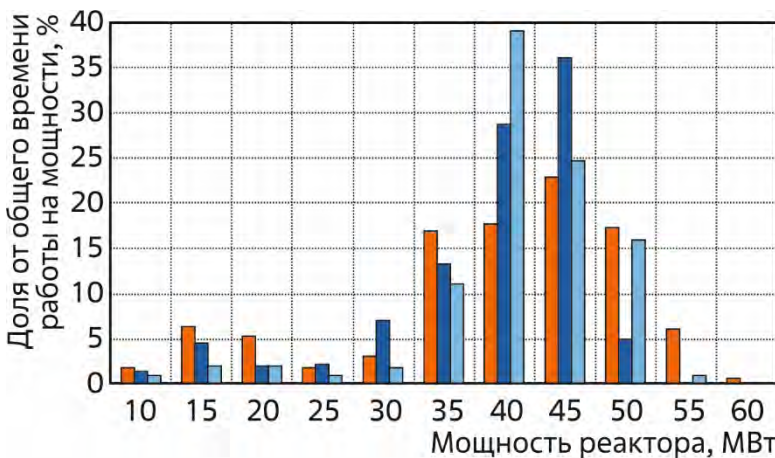


Рис. 1.55. Продолжительность работы реактора на различной мощности в 2020 (■), 2021 (■) и 2022 (■) годах

За последние три года реактор в основном эксплуатировали на мощности от 35 до 50 МВт. При этом распределение вклада отдельных диапазонов мощности различается:

- ♦ в 2020 году работа на мощности 35–50 МВт от общего времени работы на мощности составляла примерно равные доли – 16,7, 17,8, 22,8 и 17,3% (см. рис. 1.55);
- ♦ в 2021 в связи с тем, что увеличились число одновременно испытываемых в активной зоне устройств и продолжительность остановки реактора, а также появилась связанная

с этим необходимость поддержания режимов испытаний в условиях отравления бериллиево-кларидной кладки, мощность реактора пришлось поддерживать на уровне 40–45 МВт чуть более чем две трети от общего времени работы реактора.

В отчётном периоде доля работы реактора на мощности от 40 МВт выросла почти на треть, при этом сократилось время работы на мощности 35 МВт. По сравнению с 2020 годом время работы на мощности 45–50 МВт осталось на том же уровне. Смещение мощности реактора в диапазон выше 40 МВт (около 80 % от общего времени работы) связано с постепенным увеличением задействованного экспериментального объёма и повышением средней мощности, требуемой для обеспечения параметров испытаний устройств, а также характером краткосрочных кампаний, половина из которых — эксперименты LOCA, когда в бериллии активно накапливается гелий-3.

Таким образом, по сравнению с 2020 годом (см. табл. 1.14) при одинаковом количестве краткосрочных экспериментов, сопоставимых значениях годовой энергонаработки и расхода топлива удалось обеспечить рост среднего выгорания топлива в активной зоне на начало и конец кампании (см. рис. 1.53), более высокую продолжительность ресурсных испытаний (см. рис. 1.54) в условиях увеличения мощности (см. рис. 1.55) и задействованного экспериментального объёма реактора.

Компоновка активной зоны, кроме режимов облучения, должна обеспечивать непревышение эксплуатационных пределов, связанных с реактивностью. В 2022 году эффективность рабочих органов менялась в широком диапазоне, однако во всех кампаниях было обеспечено их соответствие установленным пределам. Минимальная подкритичность активной зоны при перегрузке была в 1,8 раза выше, а максимальный реализованный запас реактивности — в 1,7 раза меньше паспортных значений (табл. 1.15).

Таблица 1.15

Характеристики реактора по результатам градуировок органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$

Параметр	Значение показателя		
	после градуировки	среднее	по паспорту
Запас реактивности	1,3–22,0	15,1	39,0
Подкритичность активной зоны при взведённых рабочих органах аварийной защиты	12,8–22,4	17,1	Не менее 6,8
Эффективность рабочих органов:			
аварийной защиты и компенсации реактивности	0,08–2,88	0,91	0,065–3,200
автоматического регулирования	0,38–0,63	0,58	0,100–0,700
каналов с догрузкой	0,09–5,98	1,06	0,080–7,000

Реализованные компоновки активной зоны реактора МИР позволили обеспечить соответствие параметров, важных для ядерной безопасности, проектным значениям и требуемые режимы испытаний экспериментальных ТВС и облучательных устройств дляработки радионуклидов.

Список литературы

1. Исследовательские ядерные установки России / под ред. Н.В. Архангельского, И.Т. Третьякова, В.Н. Федулина. — М.: ОАО «НИКИЭТ», 2012. — 330 с.

2. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления гелия-3 и лития-6 в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР // Атомная энергия, 2008. Т. 104, вып. 2. С. 84–88.
3. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В., Овчинников А.Б. Учёт накопления ядер лития-6 и гелия-3 в бериллиевых блоках при определении нейтронно-физических характеристик реактора МИР // Известия высших учебных заведений, серия «Ядерная энергетика», 2008. № 3. С. 31–36.
4. Зайченко П.А., Малков А.П., Калыгин В.В., Фомин Д.В. Анализ работы реактора МИР. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 72–74. — 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-2020_1.pdf (дата обращения: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=47293700>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293875&pff=1> (дата обращения: 08.12.2022).

П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Калыгин, А.А. Хохлин, А.В. Серкин

ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И ОБЕСПЕЧЕНИЕ ТРЕБОВАНИЙ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА СМ

Для повышения эффективности использования реактора СМ, обеспечения требований безопасности и условий выполнения экспериментальных работ, обоснования выбора компоновки активной зоны перед каждой кампанией, разработки и совершенствования методик определения нейтронно-физических характеристик реактора, верификации расчётных методик, выявления проблемных вопросов необходимо проводить систематический анализ физических и эксплуатационных характеристик.

В отчётном году, как и в предыдущем³⁰, было проведено 32 кампании. На плановом предупредительном ремонте реактор был с 20 июня по 25 июля 2022 года, временной коэффициент использования мощности за год составил 0,68. В табл. 1.16. представлены усреднённые по всем кампаниям основные эксплуатационные и физические характеристики реактора СМ, которые в отчётном году не претерпели особых изменений: разница в среднем выгорании топлива составила 0,7–0,8 % при неизменной массе урана-235 в активной зоне вследствие длительного облучения в 2021 году тепловыделяющих сборок

³⁰ Ханбиков Р.З., Митрофанов И.В., Малков А.П., Пайдулов А.В. Характеристики активной зоны и обеспечение требований ядерной безопасности при эксплуатации реактора СМ после модернизации. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 86–89. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 22.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49749346&pff=1> (дата обращения: 22.12.2022).

с экспериментальным каналом в двух ячейках активной зоны, примыкающих к нейтронной ловушке.

Таблица 1.16

Эксплуатационные и физические характеристики реактора

Параметр	Год	
	2021	2022
Выгорание топлива в активной зоне с учётом и без учёта* топливных подвесок компенсирующих органов, %:		
в начале кампании	16,3 (16,5)	17,0 (17,3)
в конце кампании	18,6 (19,0)	19,4 (19,8)
Масса урана-235 в активной зоне в начале кампании с учётом и без учёта* топливных подвесок компенсирующих органов, кг	29,7 (25,8)	29,6 (25,8)
Расход необлучённых ТВС:	79	75
В том числе:		
в среднем за кампанию	2,5	2,3
в среднем на 1 000 МВт · сут	3,7	3,5
Продолжительность кампании, сут	7,7	7,6
Выгорание топлива в выгруженных ТВС с учётом повторно возвращаемых в активную зону, %	31,2	31,8
Энерговыработка за кампанию, МВт · сут	663,8	670,0
Масса урана-235, выгоревшего за кампанию, кг	0,85	0,86
Темп потери реактивности на выгорание топлива, $\beta_{эфф}/(\text{МВт} \cdot \text{сут})$	0,0043	0,0045
Компенсирующая способность рабочих органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$	13,1	13,6
Запас реактивности в начале кампании после остановки более 3 сут, $\beta_{эфф}$	9,5	9,3
Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и введённых в активную зону остальных органах системы управления и защиты после перегрузки реактора, $\beta_{эфф}$	3,6	4,3

* В скобках приведено значение без учёта топливных подвесок компенсирующих органов.

Визуализация показателей использования топлива реактора СМ для каждой проведённой кампании представлена на рис. 1.56, где среднее выгорание топлива и масса урана-235 в активной зоне с учётом и без учёта выгорания в топливных подвесках компенсирующих органов приведены на начало кампании, а среднее выгорание топлива в выгружаемых ТВС указано на конец рассматриваемой кампании. Глубина выгорания топлива в выгруженных тепловыделяющих сборках менялась в пределах от 22 до 37 %. Наличие локальных минимумов вызвано временной выгрузкой частично выгоревших ТВС (с выгоранием топлива не более 19 %) для их дальнейшего облучения в последующих кампаниях, что делается с целью увеличения эффективности использования топлива. Замена топливных подвесок компенсирующих органов была проведена два раза, 17 февраля и 27 октября, во время длинных остановок перед кампаниями, что заметно по пересечению линий,

характеризующих среднее выгорание топлива по активной зоне с учётом и без учёта топливных подвесок компенсирующих органов (см. рис. 1.56).

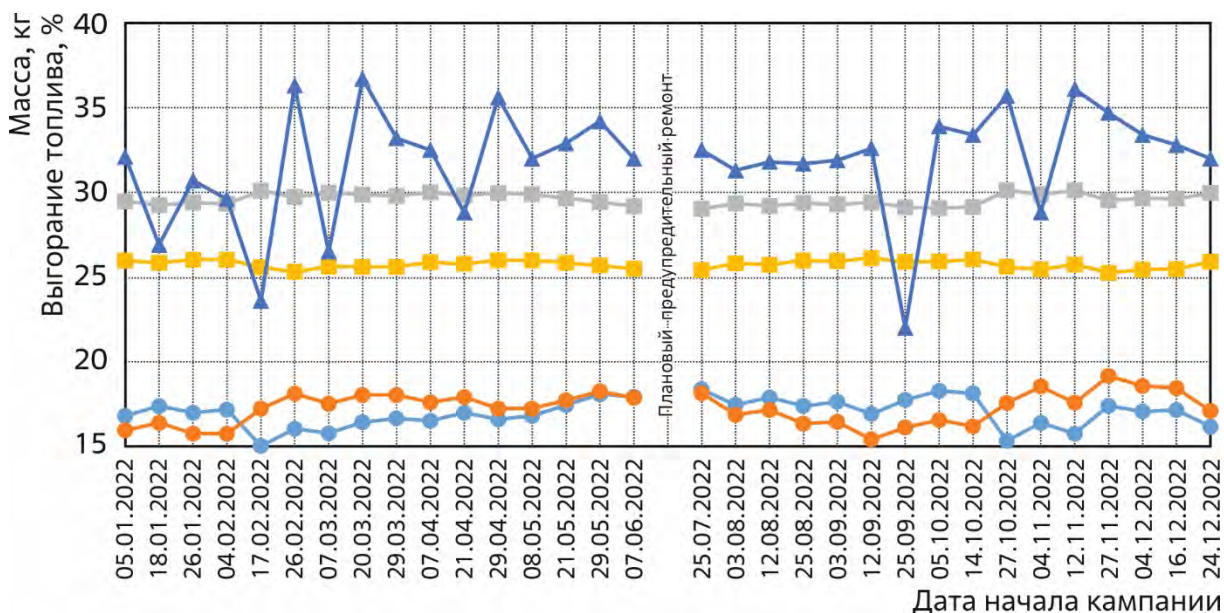


Рис. 1.56. Годовое изменение топливных характеристик реактора СМ: среднего выгорания в активной зоне с учётом (—●—) и без учёта (—○—) топливных подвесок, массы урана-235 с учётом (—■—) и без учёта (—□—) топливных подвесок и среднего выгорания топлива в выгруженных ТВС (—▲—)

В отчётном году было выполнено 11 градуировок рабочих органов системы управления и защиты, в ходе которых определяли их эффективность, запас реактивности и подкритичность при взведённых рабочих органах аварийной защиты и введённых в активную зону остальных рабочих органах системы управления и защиты (табл. 1.17). Все характеристики находились в пределах паспортных значений.

Таблица 1.17

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

Характеристика	Диапазон изменения	Среднее значение	Паспортные значения
Суммарная эффективность рабочих органов: аварийной защиты и компенсации реактивности:			
в зоне аварийной защиты	2,20–3,62	2,42	2,0–4,4
в зоне компенсации реактивности	3,78–5,06	4,40	2,4–5,6
компенсации реактивности, а также аварийной защиты и компенсации реактивности в зоне компенсации реактивности	11,6–15,9	13,6	7,6–19,6
Эффективность рабочего органа:			
компенсации реактивности	1,48–3,13	2,3	1,3–3,5
автоматического регулирования	0,03–0,06	0,04	0,01–0,4
Запас реактивности	7,9÷10,9	9,3	Не более 17
Подкритичность активной зоны	3,2–5,4	4,3	Не менее 1,5

График изменения реактивных параметров в отчётном году по результатам проведения экспериментального определения эффективности (градуировок) представлен на рис. 1.57.

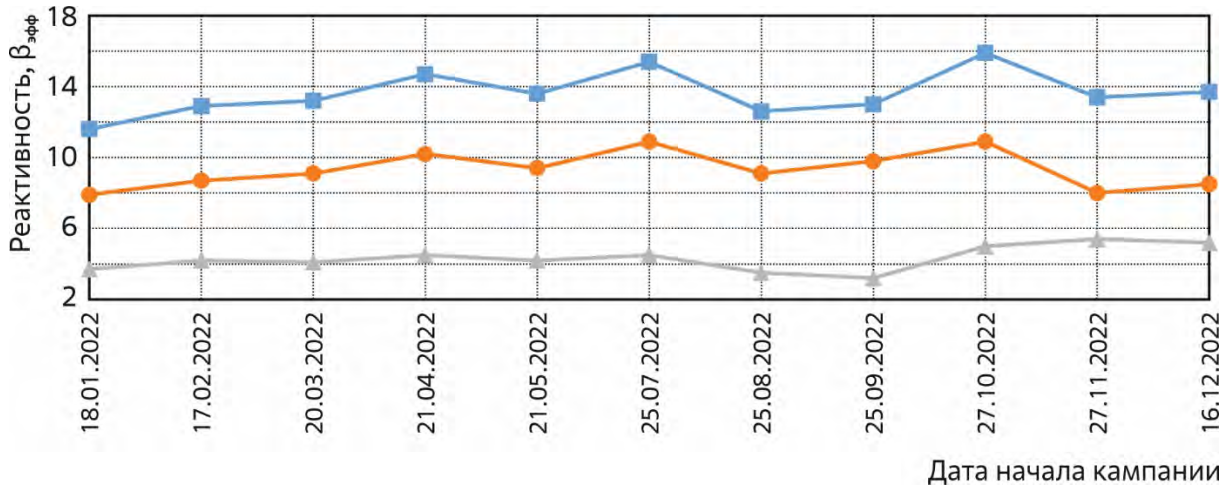


Рис. 1.57. Годовое изменение компенсирующей способности рабочих органов системы управления и защиты (—■—), запаса реактивности (—●—) и подкритичности (—▲—) активной зоны

При градуировках были определены характеристики рабочих органов компенсации реактивности с различным выгоранием топлива в подвесках (рис. 1.58).

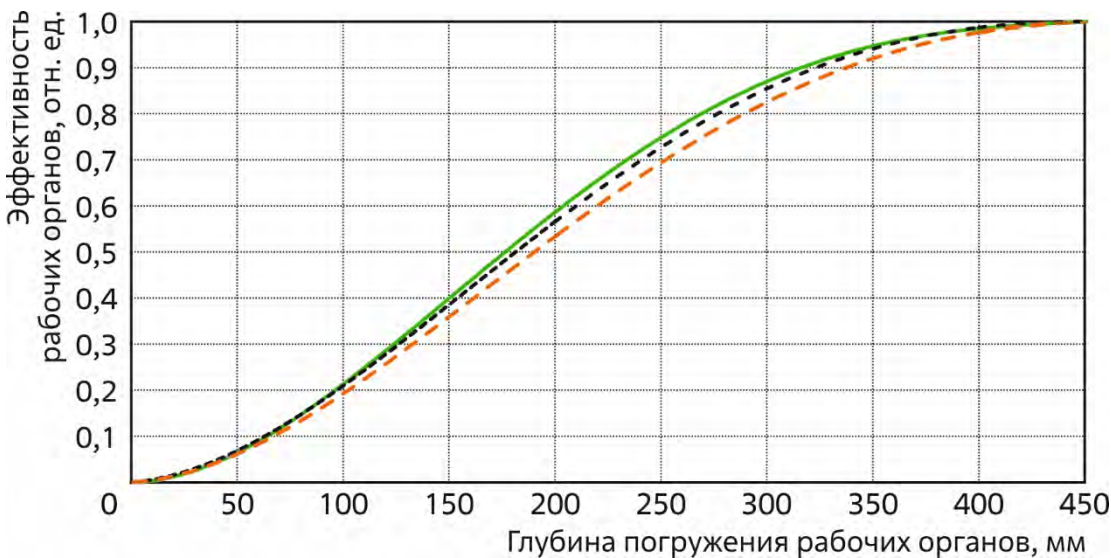


Рис. 1.58. Усреднённые градуировочные кривые рабочих органов компенсации реактивности при различном выгорании топлива в подвесках: 0 (—) 19,9 (.....), 28,3 (— · —) %

На рис. 1.59 приведены сведения по энерговыработке и темпу потери реактивности на выгорание топлива реактора в отчётном году: уровень фактической энерговыработки находится в одних и тех же пределах, а темп потери реактивности на выгорание топлива коррелирует как с сезонными колебаниями температуры, так и с изменением температуры теплоносителя реактора после очистки теплообменников.

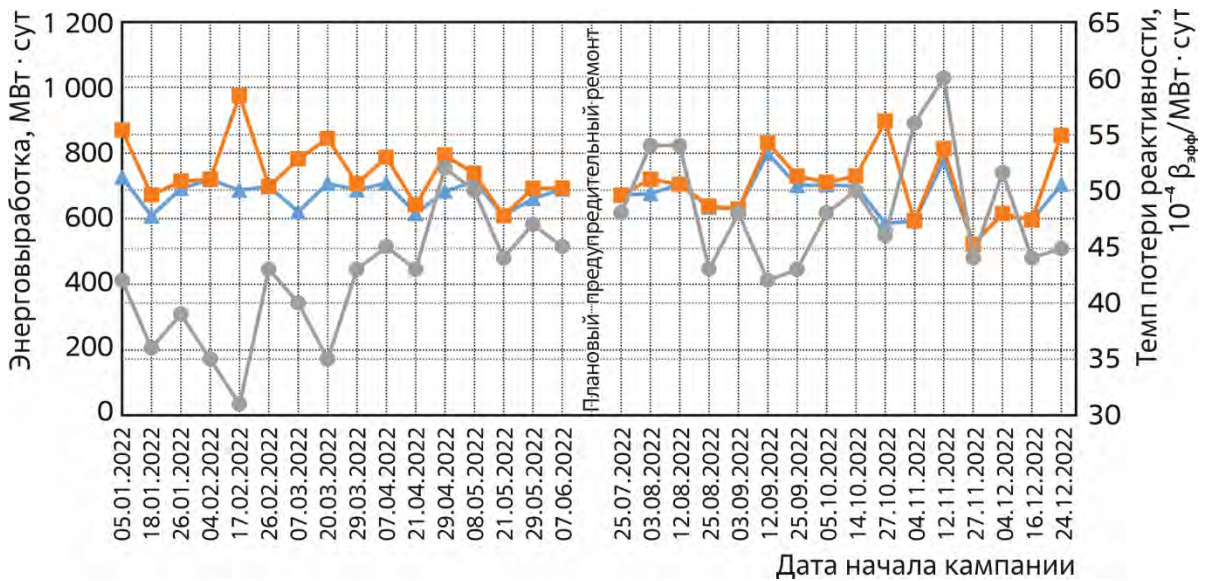


Рис. 1.59. Годовое изменение энерговыработки за кампанию (—▲—) и по исчерпанию запаса реактивности (—●—), а также темпа потери реактивности на выгорание топлива (—●—)

Нарушений требований ядерной безопасности эксплуатации реактора СМ допущено не было.

Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов

ОРГАНИЗАЦИЯ МЕТОДИЧЕСКОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ РЕАКТОРА СМ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ

Модернизация реактора СМ [1] оказала влияние на нейтронно-физические характеристики реактора, в частности на распределение энерговыделения в активной зоне. Это потребовало доработать методики, используемые для сопровождения эксплуатации реактора, в первую очередь оперативную инженерную методику расчёта энерговыделения и выгорания топлива в тепловыделяющей сборке [2]. Для решения этой задачи с помощью имитатора активной зоны IMCOR_SM [3] были выполнены расчётные исследования, по результатам которых получены аппроксимационные зависимости энерговыделения в ТВС для модернизированной активной зоны от положения рабочих органов системы управления и защиты, распределения топлива в активной зоне, типа используемых тепловыделяющих сборок и массы урана-235 в них, загрузки ячеек нейтронной ловушки. Вновь полученные зависимости были интегрированы в инженерную методику вместо использовавшихся ранее.

С целью проведения валидации доработанной методики сравнили результаты расчётов распределения энерговыделения и выгорания топлива в ТВС, полученные с её использованием и с помощью имитатора активной зоны IMCOR_SM. В качестве данных для анализа брали показатели 42 реальных кампаний реактора с момента его пуска после модернизации в октябре 2020 года по декабрь 2021 года включительно [4]. Отклонение результатов расчёта энерговыделения и выгорания топлива, полученных с помощью инженерной методики от результатов расчёта в имитаторе IMCOR_SM, для разных типов используемых ТВС приведено в табл. 1.18.

Таблица 1.18

Отклонение результатов расчёта³¹, %

Вид расчёта	Тип ТВС			Метрологические характеристики инженерной методики
	184.08	184.09	184.10	
Расчёт энерговыделения:				
среднего	1,9	4,6	2,2	8,5
максимального	8,2	8,1	6,1	
Расчёт выгорания топлива:				
среднего	0,8	1,6	1,5	9,2
максимального	8,9	8,3	8,0	

В связи с вводом в действие нового комплекта аппаратуры системы управления и защиты, изменением состава и конструкции её рабочих органов были актуализированы методики, используемые для определения реактивных параметров реактора. Определение эффективности рабочих органов (градуировка) проводят двумя способами: с помощью реактиметра и метода перекомпенсации. В первом случае для расчёта реактивности используют обращённое уравнение кинетики, которое введено в программное обеспечение реактиметра для расчёта значения введённой реактивности. Данное значение отображается на жидкокристаллическом дисплее, находящемся на пульте управления. Суть второго метода заключается в том, что введённая градуируемым органом реактивность компенсируется другим органом, эффективность которого известна. В табл. 1.19. представлены метрологические характеристики методики экспериментального определения эффективности рабочих органов системы управления и защиты.

Таблица 1.19

Относительная неопределённость значений эффективности рабочих органов

Назначение рабочего органа	Метод построения градуировочной характеристики	Неопределённость, %
Аварийная защита и компенсация реактивности	Использование реактиметра	±4,5
	Метод перекомпенсации	
Компенсация реактивности	Использование реактиметра	±5
	Метод перекомпенсации	
Автоматическое регулирование	Использование реактиметра	±4,5
	Метод перекомпенсации	

Значение запаса реактивности определяли суммированием относительной эффективности участков рабочих органов системы управления и защиты, находящихся в заданный момент в активной зоне реактора (эффективность рабочих органов получена расчётно-экспериментальным способом в ходе градуировки перед началом кампании). Значение подкритичности определяли вычитанием заданного запаса реактивности из суммарной эффективности рабочих органов компенсации реактивности и аварийной защиты и компенсации реактивности (зону аварийной защиты не учитывали). Относительная

³¹ Здесь и далее в таблицах статьи при доверительной вероятности 0,95. — Прим. авт.

неопределённость расчёта значений запаса реактивности и подкритичности активной зоны не превысила 5 и 5,5 % соответственно.

В новой аппаратуре системы управления и защиты для контроля мощности используют четыре канала контроля нейтронного потока. Для определения функциональной зависимости между данными этих каналов и мощностью реактора разработана методика градуировки каналов контроля плотности нейтронного потока по тепловой мощности. Зависимость в области увеличения мощности реактора с нулевого до автоматического уровня 2,5 МВт описывают линейной функцией, параметры в которой определяют аппроксимацией. В области от автоматического уровня до номинальной мощности 90 МВт зависимость имеет вид полинома второй степени, как и в предыдущем случае, параметры квадратичной зависимости рассчитывают с помощью аппроксимации. Для построения калибровочной зависимости использовали показания каналов аппаратуры контроля нейтронного потока и положение рабочих органов компенсации реактивности, тепловую мощность определяли по измерениям теплотехнических параметров. В табл. 1.20 приведены метрологические характеристики методики по градуировке каналов аппаратуры контроля плотности нейтронного потока по тепловой мощности реактора в различных её диапазонах.

Таблица 1.20

**Относительная расширенная неопределённость
методики градуировки каналов контроля по тепловой мощности, %**

Тепловая мощность, МВт	Каналы аппаратуры контроля нейтронного потока			
	АКНП-1	АКНП-2	АКНП-3	АКНП-4
0–5	25	36	41	
5–25	4			7
25–50	3	4	3	
50–75		3		
75–90				

Список литературы

1. Тузов А.А., Ижутов А.Л., Петелин А.Л. и др. Реализация проекта по модернизации активной зоны реактора СМ. — Сборник тезисов докладов Международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 19–21 мая 2021 г. [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (2,5 Мб). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 4. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/tezisy_bezopasnost_iyau_19-21.05.21.pdf (дата обращения: 26.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=45956203&selid=45956859>, на сам доклад URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=45956664&pff=1> (дата обращения: 26.01.2023).
2. Митрофанов И.В., Малков А.П., Пайдулов А.В. и др. Разработка алгоритма расчёта энерговыделения и выгорания топлива в модернизированной активной зоне реактора СМ // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2020. Вып. 3. С. 12–22. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская дея-

тельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5743> (дата обращения: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=44201503>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44201505> (дата обращения: 08.12.2022).

3. Ванеев Ю.Е., Кудояров Р.Р., Малков А.П., Марихин Н.Ю. Программные средства-имитаторы активных зон исследовательских реакторов // Вопросы атомной науки и техники, серия «Математическое моделирование физических процессов», 2006. Вып. 4. С. 115–121.
4. Митрофанов И.В., Малков А.П., Пайдулов А.В. и др. Разработка и валидация методики расчёта распределения энерговыделения и выгорания топлива по данным первого этапа работы реактора СМ после модернизации. — Тезисы докладов XXII Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 24–27 мая 2022 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 50–51. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/tezisy_dokladoviyau_2022_in.pdf (дата обращения: 26.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=48594789&selid=48594813>, на сам доклад URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=48594812&pff=1> (дата обращения: 26.01.2023).

Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов

ОСОБЕННОСТИ ВЫБОРА ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА РБТ-10/2 В 2022 ГОДУ

Реактор РБТ-10/2 переведён на новый вид топлива [1]. В процессе перевода характеристики каждой загрузки активной зоны предварительно определяли расчётным способом. Начиная с картограммы кампании 250 применяемую при определении расчётных характеристик модель корректировали с учётом полученных экспериментальных данных для активной зоны, полностью сформированной из тепловыделяющих сборок с более ураноёмким топливом. Уточнение подходов к выбору загрузки активной зоны реактора актуально по ряду причин:

1. В результате модернизации реактора СМ [2] средняя глубина выгорания топлива в отработавших тепловыделяющих сборках, которые затем используют в реакторе РБТ-10/2, снизилась с 40,1 до 31,2 % [3];
2. Из-за снижения глубины выгорания топлива в догружаемых в активную зону реактора тепловыделяющих сборках увеличились эффекты реактивности при перегрузке сборок и коэффициенты неравномерности энерговыделения;
3. При достижении допустимой глубины выгорания топлива, равной 53 %, в тепловыделяющих сборках их необходимо выгружать из активной зоны;
4. Количество устройств для наработки молибдена-99, которые оказывают значительное влияние на реактивность и распределение энерговыделения в активной зоне, меняется от кампании к кампании.

В отчётном году из-за снижения выгорания топлива в догружаемых ТВС уменьшилось среднее выгорание топлива и возросла масса урана-235 в активной зоне реактора РБТ-10/2 (рис. 1.60).

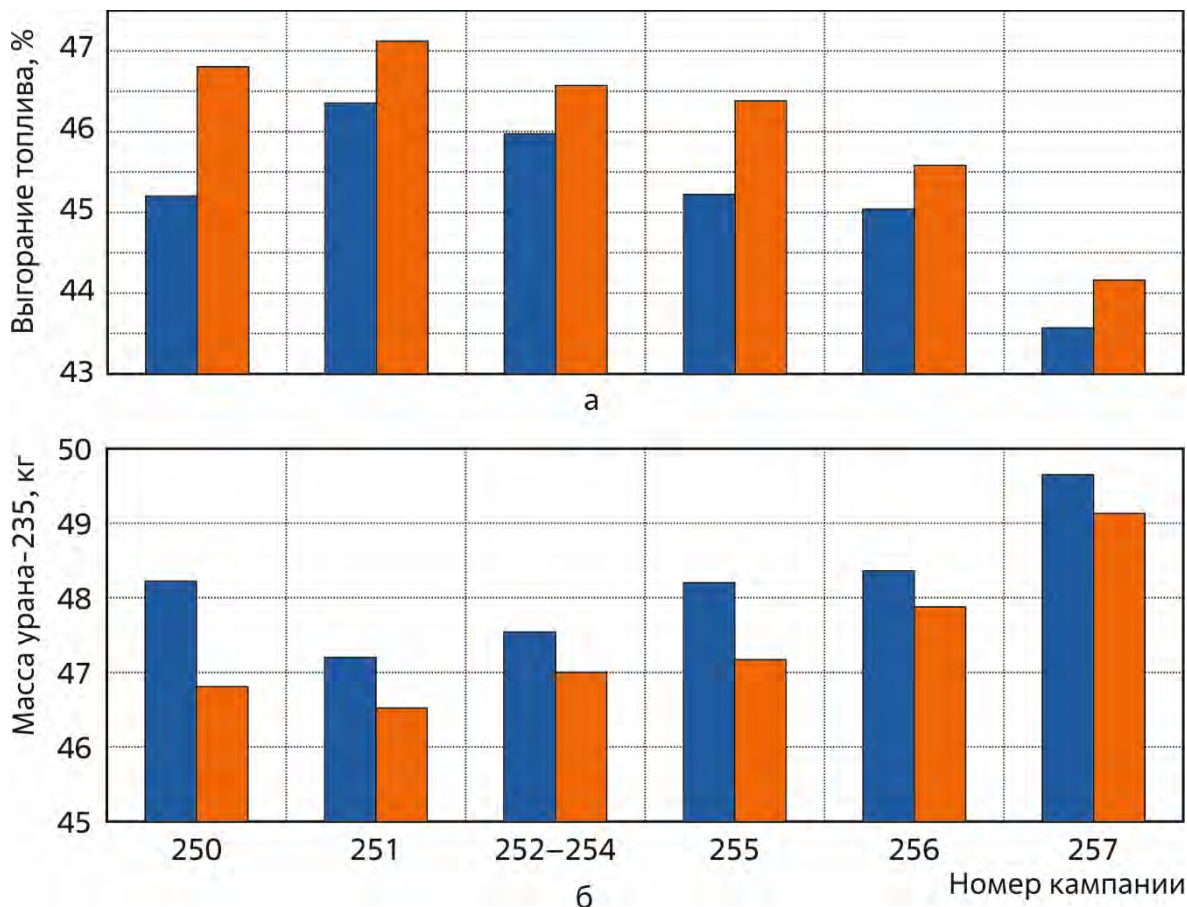


Рис. 1.60. Изменение среднего выгорания (а) и массы (б) топлива в ТВС активной зоны после перевода на новое топливо на начало (■) и конец (■) кампании

Увеличение массы топлива в активной зоне привело к росту запаса реактивности и снижению подкритичности на начало кампаний реактора. Для частичной компенсации роста запаса реактивности начиная с 253-й кампании была проведена замена части экспериментальных каналов в активной зоне (рис. 1.61) на стальные вытеснители (кассеты). Различное заполнение экспериментальных ячеек влияет на реактивностные параметры активной зоны, эффективность рабочих органов системы управления и защиты, распределение энерговыделения. Сведения о загрузке экспериментальных ячеек реактора РБТ-10/2 в 2022 году вытеснителями (стальными, алюминиевыми, бериллиевыми кассетами) и облучательными устройствами представлены в табл. 1.21.

Увеличение запаса реактивности, повышенная неравномерность распределения топлива в активной зоне, различное заполнение экспериментальных каналов накладывают жёсткие требования к выбору загрузки активной зоны как по расположению тепловыделяющих сборок для неперевышения допустимых значений коэффициентов неравномерности энерговыделения и максимальной мощности ТВС, так и по обоснованию заполнения экспериментальных ячеек. Для обеспечения требований ядерной безопас-

ности и заданных условий облучения экспериментальных устройств при выборе загрузки активной зоны расчётным способом определяют физические характеристики активной зоны с планируемой компоновкой. Расчёт нейтронно-физических характеристик проводят в трёхмерной геометрии с помощью численной модели реактора РБТ-10/2 [4], которая создана с использованием пакета прикладных программ MCU — версии MCU-PTR [5] (табл. 1.22).

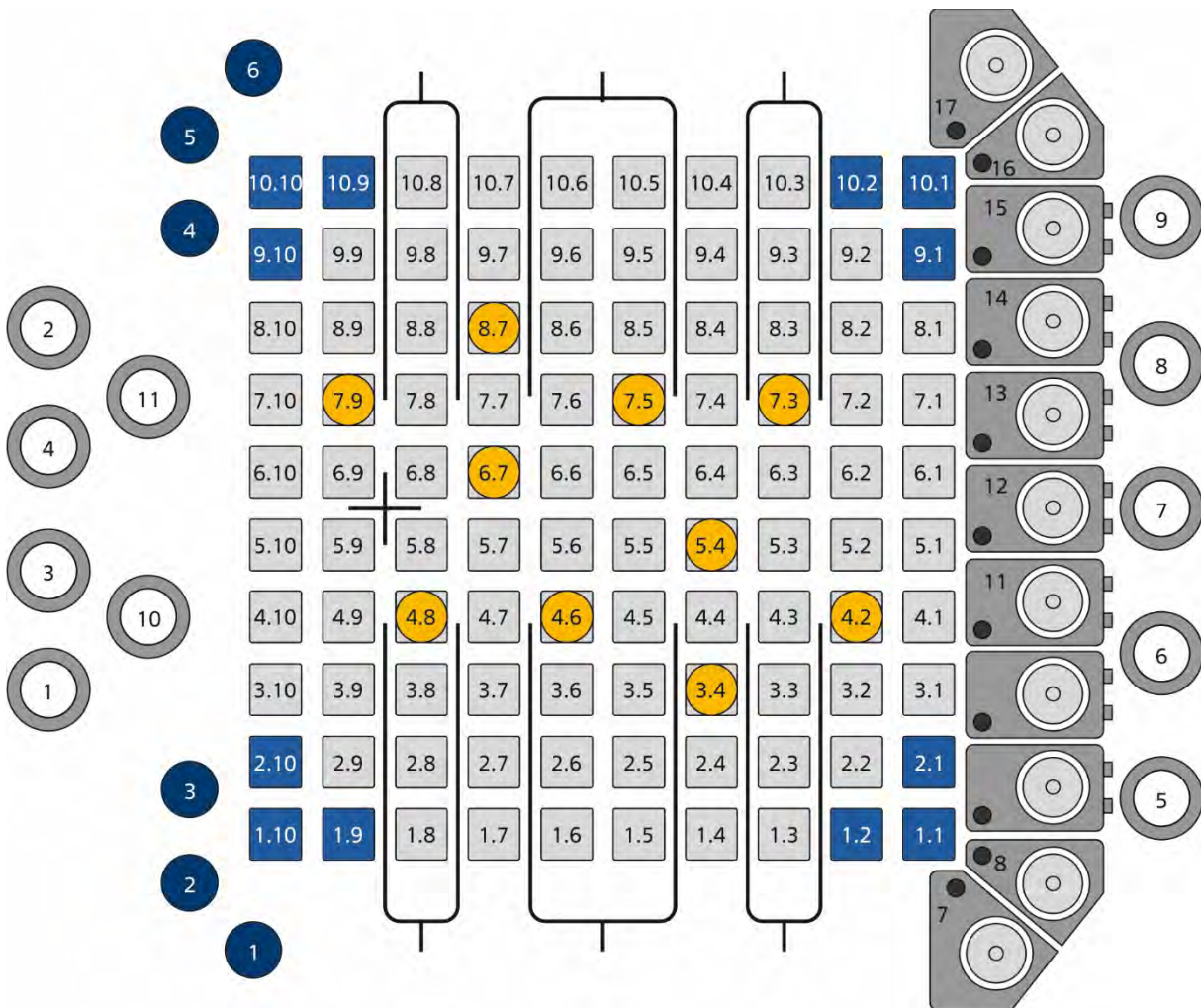


Рис. 1.61. Картограмма активной зоны реактора РБТ-10/2

с указанием номеров ячеек, камер, каналов:

- — тепловыделяющая сборка;
- ⊕ — рабочий орган автоматического регулирования;
- ⊥ — рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности;
- — бериллиевый блок отражателя;
- — экспериментальный канал;
- — ионизационная камера;
- — канал для ядерного легирования кремния;
- ⊙ — канал для облучения минералов

Таблица 1.21

Загрузка экспериментальных ячеек

Номер ячейки	Номер кампании							
	250	251	252	253	254	255	256	257
3-4	Алюминиевая кассета			Устройство для наработки молибдена-99		Устройство для наработки йода-131	Канал с водой	Устройство для наработки молибдена-99
4-2				Алюминиевая кассета				Алюминиевая кассета
4-6	Бериллиевая кассета	Устройство для наработки молибдена-99					Стальная кассета	Устройство для наработки йода-131
4-8	Алюминиевая кассета			Стальная кассета	Устройство для наработки йода-131	Алюминиевая кассета		
5-4	Бериллиевая кассета	Устройство для наработки молибдена-99	Стальная кассета	Алюминиевая кассета	Стальная кассета			
6-7	Устройство для наработки йода-131							
7-3	Алюминиевая кассета			Стальная кассета		Устройство для наработки молибдена-99	Устройство для наработки йода-131	Стальная кассета
7-5	Устройство для наработки йода-131						Стальная кассета	Устройство для наработки молибдена-99
7-9	Алюминиевая кассета							
8-7	Алюминиевая кассета			Стальная кассета		Алюминиевая кассета	Канал с водой	Устройство для наработки йода-131

Таблица 1.22

Расчётные значения основных физических характеристик реактора

Номер кампании	Неравномерность энерговыделения по сечению активной зоны (менее 1,95), отн. ед.	Максимальная мощность ТВС (не более 260), кВт	Запас реактивности (не более 9,00), $\beta_{эфф}$	Подкритичность (не менее 1,54), $\beta_{эфф}$
250	1,91	245 ± 12	4,02	3,99
251	1,92	246 ± 12	4,76	3,32
252–254	1,93	247 ± 12	5,89	2,37
255	1,90	243 ± 12	6,12	2,58
256		224 ± 11	5,56	3,84
257	1,93	248 ± 12	6,54	2,75

Примечания. В скобках указано значение эксплуатационного предела. Неопределённость измерения максимальной мощности ТВС составила 0,5 %, отклонение от значения для запаса реактивности и подкритичности — ± 0,06 $\beta_{эфф}$. Кампании 252–254 различались только загрузкой экспериментальных каналов.

Для того чтобы проверить результаты расчёта и подтвердить соответствие реактивных характеристик выбранных компоновок активной зоны эксплуатационным пределам, для каждой компоновки с перегрузкой ТВС за рассматриваемый период было проведено экспериментальное определение эффективности (градуировка) рабочих органов системы управления и защиты. Градуировку проводили, используя специальное измерительное устройства — реактиметр, а также метод перекомпенсации с известной реактивностью по аттестованной методике. Неопределённость измерения эффективности рабочих органов автоматического регулирования составила 7 %, аварийной защиты и компенсации реактивности — 9 %, запаса реактивности и подкритичности — также 9 % (табл. 1.23 и 1.24).

Таблица 1.23

**Обобщённые результаты градуировки
рабочих органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$**

Номер кампании	Суммарная эффективность рабочих органов			Запас реактивности	Подкритичность
	аварийной защиты	компенсации реактивности	системы управления и защиты		
250	7,55	8,37	16,39	7,09	1,75
252	6,69	7,21	14,46	5,24	2,53
255	6,98	8,06	15,46	6,73	1,75
256*	9,78	8,55	18,33	5,56	3,84
257*	7,47	8,25	15,97	6,01	2,49

* Результаты получены нормированием расчётных значений, определённых с помощью программы MCU, на экспериментально полученные относительные градуировочные характеристики рабочих органов системы управления и защиты.

Таблица 1.24

**Результаты экспериментального определения эффективности
рабочих органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$**

Номер кампании	Номер рабочего органа и его назначение												
	Автоматическое регулирование	1		2		3		4		5		6	
		Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита
250	0,47	1,02	0,97	1,70	1,49	1,21	0,96	1,57	1,31	1,70	1,62	1,18	1,20
252	0,56	0,73	0,62	1,05	1,22	0,84	0,51	1,73	1,22	1,67	2,20		0,93
255	0,42	1,06	1,01	1,57	1,35	1,42	1,07	1,46		1,65	1,41	0,91	
256*	0,31	0,94	1,03	1,53	2,37	0,86		0,90	1,12	1,62	2,11	1,05	1,30
257*	0,25	0,85	0,81	1,97	1,72	1,34	1,06	0,95	0,79	1,77	1,69	1,37	1,40
Паспортные значения	0,20–0,60	0,65–2,20	0,45–1,95	0,95–2,80	1,20–3,20	0,65–2,20	0,45–1,95	0,65–2,20	0,45–1,95	0,45–1,95	0,95–2,80	0,65–2,20	0,45–1,95

* То же, что и в табл. 1.23.

Отличие расчётных и экспериментальных данных обусловлено отсутствием градуировочных зависимостей для активной зоны, полностью сформированной из ТВС с более ураноёмким топливом (кампания 250). Накопление массива данных в процессе эксплуатации позволяет проводить корректировку расчётной модели и уменьшать расхождение. Работа в данном направлении будет продолжена.

Расчётное определение характеристик активной зоны при выборе компоновок активной зоны реактора РБТ-10/2 для планируемых кампаний обеспечило соблюдение требований ядерной безопасности, не превышение допустимых значений коэффициентов

неравномерности энерговыделения и мощности ТВС, заданную продолжительность кампании, требуемые условия облучения экспериментальных устройств.

Список литературы

1. Валишин М.Ф., Малков А.П., Пименов В.В. и др. Перевод реакторов типа РБТ на новое топливо // Вестник Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», 2020. Т. 9, № 4. С. 1–7.
2. Тузов А.А., Ижутов А.Л., Петелин А.Л. и др. Реализация проекта по модернизации активной зоны реактора СМ. — Сборник тезисов докладов Международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 19–21 мая 2021 г. [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (2,5 Мб). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 4. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/tezisy_bezopasnost_iyau_19-21.05.21.pdf (дата обращения: 26.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=45956203&selid=45956859>, на сам доклад URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=45956664&pff=1> (дата обращения: 26.01.2023).
3. Малков А.П., Митрофанов И.В., Пайдулов А.В., Ханбиков Р.З. Характеристики активной зоны и обеспечение требований ядерной безопасности при эксплуатации реактора СМ после модернизации. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 86–90. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 19.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=49749386>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749346&pff=1> (дата обращения: 19.01.2023).
4. Ефимов Е.И., Пименов В.В. Разработка и тестирование расчётной модели реактора РБТ-10/2 для определения нейтронно-физических характеристик активной зоны // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2020. Вып. 3. С. 37–45. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/5748> (дата обращения: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=44201503>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44201508> (дата обращения: 08.12.2022).
5. 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.

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

АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РАБОТЫ РЕАКТОРА РБТ-6 В 2022 ГОДУ

Анализ показателей работы исследовательского реактора РБТ-6 необходим для повышения безопасности и эффективности его эксплуатации (табл. 1.25). Результаты анализа имеют практическое значение, позволяя выбрать оптимальные подходы к формированию компоновки активной зоны для обеспечения требуемых условий облучения экспериментальных устройств при безусловном соблюдении требования ядерной безопасности.

За отчётный год было проведено четыре перегрузки топлива в активной

зоне реактора, 36 перегрузок облучательных устройств, облучено 85 устройств, из них: 42 — для наработки молибдена-99, а 43 — для наработки йода-131. Также проведено одно экспериментальное определение эффективности рабочих органов системы управления и защиты (табл. 1.26).

Таблица 1.25

Основные показатели работы реактора за отчётный год

Квартал	Энерговыработка, МВт·ч	Коэффициент использования		
		реактора	каналов	мощности
I	10 294	0,817	0,343	0,972
II	9 278	0,716	0,767	0,989
III	8 183	0,628	0,197	0,983
IV	7 066	0,539	0,388	0,990

Таблица 1.26

Эффективность рабочих органов системы управления и защиты, $\beta_{\text{эфф}}$.

Значение показателя	Номер рабочего органа и его назначение												
	Автоматическое регулирование	1		2		3		4		5		6	
		Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита	Компенсация реактивности	Аварийная защита
После градуировки 21.07.22	0,33	0,82	0,25	1,55	0,49	1,21	0,36	1,05	0,27	1,59	0,51	0,88	0,19
По паспорту	0,25–0,50	0,50–1,15	0,10–0,35	1,05–2,40	0,30–0,70	0,80–1,90	0,20–0,55	0,80–1,90	0,20–0,55	1,05–2,40	0,30–0,70	0,50–1,15	0,10–0,35

Примечание. Неопределённость измерения эффективности рабочих органов $\pm 7\%$.

Реализация принципов формирования загрузки активной зоны реактора РБТ-6 [1] обеспечила значение минимальной подкритичности не менее $1,3\% \Delta k/k$ (рис. 1.62), что соответствует требованиям документа [2] — не менее $1\% \Delta k/k$ после взвода аварийной защиты. Среднее выгорание топлива на начало кампании по сравнению с предыдущими годами уменьшилось (рис. 1.63). Это связано с тем, что выгружаются тепловыделяющие сборки с большим выгоранием, а поступающее топливо реактора СМ после его модернизации [3] имеет меньший процент выгорания. Всего за отчётный год эксплуатации была выгружена 21 тепловыделяющая сборка со средним выгоранием $49,45\%$, загружено такое же количество ТВС со средним выгоранием $32,86\%$. В предыдущем году выгружено 36 тепловыделяющих сборок со средним выгоранием $48,44\%$, загружено такое же количество ТВС со средним выгоранием $37,8\%$.

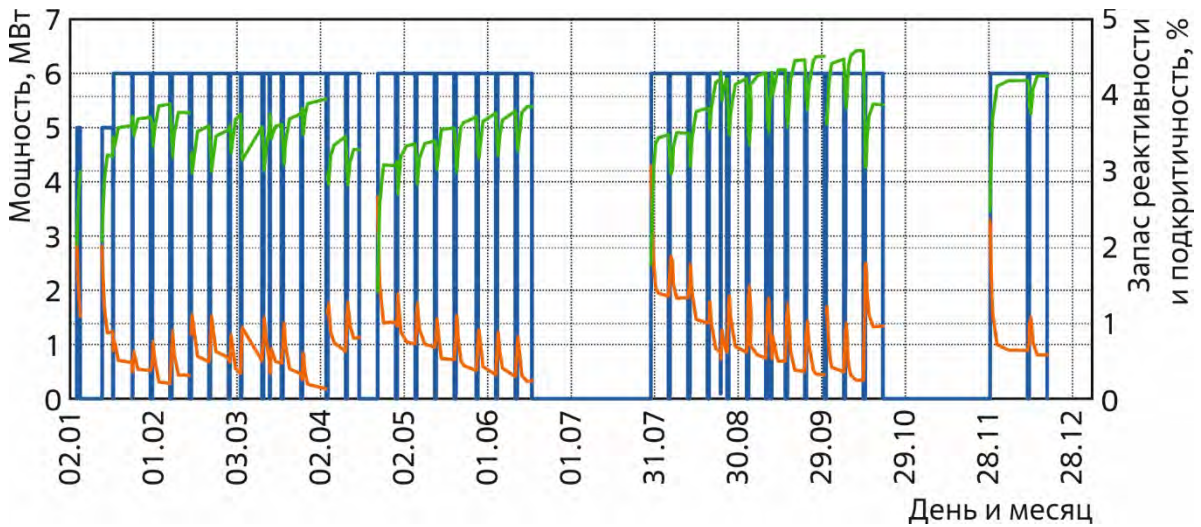


Рис. 1.62. Изменения мощности (—), подкритичности (—) и запаса реактивности (—) реактора в отчётном году

Для повышения качества методического сопровождения эксплуатации реактора переаттестована методика измерений «Определение запаса реактивности и подкритичности активной зоны реакторной установки РБТ-6», срок действия которой установлен до 30 июня 2027 года. Разработан пакет прикладных программ для оперативного инженерно-физического сопровождения эксплуатации реактора РБТ-6. Пакет программ представляет собой два расчётных файла в среде MS Excel – «Компоновка» и «Кампания». В файлах реализован алгоритм методики расчёта энерговыделения и выгорания [4] посредством макросов языка макропрограммирования Visual Basic for Applications [5].

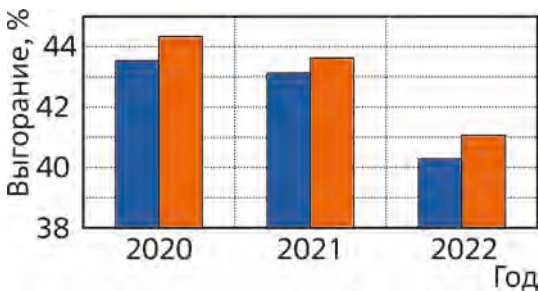


Рис. 1.63. Изменение среднего выгорания топлива в ТВС активной зоны реактора на начало (■) и конец (■) кампании

Список литературы

1. Валишин М.Ф., Малков А.П., Пименов В.В. и др. Перевод реакторов типа РБТ на новое топливо // Вестник Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», 2020. Т. 9, № 4. С. 1–7.
2. НП-009-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов [Электронный ресурс]. – М: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017. – 44 с. – Официальный интернет-портал правовой информации (www.pravo.gov.ru). – Режим доступа: в открытом доступе. – URL: <http://publication.pravo.gov.ru/Document/View/0001201708310015?index=45&rangeSize=1> (дата обращения: 27.01.2023).
3. Тузов А.А., Ижutow А.Л., Петелин А.Л. и др. Реализация проекта по модернизации активной зоны реактора СМ. – Сборник тезисов докладов Международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 19–21 мая 2021 г. [Электронный ресурс]. – Электронные текстовые данные (2,5 Мб). – Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 4. – 1 электронный оптический диск (CD-ROM);

- 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/tezisy_bezопасnost_iyau_19-21.05.21.pdf (дата обращения: 26.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=45956203&selid=45956859>, на сам доклад URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=45956664&pff=1> (дата обращения: 26.01.2023).
4. Хохлин А.А., Митрофанов И.В., Малков А.П. и др. Уточнение алгоритма расчёта энерговыделения и выгорания топлива в тепловыделяющих сборках нового типа с учётом загрузки экспериментальных каналов реактора РБТ-6. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 81–83. — 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://www.niiar.ru/sites/default/files/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749344&pff=1> (дата обращения: 08.12.2022).
5. Walkenbach J. Excel 2013. Power programming with VBA. — Indianapolis, Indiana, USA: John Wiley & Sons, Inc., 2013. — 1104 p.

*А.А. Хохлин, Ю.А. Краснов, А.П. Малков,
А.В. Пайдулов, В.В. Пименов, С.А. Сазонтов*

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВК-50 В ПЯТИДЕСЯТУЮ КАМПАНИЮ

Расчётно-экспериментальное сопровождение эксплуатации исследовательского реактора ВК-50 в пятидесятую кампанию, длившуюся с декабря 2021 года по июль 2022 года, решало ряд актуальных задач, среди которых:

- ♦ обоснование ядерной безопасности при проведении ядерно опасных работ в период перегрузки активной зоны, для чего выполнен расчётный анализ безопасности конфигурации активной зоны для каждого этапа перегрузки, анализ изменения реактивности при выполнении перегрузочных операций и соответствия этих параметров требованиям нормативной и эксплуатационной документации;
- ♦ определение нейтронно-физических характеристик загруженной активной зоны в процессе проведения экспериментов при пуске реактора в холодном и неотравленном состоянии активной зоны;

- ♦ контроль распределения энерговыделения по объёму активной зоны при подъёме мощности до номинальной в начале кампании и на всём её протяжении методом облучения медных проволочных индикаторов, расчётное сопровождение с помощью верифицированного программного средства;
- ♦ определение нейтронно-физической устойчивости активной зоны и при необходимости её своевременное повышение при приближении к границе резонансной устойчивости;
- ♦ расчётный анализ выгорания топлива в тепловыделяющих сборках на протяжении всей кампании для оценки эффективности использования ядерного топлива и формирования загрузки активной зоны на следующую кампанию.

Формирование загрузки активной зоны проводят по требованиям эксплуатационной документации. Рассматривают несколько различных компоновок, для которых выполняют серию расчётов, определяющих параметры ядерной безопасности, теплотехнической надёжности, а также длительность работы реактора на номинальной мощности. Затем выбирают оптимальную компоновку, удовлетворяющую всем требованиям. После перегрузочных работ экспериментально определяют физические параметры активной зоны и проводят анализ их соответствия требованиям ядерной безопасности и расчётным

характеристикам. В пятидесятую кампанию было установлено 19 необлучённых тепловыделяющих сборок (рис. 1.64).

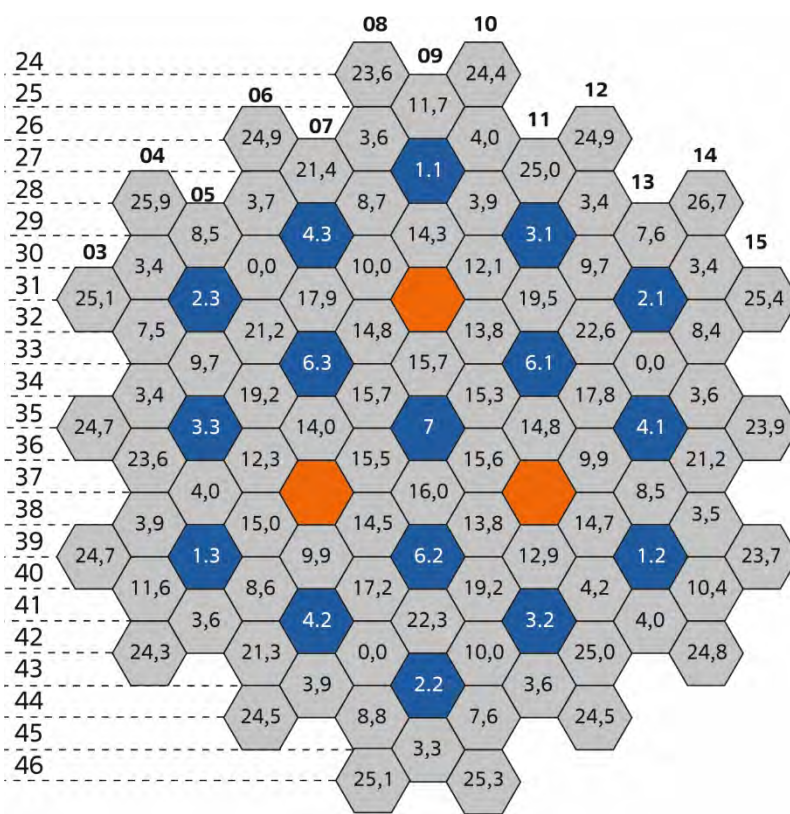


Рис. 1.64. Картограмма распределения выгорания ядерного топлива в ТВС активной зоны на начало кампании:

- ♦ — рабочий орган ручного регулирования реактивности с указанием номера;
- ♦ — рабочий орган аварийной защиты;
- ♦ — ТВС с указанием выгорания в МВт · сут/кг урана

Среднее выгорание топлива в активной зоне на начало кампании составило около 11,5 МВт·сут/кг урана. Продолжительность кампании — 209 календарных суток, из которых на номинальном уровне мощности реактор работал 115 суток, на пониженной мощности — 94 дня: первые 42 — для проверки и наладки оборудования после ремонта, заключительные 52 — из-за неэффективного охлаждения сработавшего на турбине пара в конденсаторе турбины. Среднее значение тепловой мощности составило 167,4 МВт. Изменение тепловой мощности, положения рабочих органов ручного регулирования и энерговыработки тепловой энергии на протяжении кампании представлены на рис. 1.65, где значение на оси

ординат показывает высоту извлечения поглощающей части рабочих органов ручного регулирования из активной зоны, а положение, равное 0 мм, соответствует крайнему нижнему положению, когда поглощающая часть рабочего органа компенсации реактивности полностью введена в активную зону.

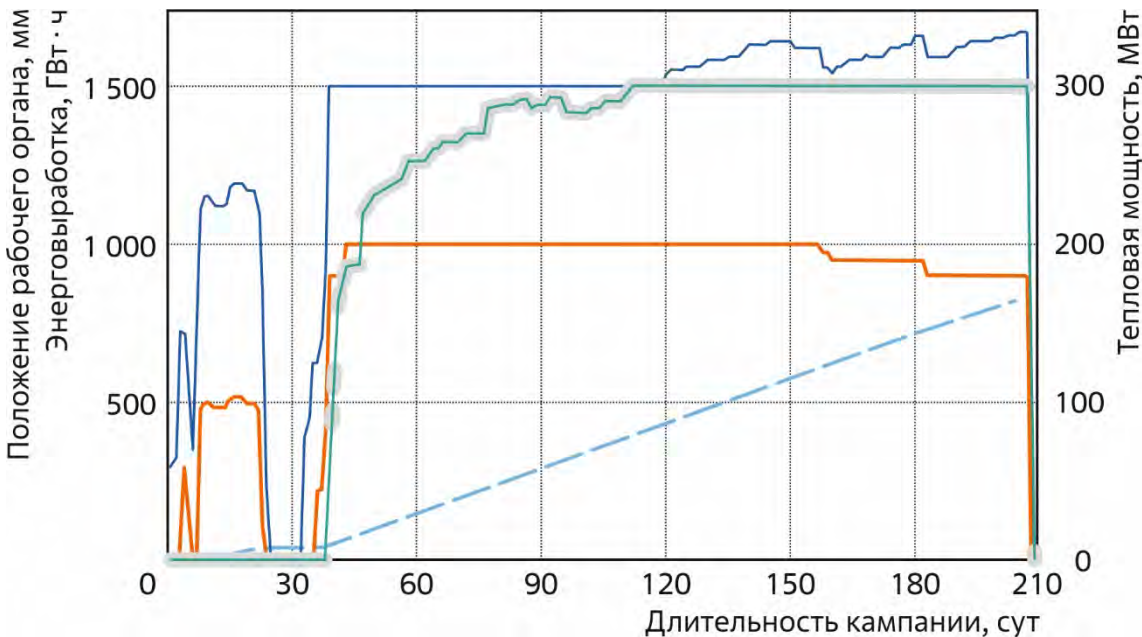


Рис. 1.65. Параметры работы реакторной установки: энерговыработка (—); тепловая мощность реактора (—); положение рабочих органов ручного регулирования 1.1–4.3 (—) и 6.1–6.3 (—)

В начале кампании во время экспериментов в период пуска реактора были определены нейтронно-физические характеристики активной зоны:

Концентрация борной кислоты в замедлителе нейтронов (воде) в активной зоне для обеспечения подкритичности, г/кг:

1 %	0,50 ± 0,05
2 %	Не требовалось

Суммарная эффективность рабочих органов, $\beta_{эфф}$:

системы управления и защиты	25,5 ± 2,0
компенсации реактивности (без органов аварийной защиты)	4 ± 1,8

Запас реактивности

22,4 ± 1,8 $\beta_{эфф}$

Подкритичность реактора при рабочих органах системы управления и защиты, находящихся в положении нижних концевых выключателей, и отсутствии борной кислоты в замедлителе

3,35 ± 0,27 $\beta_{эфф}$

В ходе экспериментов определяли запас реактивности, эффективность рабочих органов системы управления и защиты как общую, так и отдельных органов. Измерения проводили, используя аппаратно-программный комплекс «Реактиметр», по метрологически аттестованной методике, основанной на методе сравнения значений эффективности рабочих органов ручного регулирования и концентрации борной кислоты, вводимой в замедлитель. Борную кислоту используют в пускоостановочных режимах работы

для создания требуемой подкритичности активной зоны. Максимальную эффективность в эксперименте имел седьмой рабочий орган ручного регулирования (ячейка 09-35) — $(7,74 \pm 0,60) \% \Delta k/k$ ($(11,90 \pm 0,90) \beta_{эфф}$). Максимальная скорость введения положительной реактивности для данного органа регулирования не превышала $0,054 \beta_{эфф}/с$, а максимальная величина шага ввода реактивности при перемещении рабочего органа ручного регулирования была не выше $0,27 \beta_{эфф}$, что не больше эксплуатационных пределов, указанных в паспорте реактора, и удовлетворяет требованиям ядерной безопасности.

В процессе работы кипящего корпусного реактора постепенно уменьшается начальный высокий запас нейтронно-физической устойчивости, которая определяется показателем затухания автокорреляционной функции флуктуаций нейтронного потока. К середине кампании реактора возникают колебания нейтронной мощности с частотой около 1 Гц. Предел безопасной работы реактора по показателю устойчивости составляет $0,2 с^{-1}$. В течение кампании записывают значения тока ионизационной камеры, потом их обрабатывают и анализируют для оценки запаса устойчивости. Минимальное значение показателя устойчивости $0,89 с^{-1}$ было зафиксировано на 144 сутки работы. В дальнейшем устойчивость активной зоны была повышена снижением тепловой мощности, поэтому проведение перекомпенсации центральных органов регулирования реактивности не потребовалось.

Одной из характеристик, меняющейся на протяжении кампании реактора, является распределение энерговыделения по объёму активной зоны, которое определяет теплотехническую составляющую безопасности реакторной установки. По результатам измерения относительного распределения плотности потока нейтронов восстанавливают распределение энерговыделения по объёму активной зоны реактора. Измерение проводят методом активации медных проволочных индикаторов в сухих каналах реактора по метрологически аттестованной методике. Расчётную оценку распределения энерговыделения выполняют по верифицированному программному коду. Показателем теплотехнической надёжности является не превышение предельного значения максимальной линейной мощности твэлов в ТВС. Данный предел установлен технологическим регламентом реакторной установки и составляет 330 Вт/см. Характеристиками, определяющими распределение энерговыделения, являются также коэффициенты радиальной и аксиальной неравномерности энерговыделения.

В соответствии с технологическим регламентом реакторной установки первое измерение распределения энерговыделения для оценки теплотехнической надёжности активной зоны после перегрузки ядерного топлива и контроля не превышения максимальной линейной мощности твэлов было проведено при тепловой мощности 180 МВт. Ещё одной задачей этого измерения был расчётный прогноз изменения линейной мощности твэлов в процессе подъёма тепловой мощности до номинального уровня, по результатам которого сформированы рекомендации эксплуатационному персоналу. Целью второго измерения распределения энерговыделения была проверка составленного по результатам первого измерения прогноза изменения линейной мощности твэлов на номинальном уровне тепловой мощности. Дальнейшие измерения распределения энерговыделения проводили для контроля состояния теплотехнических параметров активной зоны в процессе работы реактора на номинальном уровне мощности. Результаты обработки экспериментальных и расчётных данных в пятидесятую кампанию представлены в табл. 1.27.

Таблица 1.27

Результаты измерения энерговыделения

Номер измерения	Условия эксперимента / расчёта		Максимальная мощность ТВС, МВт		Коэффициент неравномерности энерговыделения				Максимальное локальное энерговыделение в рабочих ТВС, Вт/см		Максимальная линейная мощность твэлов в топливной части рабочих органов ручного регулирования, Вт/см		
	Тепловая мощность, МВт	Положение рабочих органов ручного регулирования*, мм			по радиусу активной зоны		по высоте рабочей ТВС						
		1.1–4.3	6.1–6.3	Эксперимент	Расчёт	Эксперимент	Расчёт	Эксперимент	Расчёт	Эксперимент	Расчёт		
1	180	1 500	550	2,62	2,52	1,60	1,49	2,07	2,21	216	226	215	228
2	200		1 120	3,03	2,73	1,58	1,44	1,88	2,08	225	231	202	230
3			1 430	3,09		1,59		1,77	1,90	210	210	193	209
4			–	–		–	1,79	–	198	–	197		
5	190	1 560**	1 500	–	2,61	–	1,45	–	1,71	–	179	–	177
6	180	1 500	–	–	2,46	–	–	–	1,55	–	154	–	157

* Положение седьмого рабочего органа ручного регулирования составляло 0 мм.

** Рабочий орган ручного регулирования 4.2 (ячейка 07-41) находился на высоте 1 440 мм.

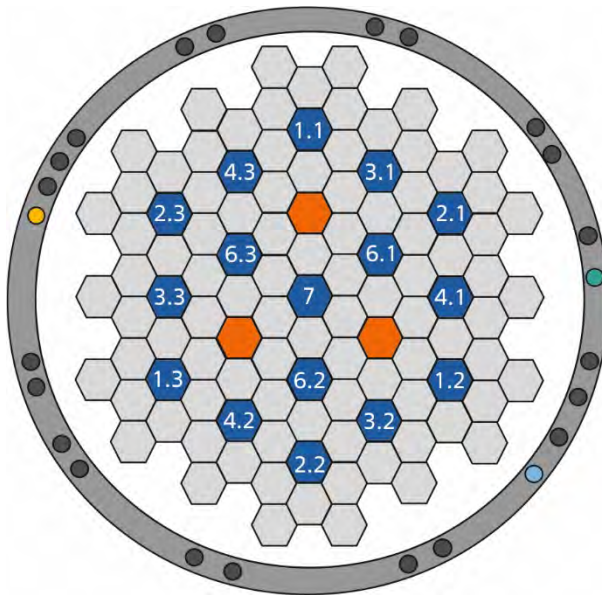
В пятидесятую кампанию исследовательского реактора ВК-50 благодаря расчётно-экспериментальному сопровождению было обеспечено соответствие нейтронно-физических и теплогидравлических параметров требованиям эксплуатационной и нормативной документации, нарушений требований ядерной безопасности допущено не было.

Е.Г. Бреусова, А.А. Скрыбин, Е.В. Синявина, М.В. Маркелов, Я.А. Роговой

АНАЛИЗ ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ И ЭФФЕКТИВНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РАЗМНОЖЕНИЯ НЕЙТРОНОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВК-50 ПРИ СРАБАТЫВАНИИ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ

Реактор ВК-50 — единственный в России корпусной кипящий реактор с всережимной естественной циркуляцией теплоносителя. Как и в любом кипящем реакторе, в котором генерация пара происходит непосредственно внутри корпуса, изменение мощности вследствие ввода в активную зону рабочих органов аварийной защиты сопровождается изменением количества, плотности, распределения теплоносителя (лёгкой воды), который является и замедлителем нейтронов. Отрицательные обратные связи по реактивности, присущие «горячему» состоянию реактора, при остановке и постепенном расхолаживании реактора до «холодного» состояния стремятся к нулю, приобретая положительный знак, что потенциально создаёт угрозу ядерной безопасности реакторной установки. Для подтверждения надёжного перевода реактора в подкритическое состояние

в соответствии с п. 3.3.2.2 документа НП-033-11³² проведён анализ динамики изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов при срабатывании аварийной защиты реактора ВК-50. В качестве исходных данных для расчёта изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов по программе MCU-RFFI/A были приняты такие параметры реактора, как температура теплоносителя, давление внутри корпуса реактора, нейтронная и тепловая мощность, и их изменение в процессе остановки от сигнала аварийной защиты, связанного с повышением давления пара перед турбиной. Остановка от сигнала аварийной защиты вызвана изменением параметра, не зависящего от нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора, и произошла в конце кампании реактора, когда эффективность рабочих органов компенсации реактивности ниже, чем в начале кампании, что обеспечивает консерватизм по вводимой реактивности органами аварийной защиты. Рабочие органы компенсации реактивности на момент срабатывания аварийной защиты были в основном извлечены из активной зоны, что позволяло провести исследование динамики изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов, вызванного движением рабочих органов системы управления и защиты из крайнего верхнего положения в крайнее нижнее. Изотопный состав ядерного топлива для расчёта был установлен по аттестованной методике определения изотопного состава топлива реакторной установки в процессе его выгорания. Необходимые для расчёта нейтронно-физические и теплогидравлические параметры работы реактора получены с помощью его штатной информационно-измерительной системы. Положение рабочих органов компенсации реактивности (рис. 1.66) на момент прохождения сигнала аварийной защиты:



- ♦ 1 820 мм от низа активной зоны (крайнее верхнее положение) для органов 1.1, 1.2, 1.3, 2.1, 2.2, 2.3, 3.1, 3.2, 3.3, 4.1, 4.2, 4.3;
- ♦ 1 620 мм от низа активной зоны для органов 6.1, 6.2, 6.3;
- ♦ 0 мм от низа активной зоны (крайнее нижнее положение) для органа 7.

Рис. 1.66. Картограмма активной зоны реактора с расположением рабочих органов компенсации реактивности (⬢) и аварийной защиты (⬢) и токовых камер каналов контроля нейтронной мощности «Карпаты» 4-1 (●), 4-2 (●), 4-3 (●) в баке биологической защиты

Рабочие органы аварийной защиты вводятся под собственным весом от сигнала аварийной защиты обесточиванием электромагнита за $(1 \pm 0,2)$ с. Рабочие органы компенсации реактивности вводятся в активную зону в режиме аварийной остановки со скоростью (88 ± 3) мм/с. Время полного ввода всех рабочих органов системы управления

³² НП-009-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности исследовательских реактора. — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2017. — 44 с. — Также доступно на официальном сайте ФБУ «НТЦ ЯРБ». — URL: https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-009-17/%D0%9D%D0%9F-009-17_conv.pdf (дата обращения: 16.02.2023).

и защиты реактора в рассматриваемом случае срабатывания аварийной защиты реактора составило 21 с.

В составе систем аварийной остановки реактора есть системы впрыска борного раствора в теплоноситель через монжус впрыска борного раствора и через монжус системы управления и защиты. Так как эти системы являются более медленными по времени срабатывания, чем рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности, то для консервативности расчёта вносимую отрицательную реактивность от срабатывания данных систем не учитывали. Расчёт моделировал работу реакторной установки на мощности 165 МВт. В расчёте для данного уровня тепловой мощности было учтено отравление активной зоны ксеноном-133 и самарием-149, распределение плотности замедлителя по высоте каждой ТВС и в межкассетном пространстве, а также распределение температуры топлива по высоте тепловыделяющих сборок. Анализ изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов и изменения тепловой мощности реактора по показаниям ионизационных камер контроля нейтронной мощности свидетельствует, что в первую секунду после срабатывания аварийной защиты вводится отрицательная реактивность $2,52\% \Delta k/k$ ($3,89 \beta_{эфф}$) без учёта ввода борной кислоты в замедлитель (рис. 1.67). По мере ввода в активную зону шестнадцати компенсаторов реактивности подкритичность активной зоны увеличивается и достигает значения $20,23\% \Delta k/k$ ($31,16 \beta_{эфф}$).

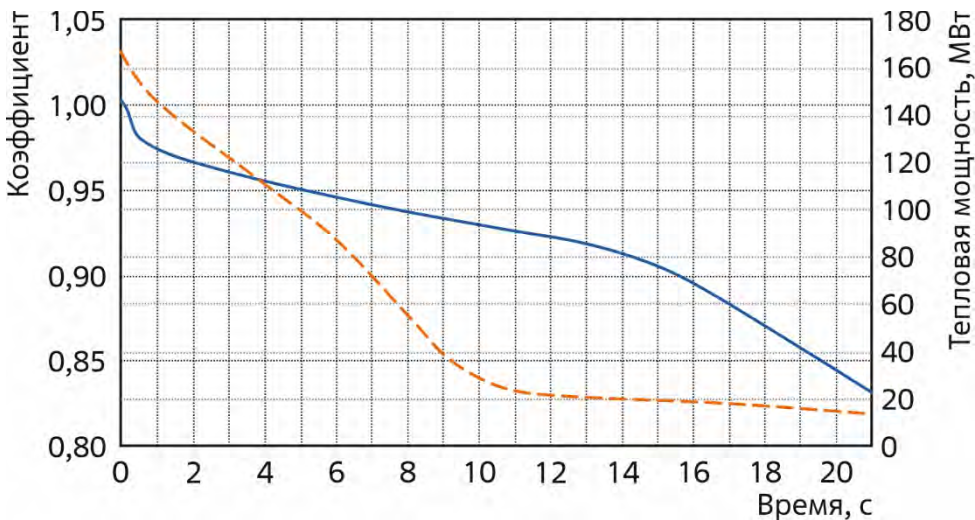


Рис. 1.67. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов (—) и тепловой мощности реактора по показаниям канала контроля нейтронной мощности (---) в процессе срабатывания аварийной защиты реактора

При срабатывании аварийной защиты рабочие органы аварийной защиты надёжно переводят реактор в подкритическое состояние и поддерживают его в этом состоянии в течение времени, достаточного для введения других более медленных систем управления и защиты: рабочих органов компенсации реактивности, монжуса впрыска борного раствора и монжуса системы управления и защиты.

А.А. Скрябин, Е.В. Синявина

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ОПРЕДЕЛЕНИЯ В 2022 ГОДУ ВАЖНЫХ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРА БОР-60 ПАРАМЕТРОВ

Обеспечение безопасной и эффективной работы реактора как на мощности, так и во время остановок для перегрузки активной зоны и выполнения планового предупредительного ремонта является основной задачей эксплуатации. Остановка реактора для проведения перегрузок выполняется по графику, отклонение от него — на основании технического решения. Основными целями перегрузки реактора БОР-60 являются выгрузка / загрузка облучательных устройств, экспериментальных сборок, выработавших свой ресурс ТВС и сборок бокового экрана, рабочих органов и гильз системы управления и защиты, а также создание необходимого запаса реактивности для следующей микрокампании. В отчётном году реактор БОР-60 был четыре раза остановлен для проведения планового предупредительного ремонта и перегрузки активной зоны (табл. 1.28).

Таблица 1.28

Состояние активной зоны реактора при проведении перегрузочных работ

Номер микрокампании	Количество сборок, шт.						Среднее выгорание выгруженных ТВС, % т. а.	Подкритичность реактора при перегрузке, % $\Delta i / i$	
	штатных	экспериментальных		бокового экрана	выгруженных штатных	загруженных штатных		в начале	в конце
		топливных	нетопливных						
114А	114	10	15	118	0	6	–	7,87	6,7
115	113	9	11	124	14	13	12,58	7,30	6,34
115А			14	121	0	–	6,55	6,93	
116	112	13	12	120	14	13	14,67	7,80	6,59

После завершения перегрузки для проверки соблюдения требований по безопасности и обеспечению эффективной эксплуатации реактора определяли его нейтронно-физические характеристики и теплогидравлические параметры. В табл.1.29 приведены параметры облучения самых энергонапряжённых штатных тепловыделяющих сборок по рядам активной зоны при заданных значениях тепловой мощности, расхода теплоносителя через реактор, входной температуры теплоносителя. Максимальные температура оболочки твэлов и их линейная мощность не превысили предельно допустимых значений — 690 °С и 500 Вт/см соответственно.

При значительных изменениях в загрузке активной зоны выполняют замеры давления теплоносителя в камерах высокого и низкого давления напорного коллектора для определения выталкивающей силы теплоносителя — максимальной выталкиваемой теплоносителем массы сборки. Она не должна превышать массу самой лёгкой, чаще всего экспериментальной сборки в реакторе, но должна обеспечивать минимальный запас по выталкивающей силе на всплытие сборок — 0,4 кг согласно паспорту реактора. В ходе замеров были определены значения расхода теплоносителя через реактор, удовлетворяющие требованию (табл. 1.30). Далее выполняли градуировку рабочих органов системы управления и защиты (табл. 1.31).

Таблица 1.29

Параметры облучения штатных тепловыделяющих сборок

Номер микро-кампании	Ряд активной зоны	Выгорание топлива, % т. а.	Флюенс нейтронов на чехле ТВС $\times 10^{22}$, 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
114А	1	4,3	3,8	337	650	47	950	320
	2	4,5		330	645			
	3	4,4	3,7	335	650			
	4	2,2	1,8	317	640			
	5	2,0	1,6	290	635			
	6	7,6	5,2	254	610			
	7	1,7	1,1	248	600			
115	1	0,0		382	630	49	980	325
	2			399	640			
	3			421	650			
	4	1,0	0,9	374	625			
	5	0,0		293	600			
	6			270	590			
	7	0,8	0,5	260	570			
115А	1	0,7	0,6	369	650	50	970	325
	2			399	660			
	3			421	670			
	4	1,7	1,4	374	630			
	5	4,1	3,5	309	620			
	6	0,5	0,4	270	590			
	7	1,3	0,8	260	570			
116	1	0,0		382	650	50	1 000	
	2	1,9	1,6	399	645			
	3	0,0		421	640			
	4			374	630			
	5			293	620			
	6			270	600			
	7			260	580			

Все перегрузочные операции были спланированы и выполнены с обеспечением требований ядерной безопасности и необходимого уровня подкритичности активной зоны на всех этапах. Выбраны режимы работы реактора, обеспечивающие требуемые параметры облучения штатных и экспериментальных тепловыделяющих сборок. Определён мак-

Таблица 1.30

Результаты определения выталкивающей силы теплоносителя

Номер микро-кампании	Минимальная масса сборки в активной зоне, кг	Максимальная масса, выталкиваемая теплоносителем, кг	Расход теплоносителя, м ³ /ч
114А	8,6	8,2	950
115	9,1	8,7	980
115А	9,0	8,5	970
116		8,6	1 000

мальный расход теплоносителя, исключая выталкивание сборок из ячеек активной зоны. Обеспечены значения запаса реактивности, необходимые для поддержания соответствующей тепловой мощности в микрокампании по графику работы реактора (табл. 1.32).

Таблица 1.31

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

Рабочий орган	Паспортные значения	Номер микрокампании			
		114А	115	115А	116
Орган автоматического регулирования:	0,17–0,49	0,21 ± 0,01	0,22 ± 0,01	0,26 ± 0,14	0,25 ± 0,13
первый					
второй					
Орган ручного регулирования:	1,05–1,68	1,48 ± 0,08	1,40 ± 0,07	1,42 ± 0,07	2,45 ± 0,13
первый					
второй	1,89–2,8	2,49 ± 0,13			
Орган аварийной защиты:	1,09–1,83	1,79 ± 0,09	1,83 ± 0,10	1,78 ± 0,09	1,74 ± 0,09
первый					
второй					
третий	0,91–1,68	1,34 ± 0,07	1,53 ± 0,08	1,47 ± 0,08	

Таблица 1.32

Параметры работы реактора в отчётном году

Микрокампания		Максимальная тепловая мощность, МВт	Теплоноситель первого контура		Запас реактивности, % $\Delta k/k$
Номер	Длительность, сут		Максимальная температура, °С	Максимальный расход, м ³ /ч	
114	52	50	320	985	1,10
114А	53	48	318	950	2,00
115	47	45	324	900	2,60
115А	56		323		1,45

Замечаний к работе реактора, вызванных действиями персонала, не было. Отклонений от эксплуатационных пределов по параметрам ядерной безопасности на работающем и остановленном реакторе не допущено.

А.П. Малков, А.Е. Дьяченко, В.Ю. Анисимов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОЧИХ ОРГАНОВ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА БОР-60 В ПОДКРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ ПО ДАННЫМ ПРОВЕРОК ИХ ПОДВИЖНОСТИ

В состав системы управления и защиты реактора БОР-60 входят два рабочих органа автоматического регулирования мощности (АР-1, АР-2), два — ручного регулирования мощности (РР-1, РР-2), три — аварийной защиты (АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3). Эффективность рабочих органов автоматического и ручного регулирования определяют на минимальном уровне мощности реактора по показаниям реактиметра методом обращённого решения уравнения кинетики по соответствующей аттестованной методике. Однако для рабочих органов аварийной защиты такой метод не подходит, так как логика работы системы управления и защиты обеспечивает возможность только одновременного сброса рабочих органов

аварийной защиты из критического состояния. Поэтому применяют метод, основанный на отношении эффективности рабочих органов ручного регулирования, определённых в критическом и подкритическом состояниях реактора, к эффективности рабочих органов аварийной защиты, определённой в подкритическом состоянии реактора:

$$\rho_{\text{РО АЗ}} = \frac{\rho_{\text{РО кр}}}{\rho_{\text{РО пкр}}} \rho_{\text{РО АЗ пкр}}, \quad (1.15)$$

где $\rho_{\text{РО АЗ}}$ — определяемое значение эффективности рабочего органа аварийной защиты, % $\Delta k/k$; $\rho_{\text{РО кр}}$ — эффективность рабочего органа ручного регулирования, полученная по результатам градуировки на минимальном критическом уровне мощности реактора, % $\Delta k/k$; $\rho_{\text{РО пкр}}$ — эффективность рабочего органа ручного регулирования, полученная по показаниям реактиметра при проверке подвижности рабочих органов в подкритическом состоянии реактора, % $\Delta k/k$; $\rho_{\text{РО АЗ пкр}}$ — эффективность рабочего органа аварийной защиты, полученная по показаниям реактиметра при проверке подвижности рабочих органов в подкритическом состоянии реактора, % $\Delta k/k$.

Из предположения эквивалентности отношения эффективности рабочих органов аварийной защиты и ручного регулирования, определённой в подкритическом и критическом состояниях реактора, целесообразно для исследуемого рабочего органа аварийной защиты выбрать наиболее приближенный по своим характеристикам рабочий орган системы управления и защиты, эффективность которого достоверно определяется в процессе градуировки, и проводить относительно него расчёт эффективности рабочего органа аварийной защиты. Рабочие органы ручного регулирования и аварийной защиты в реакторе БОР-60 имеют идентичную конструкцию [1], одинаковое содержание и обогащение поглотителя по бору-10. На эффективность рабочих органов системы управления и защиты (рис. 1.68), помимо их конструкции и количества поглотителя нейтронов, влияет распределение нейтронного потока в активной зоне реактора. В реакторе БОР-60 плотность нейтронного потока максимальна в центре активной зоны и достаточно равномерно уменьшается по мере удаления от него. Рабочий орган ручного регулирования РР-1 и рабочие органы аварийной защиты расположены на близких по значению радиусах от центра активной зоны, поэтому для вычисления эффективности всех рабочих органов аварийной защиты методом пропорций по формуле (1.15) лучше использовать рабочий орган ручного регулирования РР-1.

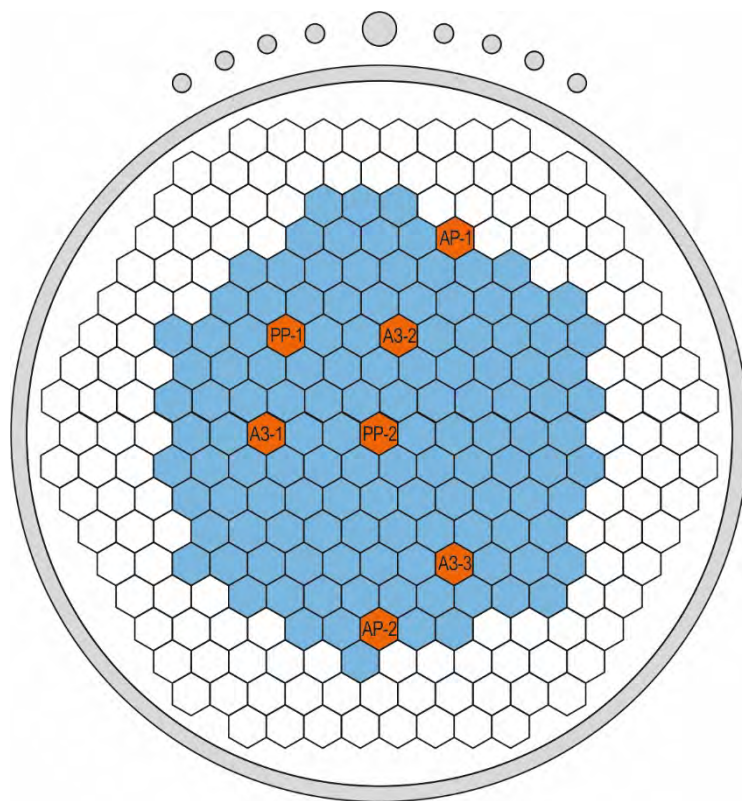


Рис. 1.68. Схема активной зоны реактора БОР-60: ■ — рабочие ТВС; — сборки бокового экрана; ■ — рабочие органы системы управления и защиты

Стоит отметить, что кроме формулы (1.15) эффективность рабочих органов аварийной защиты рассчитывают по программному комплексу TRIGEX [2]. Поэтому провели сравнительный анализ результатов расчёта эффективности рабочих органов аварийной защиты, которые получили во время проверки подвижности, с данными расчёта в программе TRIGEX. В качестве примера приведены графики сравнения эффективности рабочих органов системы управления и защиты за одиннадцать микрокампаний с декабря 2014 года по июль 2020 года, полученной разными способами (рис. 1.69). Лучше всего коррелируют между собой данные по эффективности рабочего органа аварийной защиты АЗ-1. Скорее всего, это объясняется похожим расположением в активной зоне рабочего органа аварийной защиты АЗ-1 и рабочего органа ручного регулирования РР-1, относительно которого делались вычисления методом пропорций. Однако наблюдается существенное смещение эффективности, рассчитанной по методу пропорций, вверх по оси ординат.

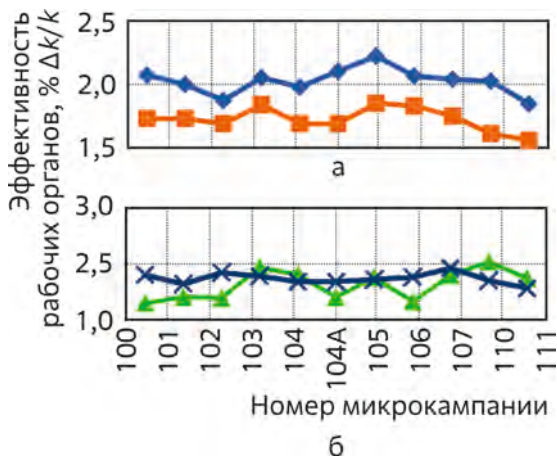


Рис. 1.69. Изменения эффективности рабочих органов аварийной защиты АЗ-1 (а) и ручного регулирования РР-2 (б), полученной методом пропорций (◆, ▲), по программе TRIGEX (■), при градуировке (×)

ности рабочего органа ручного регулирования РР-2. Значения его эффективности, найденные двумя разными способами (экспериментальным и расчётным по формуле (1.15)), почти совпадают в диапазоне значений от 2,1 до 2,5 % Δk/k. Чтобы уменьшить различие между данными, для каждого рабочего органа определили специальный поправочный коэффициент. Для этого вычислили среднее для всех кампаний отношение значений эффективности, найденных с помощью программы TRIGEX для всех рабочих органов аварийной

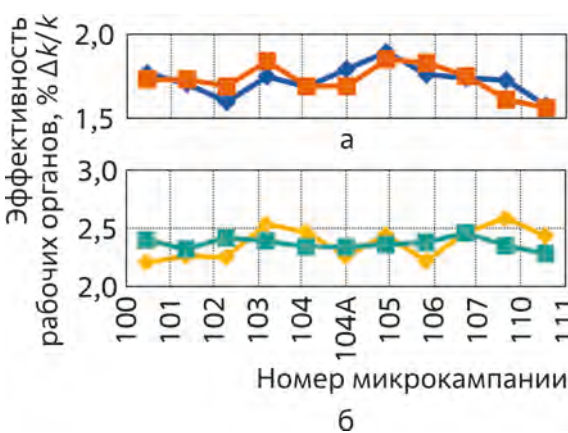


Рис. 1.70. Изменения эффективности рабочих органов аварийной защиты АЗ-1 (а) и ручного регулирования РР-2 (б), скорректированной (◆, ◆) и рассчитанной по программе TRIGEX (■, ■)

Графики эффективности рабочего органа ручного регулирования РР-1 применить для сравнения не получится, так как он выбран для получения множителя ($\rho_{PO_{кр}}/\rho_{PO_{пкр}}$) в формуле (1.15), следовательно, данные полностью совпадут. Проверить применимость данного подхода к остальным рабочим органам можно, сравнив графики эффективности рабочего органа ручного регулирования РР-2, к значениям эффективности, полученным с помощью метода пропорций. Коэффициенты подобия для рабочих органов аварийной защиты АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3 равны 0,852, 0,952, 0,832 соответственно, а для рабочих органов ручного регулирования РР-1 и РР-2 — 1 и 1,027 соответственно. Изменение эффективности рабочих органов, полученной различными методами и скорректированной коэффициентами подобия, приведены на рис. 1.70.

Отклонение эффективности, найденной методом пропорций и по результатам проверки подвижности, от эффективности, рассчитанной в программном комплексе TRIGEX и полученной экспериментальным методом,

составило для рабочих органов аварийной защиты АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3 — 3,2, 4,3 и 11,5 % соответственно, для рабочих органов ручного регулирования РР-1 и РР-2 — 0 и 5,4 % соответственно.

Лучше всего рассмотренный метод проявил себя при вычислении эффективности рабочего органа аварийной защиты АЗ-1. Если найденную по формуле (1.15) эффективность умножить на коэффициент 0,852, то можно получить результат очень близкий (отклонение 3,2 %) к результату расчёта по программе TRIGEX. Представленный способ удовлетворительно подходит для нахождения суммарной эффективности рабочих органов аварийной защиты, которая необходима для оценки подкритичности реактора во время перегрузочных работ, и обладает высокой оперативностью.

Список литературы

1. Рисованный В.Д., Захаров А.В., Гусева Т.М. и др. Опыт исследования поглощающих материалов и стержней регулирования реактора БОР-60 и перспективы его использования в инновационных реакторах на быстрых нейтронах // Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. Вып. 1. С. 15–26. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/7456> (дата обращения: 17.02.2023).
2. Юсупова А.Э., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. и др. Сравнение расчётных и экспериментальных значений эффективности рабочих органов системы управления и защиты реактора БОР-60 // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2020. Вып. 4. С. 3–9. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5758> (дата обращения: 18.02.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=44391723>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44391724> (дата обращения: 18.02.2022).

В.Ю. Анисимов³³, А.Е. Дьяченко³³, А.П. Малков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Юсупова

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ПРОВЕДЕНИЯ ПРОЛИВОК В РЕАКТОРЕ БОР-60

Все тепловыделяющие сборки, сборки бокового экрана и облучательные устройства перед загрузкой в реактор БОР-60 проходят входной контроль, включающий экспериментальное определение гидравлических характеристик на стенде. Однако в процессе облучения может происходить их изменение, связанное с распуханием материалов сборки, выгоранием и, соответственно, распуханием топлива, отложением окислов теплоносителя³⁴. Все эти процессы необходимо отслеживать в процессе эксплуатации реактора. Для внутри-реакторного определения расхода теплоносителя через сборки реактора используют расходомерное устройство, включающее два магнитных преобразователя. Получаемые

³³ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим авт.

³⁴ Анисимов В.Ю., Адамовский Л.А. Расчётно-экспериментальное определение расхода теплоносителя через штатные и экспериментальные сборки реактора БОР-60. — Тезисы докладов Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», Димитровград, 5–7 апреля 2016 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 45–46. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Материалы конференций». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/conproc/sbornik_tezisov_dokladov_1.pdf (дата обращения: 08.02.2023).

экспериментальные данные позволяют отслеживать распределение расхода теплоносителя через сборки в момент проведения измерения, а анализ архива данных — изменение расхода через отдельно взятую сборку. Для анализа были отобраны данные по проливкам — измерению расхода через ТВС — и замерам давления в камерах напорного коллектора двадцати последних микрокампаний. Проведены три дополнительные полные проливки сборок в реакторе, два замера давления в камерах напорного коллектора и до двадцати дополнительных проливок отдельныхборок.

Через ТВС идёт основной расход теплоносителя в реакторе. Тепловыделяющие сборки установлены с первого по седьмой ряд активной зоны, что позволяет достоверно проверить, как осуществляется гидравлическое профилирование по рядам реактора. Но на расход теплоносителя в штатной ТВС влияет процесс распухания твэлов в ней, увеличение шероховатости поверхности твэлов и другие факторы. Для оценки изменения расхода теплоносителя через сборку в зависимости от набранного флюенса нейтронов энергией более 0,1 МэВ и распухания оболочек твэлов были подобраны данные о 100–120 штатных ТВС, запитанных из камеры высокого давления, и сопоставлены с данными о флюенсе на оболочках твэлов на момент измерения. Показания специального расходомера при проливкахборок на разных этапах набора флюенса приведены на рис. 1.71.

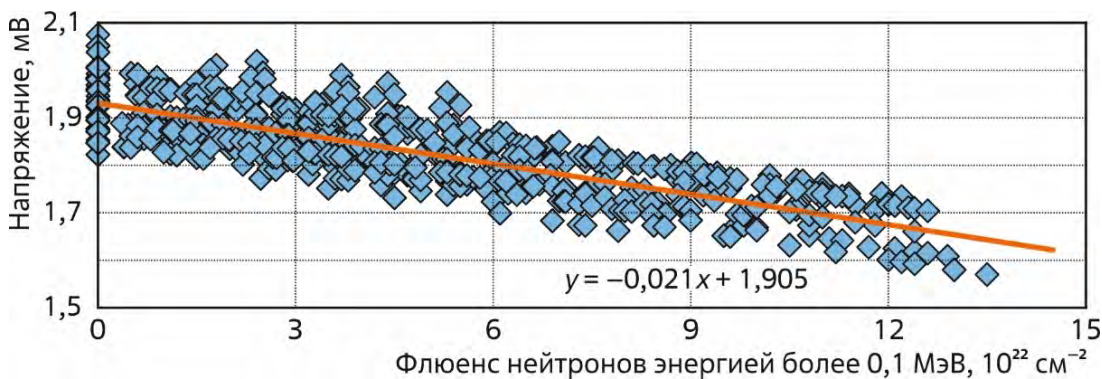


Рис. 1.71. Изменение показаний расходомера в зависимости от флюенса быстрых нейтронов

Предельно допустимый флюенс для современных штатных тепловыделяющихборок (материал чехла — сталь марки ЭП450, оболочки твэла — сталь марки ЧС68-ИД) реактора составляет $1,5 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$. Если построить линию тренда для приведённого на рис. 1.71 графика и экстраполировать показания до предельного значения, то можно определить падение расхода теплоносителя на любом этапе набора флюенса, а используя формулу (см. рис. 1.71), можно вычислить поправочный коэффициент на изменение расхода натрия в ТВС от флюенса быстрых нейтронов:

$$K_{\Phi} = 1,0 - 0,011SFn. \quad (1.16)$$

где SFn — флюенс нейтронов энергией выше 0,1 МэВ, 10^{22} см^{-2} .

Для исключения факторов неопределённости при вычислении расхода теплоносителя в ТВС по рядам активной зоны и кампаниям из всей статистики были выбраны результаты измерения расхода теплоносителя устанавливаемых необлучённыхборок с известными гидравлическими характеристиками. Эта выборка позволила получить достоверную информацию для дополнительной проверки показаний расходомера во время измерений на специальном стенде (результаты испытаний расхода воды через ТВС при перепаде давления 490 кПа на стенде включены в паспорт изделия). Для определения профилирования расхода теплоносителя через активную зону отобранные значения по проливкам необлучённыхборок объединили по рядам, после чего были вычислены средние значения показаний расходомера для каждого ряда. На рис. 1.72 представлены усреднённые по ря-

дам активной зоны показания расходомера, полученные при внутриреакторной проливке необлучённых ТВС, и результаты их гидравлических испытаний на стенде со втулками, идентичными втулкам напорного коллектора, соответствующего ряда. Средний расход через сборки по рядам меняется от 2,02 м³/ч в первом ряду до примерно 1,9 м³/ч в пятых-седьмых рядах (расход через ТВС в этих рядах практически совпадает, как и предусмотрено в конструкции реактора). Имеются расхождения между результатами проливки ТВС на стенде и внутри реактора, но в целом гидравлическое профилирование обеспечивается удовлетворительно. Также следует отметить, что наблюдаемое в реакторе профилирование расхода формирует достаточно равномерное распределение температуры по активной зоне для современных компоновок реактора.

Одним из важных результатов исследований по информации, полученной при проливке ТВС в реакторе, является определение достаточности расхода теплоносителя для безопасной эксплуатации. Для этого выполняют сравнение показаний расходомера с данными, полученными по формуле

$$U_{\text{ОСР}} = K_{\text{Ф}} Q_{\text{В}} / K_{\text{Р}}, \quad (1.17)$$

где $U_{\text{ОСР}}$ — ожидаемые показания специального расходомера, мВ; $K_{\text{Ф}}$ — коэффициент, учитывающий изменение расхода в зависимости от набора флюенса; $K_{\text{Р}}$ — коэффициент перевода показаний расходомера в значение расхода по воде для соответствующего ряда активной зоны; $Q_{\text{В}}$ — расход воды через ТВС при проведении испытаний на стенде.

Отклонение от линии тренда обуславливается неопределённостью измерений расхода теплоносителя при испытаниях тепловыделяющих сборок на стенде и полученных с помощью расходомера, а также изменением давления в камерах напорного коллектора по микроампаниям. Для определения достаточности расхода через ТВС при полученных показаниях расходомера необходимо перевести данные проливки на стенде (расход воды через сборку) при давлении 490 кПа в расход натрия по формуле

$$Q_{\text{Na}} = Q_{\text{В}} \sqrt{\frac{\rho_{\text{В}} \Delta P_{\text{Na}}}{\rho_{\text{Na}} \Delta P_{\text{В}}}}, \quad (1.18)$$

где Q_{Na} — расход натрия через ТВС в реакторе, м³/ч; ρ_{Na} , $\rho_{\text{В}}$ — плотность натрия в реакторе и воды при проведении испытаний на стенде соответственно, г/см³; ΔP_{Na} , $\Delta P_{\text{В}}$ — перепад давления на входе / выходе из ТВС в реакторе (давление в камере высокого давления) и при проведении испытаний на стенде соответственно, Па.

Для определения фактического расхода теплоносителя через ТВС необходимо подставить в формулу (1.18) значение, найденное по формуле

$$Q_{\text{H}_2\text{O}} = K_{\text{ряд}} U_{\text{СР}}, \quad (1.19)$$

где $U_{\text{СР}}$ — показания специального расходомера, мВ.

Данные зависимости позволят получать прогнозные значения расхода теплоносителя в ТВС при постановке в реактор БОР-60 и изменение расхода при облучении.

В.Ю. Анисимов³⁵, Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, Н.И. Широкова, А.Е. Дьяченко³⁵

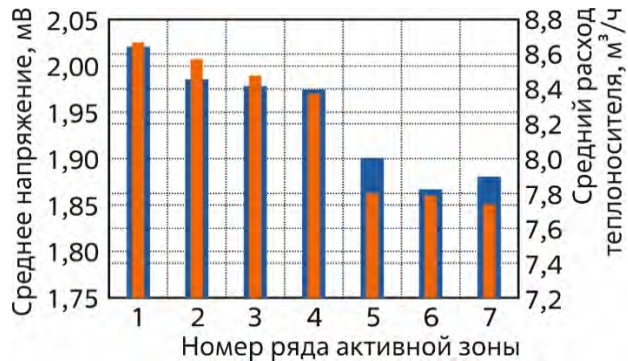


Рис. 1.72. Изменение результатов проливки на стенде (■) и показаний расходомера (■) в зависимости от ряда активной зоны

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

МОДЕЛИРОВАНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БОР-60 В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ MCU

За время эксплуатации реактора БОР-60 накоплен большой опыт расчётного сопровождения, проведено множество различных расчётно-экспериментальных исследований. Сейчас расчёты нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60 проводят в существующем инженерном коде, но для повышения надёжности требуется резервный способ. Поэтому было решено создать модель активной зоны в прецизионном программном комплексе MCU, поскольку он позволяет обеспечить более высокую точность. Для данного программного комплекса была разработана модель активной зоны, которая включала в себя геометрию штатных ТВС с виброуплотнённым топливом, рабочих органов системы управления и защиты и сборок бокового экрана (нетопливные сборки). Положение рабочих органов системы управления и защиты, расположение сборок и выгорание штатных тепловыделяющих сборок соответствовали началу микрокампании 113А реактора БОР-60 в момент достижения минимального контролируемого уровня мощности. Критерием корректности модели являлось достижение эффективного коэффициента размножения нейтронов, равного единице, с учётом неопределённости.

Сначала активную зону моделировали без окружения, сборки бокового экрана окружал тонкий слой натрия — 5 см (рис. 1.73, а, д). Экспериментальные устройства не задавали, на их месте были натриевые полости. Рассчитанный эффективный коэффициент размножения нейтронов составил $0,90974 \pm 0,00053$ ³⁶.

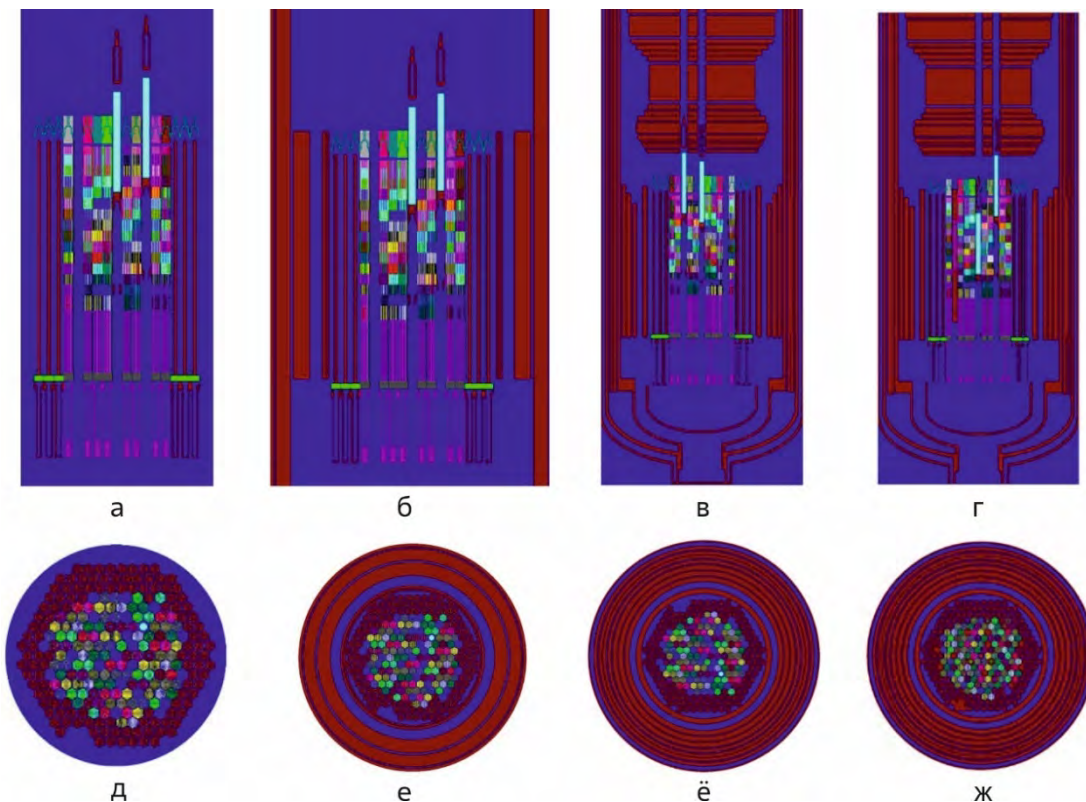


Рис. 1.73. Вертикальное (а–г) и горизонтальное (д–ж) сечение модели без окружения (а, д), с корпусом (б, е), защитной пробкой и коллектором (в, ё), экспериментальной сборкой (г, ж)

³⁶ Здесь и далее в статье указывается абсолютная статистическая неопределённость программы. — Прим. авт.

В реакторах на быстрых нейтронах крайне важно моделировать окружение активной зоны по причине его значительного влияния на утечку нейтронов, что обусловлено большим пробегом частиц в среде. Результаты расчётов свидетельствовали о необходимости добавления ближайшего окружения активной зоны реактора. В модели задали выгородку, многослойную боковую защиту и корпус реактора с некоторыми упрощениями: форма выгородки упрощена до цилиндрической, с сохранением массы и объёма металла (см. рис. 1.73, б, е). Полученный в результате расчёта эффективный коэффициент размножения нейтронов составил $0,98707 \pm 0,00023$.

В модель с корпусом реактора была добавлена часть защитной пробки с некоторыми упрощениями (цилиндрическое задание слоёв защитной пробки с сохранением массы стали и натрия), корпус напорного коллектора, камеры высокого и низкого давления, страховочный кожух и нижняя часть корпуса реактора (см. рис. 1.73, в, ё). Полученный в расчёте эффективный коэффициент размножения нейтронов составил $0,990745 \pm 0,00024$.

Результаты расчётов свидетельствовали о необходимости добавления в модель экспериментальныхборок. При их учёте были сделаны упрощения:

- ◆ некоторые сборки из-за их малого влияния на эффективный коэффициент размножения нейтронов были заданы в виде металлических шестигранников с сохранением массы имеющихся материалов;
- ◆ сборки, оказывающие большое влияние на эффективный коэффициент размножения нейтронов, задавали в упрощённом виде: исследуемый материал или композиция — в виде цилиндра с сохранением положения относительно центральной плоскости активной зоны, металлические конструкции — в виде шестигранника с сохранением массы материала (см. рис. 1.73, г, ж).

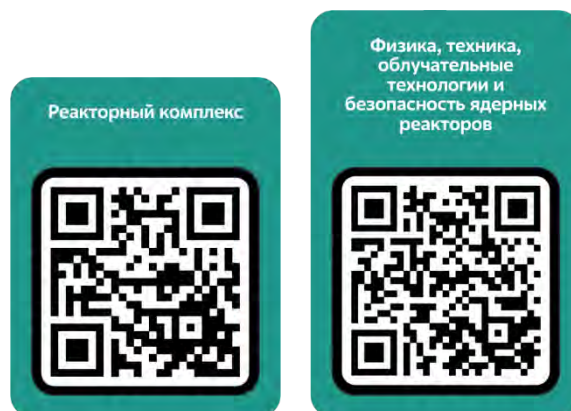
Полученный эффективный коэффициент размножения нейтронов составил $1,01928 \pm 0,00024$.

Введение в модель реактора дополнительного пространства вне активной зоны положительно влияет на достижение правильного результата, так как уменьшает утечку нейтронов из активной зоны. Необходимым и достаточным является моделирование не менее 300 см высотой и не менее 150 см диаметром, с активной зоной в центре и упрощённым заданием внутрикорпусных устройств, корпуса и его ближайшего окружения. Планируется доработка модели по следующим направлениям:

- ◆ расчёт выгорания топлива и флюенса нейтронов;
- ◆ автоматизация обработки выгруженных по результатам расчётов данных;
- ◆ измерение эффективности рабочих органов системы управления и защиты;
- ◆ унификация задания экспериментальныхборок.

Результаты данной работы будут использованы при расчётном сопровождении реактора БОР-60.

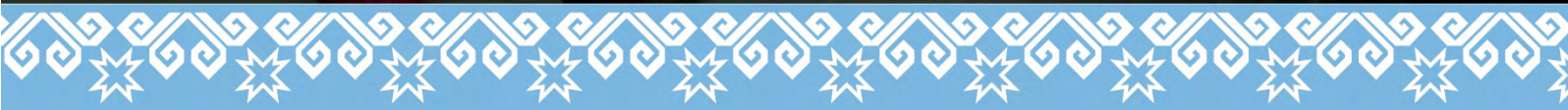
*И.А. Сафиулина, С.В. Широков,
В.Ю. Анисимов³⁷, А.П. Малков, А.Е. Дьяченко³⁷*



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



С целью сохранения культурного и национального наследия в городе создана и функционирует под руководством Киргизовой Валентины Викторовны общественная организация «Димитровградская местная чувашская национально-культурная автономия». На протяжении двадцати шести лет она вносит свой вклад в поддержку и развитие чувашской национальной культуры, ее традиций.



ИССЛЕДОВАНИЕ
ТВЭЛОВ
И РЕАКТОРНЫХ
МАТЕРИАЛОВ

2



ВВЕДЕНИЕ К РАЗДЕЛУ 2

Основные работы отчётного года были 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», единого отраслевого тематического плана, проектного направления «Прорыв», а также различных отраслевых программ, коммерческих договоров и контрактов.

Начаты работы по получению экспериментальных данных о влиянии термических испытаний, моделирующих штатный и аварийные режимы сухого хранения, на состояние топлива и оболочек полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000. Материаловедческие исследования показали, что степень изменений структуры и свойств топлива и оболочки зависит от выгорания топлива и координаты по высоте твэла, а влияние различия режима термических испытаний на эти изменения незначительно.

В электрообогреваемых модулях, расположенных в радиационно-защитной камере, проведены термические испытания полномасштабных твэгов реактора ВВЭР-1000 с различным содержанием оксида гадолиния и выгоранием топлива в режимах, моделирующих вакуумную сушку и проектные аварии в сочетании с аномальными событиями на начальной стадии сухого хранения. В ходе испытаний твэги сохранили герметичность, что подтверждают результаты анализа проб газа, отобранных из модулей. После испытаний проведены исследования твэгов неразрушающими методами, получены результаты, характеризующие их состояние и формоизменение. В настоящее время термические испытания твэгов продолжаются в условиях, моделирующих штатный режим длительного сухого хранения.

С целью выявления причин деградации механических свойств направляющих каналов из сплава Э635, отработавших в составе ТВС-2М в течение одной и двух топливных кампаний в реакторе ВВЭР-1000, проведены исследования их механических свойств и микроструктуры. Получены данные об изменении прочностных и пластических свойств при комнатной температуре испытаний на растяжение образцов в поперечном и продольном направлении, на поперечное сжатие и четырёхточечный изгиб в зависимости от характеристик радиационного повреждения (дислокационная структура и перераспределение легирующих элементов между твёрдым раствором и частицами вторых фаз) и коррозии (окисление, наводороживание и гидрирование) сплава Э635.

В рамках лицензирования усовершенствованного топлива российских и зарубежных реакторов ВВЭР-1000 для обоснования будущих проектов тепловыделяющих сборок и транспортно-упаковочных комплектов для АЭС «Аккую» проведены исследования сборки ТВС-2М, отработавшей на втором энергоблоке Ростовской АЭС до среднего выгорания топлива 63,6 МВт-сут/кг урана. Результаты исследований показали, что состояние её твэлов и элементов каркаса соответствует достигнутому выгоранию топлива: параметры либо находятся в пределах диапазона значений, полученных для сборок с меньшим выгоранием, либо согласуются с ранее установленными закономерностями их изменения.

В рамках проектного направления «Прорыв» проведены послереакторные исследования твэлов экспериментальной сборки со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом и оболочками из стали марки ЭП823-Ш после эксплуатации в реакторе БН-600 до выгорания 9,0 % т. а. и повреждающей дозы в материале оболочки, равной

108 сна. Результаты послереакторных исследований предназначены для совершенствования технологии производства твэлов с таким топливом, верификации расчётных кодов и подготовки расчётного обоснования для принятия решения о максимально допустимом ресурсе твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300.

Осуществление проекта по созданию исследовательского жидкосолевого реактора напрямую связано с разработкой и выбором конструкционных материалов. В отчётном году проводили дореакторные испытания и исследования трёх кандидатных конструкционных материалов в исходном состоянии и после термического старения при температуре 750 °С в воздушной среде в течение 180 сут. Получены характеристики микроструктуры, элементного состава и механических свойств данных сплавов.

В рамках работ по исследованию влияния нейтронного облучения и топливной соли на основе фторидов лития и бериллия на механические и коррозионные свойства конструкционных материалов проведены исследования капсул и образцов модифицированного высоконикелевого сплава ХН80МТЮБ после облучения в реакторе СМ в гелии и в капсулах с топливной солью с добавлением смеси фторидов урана и теллура. Получены новые экспериментальные данные по изменению коррозионных и механических свойств сплава при облучении в различных средах.

Продолжены работы по реализации федерального проекта «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий», предполагающего проведение испытаний конструкционных материалов blankets гибридной реакторной установки. Изучены характеристики образцов из сталей марок ЭК181, ЧС138 и ЧС139 в исходном состоянии и после облучения до повреждающей дозы не менее 13 сна при температуре (330 ± 15) и (450 ± 20) °С.

В рамках государственного контракта для оценки возможности продления срока службы некоторых критических элементов реактора БОР-60 получены новые экспериментальные данные по набуханию стали марки 12Х18Н10Т, облучённой при температуре 465–484 °С в диапазоне повреждающей дозы от 16 до 67 сна. Результаты работы позволили обосновать возможность снижения консервативности при оценке набухания этой аустенитной стали при характерных условиях облучения критических элементов реактора БОР-60.

Разработан проект методики определения содержания водорода в поглощающих композициях образцов реакторных материалов до и после облучения объёмным методом с применением высокотемпературной экстракции. Аттестация методики запланирована на следующий год.

Е.А. Звир

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С РАЗЛИЧНЫМ КОНСТРУКТИВНЫМ ИСПОЛНЕНИЕМ И ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА, ИСПЫТАННЫХ В УСЛОВИЯХ, МОДЕЛИРУЮЩИХ ШТАТНЫЙ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

С целью получения экспериментальных данных для обоснования безопасности технологии сухого хранения отработавших тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР и ТВС-Квадрат были выполнены разрушающие материаловедческие исследования двенадцати твэлов. Данные необходимы для интегральной верификации инженерно-физического кода при моделировании термомеханического поведения твэлов, разрабатываемого ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"» для АО «ТВЭЛ».

Исследованные твэлы (табл. 2.1) в течение двух лет подвергались термическим испытаниям в электрообогреваемых модулях ЭМ1 и ЭМ2 в условиях, моделирующих штатный и аварийный режимы сухого хранения. Для оценки влияния условий сухого хранения на состояние топлива и оболочек твэлов были выполнены разрушающие материаловедческие исследования шести твэлов-свидетелей, не принимавших участия в испытаниях.

Таблица 2.1

Основные характеристики твэлов

ТВС	Место эксплуатации в первом энергоблоке	Расчётное среднее выгорание топлива, МВт·сут/кг урана	Диаметр твэла, мм		Материал оболочки (сплав)
			таблетки, наружный / центрального отверстия	оболочки наружный / внутренний	
ТВСА	Калининской АЭС	64	7,57 / 1,4	9,1 / 7,73	Э635
ТВСА-Альфа: первая вторая		41	7,8 / 0	9,1 / 7,93	Э110 (губка) Э110 опт. (губка)
ТВСА-5М: первая вторая		63	7,6 / 1,2	9,1 / 7,73	Э110 (губка)
ТВС-2		Балаковской АЭС	20		7,57 / 1,5

Термические испытания твэлов выполняли в среде гелия в два этапа. На первом этапе испытания в модуле ЭМ1 проводили при температурном режиме, моделирующем вакуумную сушку: твэлы нагревали и выдерживали при температуре 200, 400 и 440 °С, длительность выхода на каждый стационарный режим составляла 8 ч, продолжительность выдержки — 24 ч. Испытания в модуле ЭМ2 на первом этапе проводили последовательно в режиме вакуумной сушки, аналогично испытаниям в модуле ЭМ1, затем в режиме, моделирующем проектную аварию в сочетании с аномальным событием: выдерживали 14 ч при температуре 380 °С. После этого испытания выполняли в режиме, моделирующем только проектную аварию: выдерживали 168 ч при температуре 360 °С. На втором этапе твэлы испытывали в условиях, моделирующих штатный режим длительного сухого

хранения, в стационарном режиме при температуре 350 °С. Длительность испытаний составила 404 сут. Установлено, что термические испытания не вызвали дополнительного выхода газовых продуктов деления из топлива под оболочку твэлов, но изменялось давление внутритвэльного газа и, соответственно, напряжение в оболочках твэлов на участках, где отсутствовал контакт топлива с оболочкой (рис. 2.1).

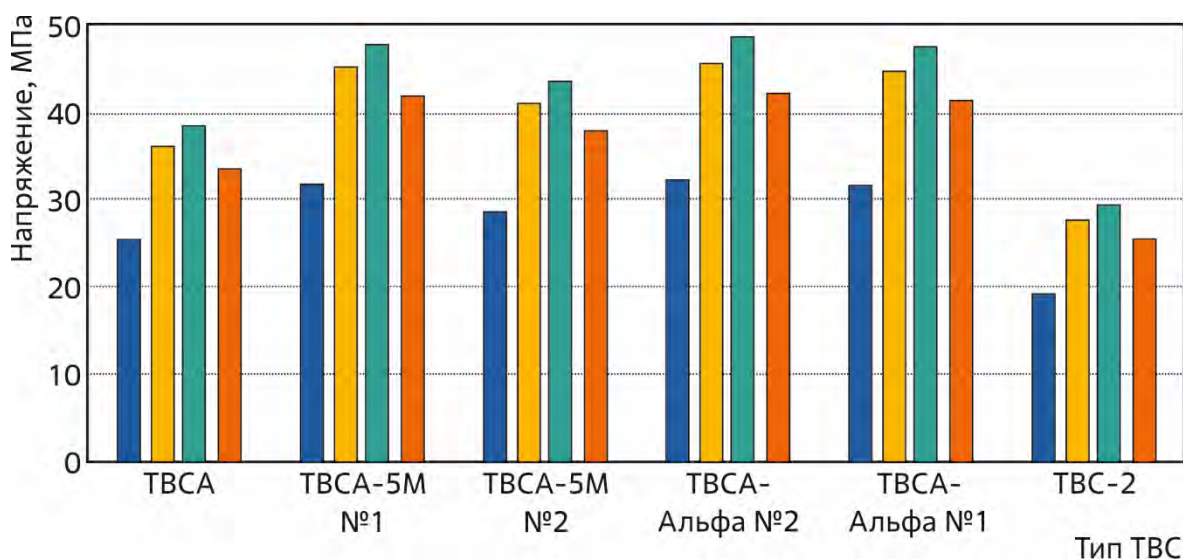


Рис. 2.1. Изменение тангенциального напряжения в оболочках твэлов в процессе термических испытаний при выдержке 24 ч и температуре 200 (■), 400 (■), 440 °С (■) и выдержке 9 696 ч при температуре 350 (■) °С

Состояние верхних и нижних сварных соединений оболочек с концевыми деталями всех исследованных твэлов (рис. 2.2) соответствует требованиям обеспечения их герметичности и не вызывает сомнений в их надёжности при обращении, в том числе при различных режимах сухого хранения. Основные характеристики макро- и микроструктуры топлива: фрагментация таблеток, диаметр центрального отверстия, диаметр зоны, характеризующейся повышенной концентрацией внутризёренных пор, размер реструктурированной rim^{38} -зоны на краю таблетки, размер зёрен – не изменились под влиянием термических испытаний (рис. 2.3), как и распределение продуктов деления и пористость. Термические испытания привели к снижению удельной длины гидридов в оболочках твэлов с глубиной выгорания больше 60 МВт·сут/кг урана (рис. 2.4) и увеличению коэффициента радиальной ориентации гидридов в оболочках всех твэлов (рис. 2.5)



Рис. 2.2. Микроструктура сварного соединения

³⁸ Здесь и далее rim от англ. «краевой». — Прим. ред.

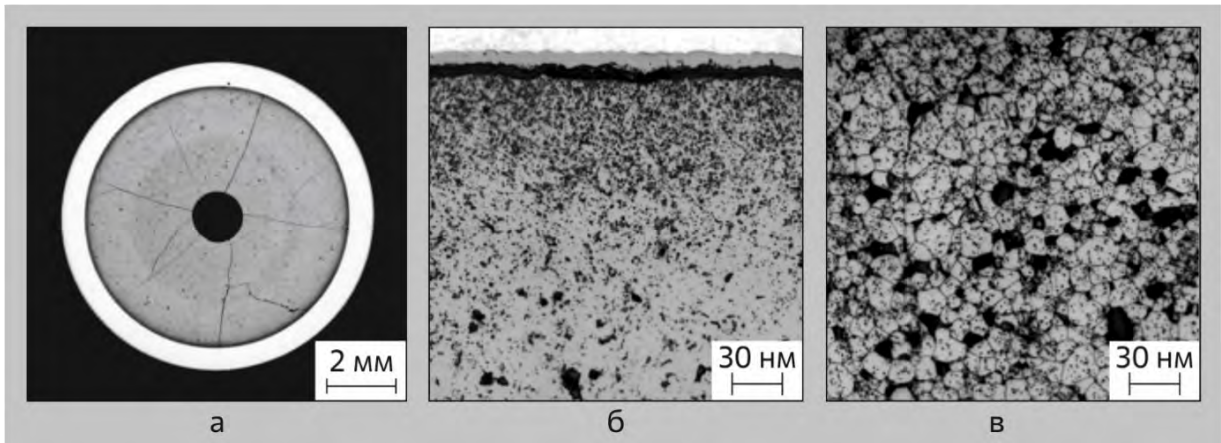
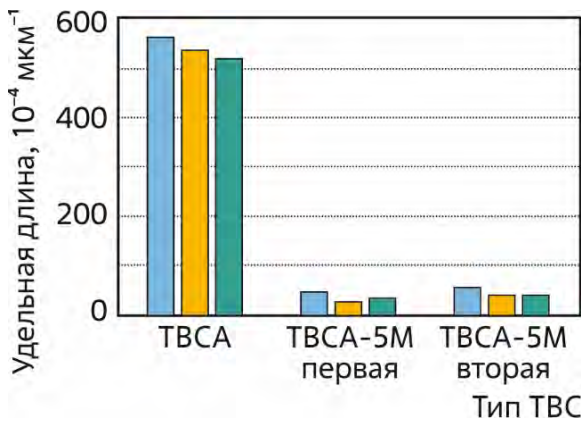


Рис. 2.3. Характерная макро- (а) и микроструктура топлива в поперечном сечении твэла до (б) и после (в) травления



Также термические испытания привели к частичному возврату значений микротвёрдости, характерных для необлучённых оболочечных труб, а также прочностных и пластических свойств оболочек в поперечном и продольном направлениях для всех исследованных твэлов.

Рис. 2.4. Изменение удельной длины гидридов в оболочках твэлов-свидетелей (■) и твэлов, испытанных в модуле ЭМ1 (■) и ЭМ2 (■)

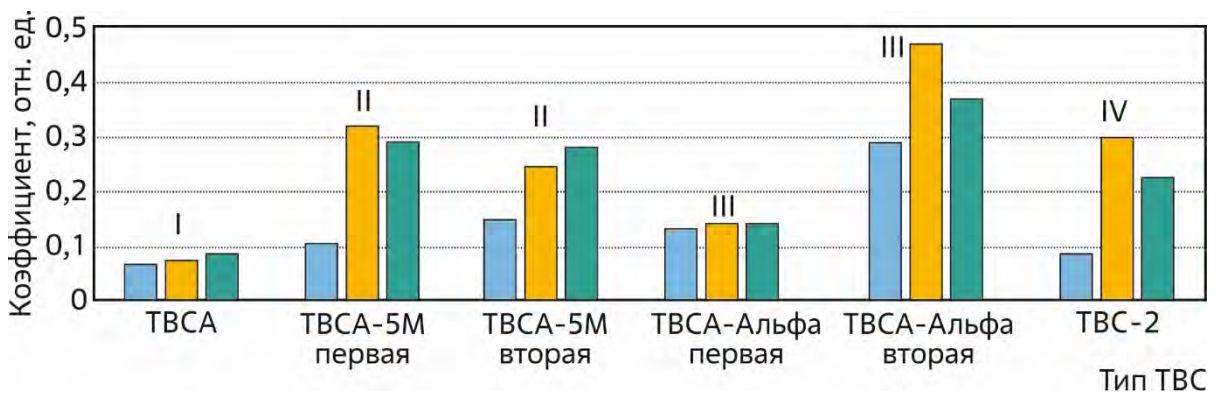


Рис. 2.5. Изменение коэффициента ориентации радиальных гидридов в оболочках твэлов топлива для твэла-свидетеля (■) и твэлов, испытанных в модуле ЭМ1 (■) и ЭМ2 (■) с выгоранием: 64 (I), 63 (II), 41 (III), 20 (IV) МВт сут/кг урана

Исследования разрушающими методами показали, что степень изменений структуры и свойств топлива и оболочки зависит от выгорания топлива и координаты по высоте твэла, а влияние режима термических испытаний в модуле незначительно.

Е.А. Звир, И.Н. Волкова, Г.П. Кобылянский, П.А. Ильин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, Г.В. Шिशалова, Е.В. Чертопятов, Т.С. Ильина

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ПОЛНОМАСШТАБНЫХ ТВЭГОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 В РЕЖИМАХ ВАКУУМНОЙ СУШКИ И ПРОЕКТНОЙ АВАРИИ ПРИ СУХОМ ХРАНЕНИИ

С целью получения экспериментальных данных для обоснования безопасности технологии сухого хранения отработавших тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР и ТВС-Квадрат начаты исследования поведения твэгов в условиях сухого хранения. Из состава трёх сборок ТВС-2М и двух сборок ТВСА-Альфа были выбраны по три твэга с близкими эксплуатационными характеристиками: один твэг для испытаний в электрообогреваемом модуле ЭМ1, второй — для испытаний в модуле ЭМ2 и ещё один твэг-свидетель — для сравнения с результатами исследований после термических испытаний. Также для сравнения из состава третьей сборки ТВС-2М были выбраны три твэла. Таким образом, из восемнадцати выбранных тепловыделяющих элементов были сформированы три идентичные по составу группы (номера групп соответствуют условным номерам твэгов и твэлов), в составе каждой из которых по пять твэгов и один твэл (табл. 2.2).

Таблица 2.2

Основные характеристики твэлов и твэгов

ТВС		Элемент		Содержание оксида гадолиния	Расчётное среднее выгорание топлива, МВт-сут/кг урана		
		Тип	Номер				
ТВС-2М	Первая	Твэг	1	8	17,03		
			2		15,7		
			3		16,2		
	Вторая		1		32,12		
			2		32,84		
			3		34,72		
	Третья		Твэг		1	—	49,32
					2		46,43
					3		47,96
Твэл		1	60,54				
		2	57,66				
		3	60,5				
ТВСА-Альфа	Первая	Твэг	5	30,7			
				2	30,36		
				3	30,79		
	Вторая			1	56,46		
				2	55,8		
				3	56,67		

Испытания твэгов и твэлов проводили в среде гелия. Первую группу испытывали в электрообогреваемом модуле ЭМ1 в температурном режиме, моделирующем вакуумную

сушку. Испытания второй группы в модуле ЭМ2 проводили последовательно в режиме вакуумной сушки, затем в режимах, моделирующих проектную аварию в сочетании с аномальным событием и только проектную аварию³⁹.

В ходе термических испытаний все твэги и твэлы сохранили герметичность, что подтверждено результатами анализа масс-спектрометрическим методом проб газа, в котором проводили испытания. Затем были проведены промежуточные исследования твэгов и твэлов из модулей ЭМ1 и ЭМ2 с использованием неразрушающих методов: визуальной инспекции и фотосъёмки, вихретоковой дефектоскопии оболочек, измерения толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочки вихретоковым методом и распределения диаметра оболочки, а также длины.

В результате термических испытаний внешний вид оболочек не изменился. Визуальная инспекция и вихретоковая дефектоскопия не выявили дефектов оболочки, обусловленных термическими испытаниями. Толщина оксидной плёнки на поверхности оболочек твэгов и твэлов с учётом неопределённости измерений осталась прежней. Полученное распределение эквивалентного диаметра имеет вид, типичный для твэгов и твэлов из ТВС, отработавших до соответствующего выгорания топлива. Увеличение длины примерно на 1 мм наблюдали у обоих твэгов из второй сборки ТВСА-Альфа и у твэга 2 из второй сборки ТВС-2М. У твэга 1 из первой сборки ТВСА-Альфа выявлено уменьшение длины примерно на 1 мм. У остальных твэгов и твэлов изменения длины с учётом неопределённости измерений незначительны.

В настоящее время термические испытания твэгов и твэлов проводят в условиях, моделирующих штатный режим длительного сухого хранения (стационарный режим нагрева при температуре 350 °С).

Е.А. Звир, П.А. Ильин, В.А. Бобин, С.С. Сагалов

КОРРОЗИОННОЕ СОСТОЯНИЕ, МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И МИКРОСТРУКТУРА НАПРАВЛЯЮЩИХ КАНАЛОВ И ЦЕНТРАЛЬНОЙ ТРУБЫ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ТВС-2М, ОТРАБОТАВШЕЙ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000 ОДНУ ТОПЛИВНУЮ КАМПАНИЮ

С целью пополнения базы экспериментальных данных проведены исследования направляющих каналов периферийного и внутреннего рядов и центральной трубы сборки ТВС-2М, отработавшей в реакторе ВВЭР-1000 в течение одной топливной кампании до среднего выгорания 24,02 МВт-сут/кг урана. На образцах в поперечных и продольных сечениях изучено коррозионное состояние изделий, определены толщина оксидной плёнки и морфология гидридной фазы методами оптической микроскопии, содержание водорода. Проведены механические испытания на растяжение в продольном и поперечном на-

³⁹ Звир Е.А., Волкова И.Н., Кобылянский Г.П. и др. Материаловедческие исследования твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива, испытанных в условиях, моделирующих штатный и аварийные режимы сухого хранения. — Настоящий отчёт. С. 120–122. — Прим. ред.

правлениях на кольцевых и сегментных образцах при комнатной температуре и при 320 °С с определением прочностных и пластических характеристик. Методами трансмиссионной электронной микроскопии установлены характеристики микроструктуры образцов, выполнен анализ структурно-фазового состояния и элементного состава материала этих изделий из сплава Э635.

С ростом высотной координаты примерно до 3 700 мм (уровень дистанционирующей решётки 12) на внешней поверхности направляющих каналов и центральной трубы возрастают концентрация и размеры белых пятен оксида циркония, причём начиная с 2 800 мм их поверхность приобретает однотонный белый цвет. Выше дистанционирующей решётки 12 цвет поверхности становится таким же тёмным, как в нижней части изделий. Значения толщины оксидной плёнки на наружной поверхности, измеренные неразрушающим методом, хорошо коррелируют с данными оптической микроскопии исследованных сечений, а также результатами измерений их диаметра. Наиболее толстые оксидные плёнки образовались в основном на участках с координатами 3 300 мм у направляющих каналов и 3 240 мм (рис. 2.6) у центральной трубы, причём во втором случае их толщина достигает 14–15 мкм, что на 2–3 мкм больше, чем в первом. Средняя толщина оксидной плёнки на наружной и внутренней поверхности исследованных направляющих каналов различается не более чем на 1 мкм, у центральной трубы на участке с координатой 2 275 мм наблюдается значительная азимутальная неравномерность толщины оксида на наружной поверхности: средняя толщина почти в два раза меньше, чем на внутренней поверхности.

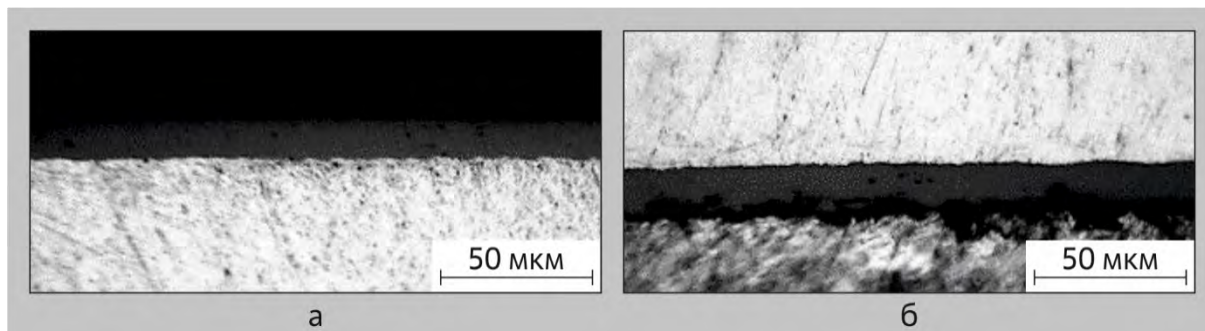


Рис. 2.6. Типичное изображение оксидных плёнок максимальной толщины на наружной (а) и внутренней (б) поверхности центральной трубы в поперечном сечении

Слабое окисление поверхностей направляющих каналов и центральной трубы сопровождалось соответствующим малым поглощением водорода сплавом Э635. В первом приближении доля поглощённого водорода линейно зависит от суммарной толщины оксидной плёнки на наружной и внутренней поверхности. Максимальная массовая доля водорода 0,0083 % зафиксирована у направляющего канала периферийного ряда на участке с координатами 3 350–3 400 мм, а у направляющего канала внутреннего ряда и центральной трубы в этом районе она составила 0,0064 и 0,0070 % соответственно.

Микроструктура исследованных поперечных сечений направляющих каналов и центральной трубы характеризуется наличием выделений гидридов циркония. В нижней половине направляющего канала периферийного ряда с координатами 660 и 1 665 мм (рис. 2.7, а, б) гидриды проявились в виде коротких чёрточек, равномерно распределённых по всему сечению. С ростом координаты в пределах активной части,

соответствующей расположению топливного сердечника в твэлах ТВС, длина гидридов увеличивается, и наряду с короткими чёрточками в микроструктуре сечений появляются их скопления в виде разветвлённых линий (см. рис. 2.7, в, г). Вне активной части (координата 3 965 мм) мелкие гидриды, равномерно распределённые по сечению направляющего канала, можно видеть только при большом увеличении (см. рис. 2.7, д).

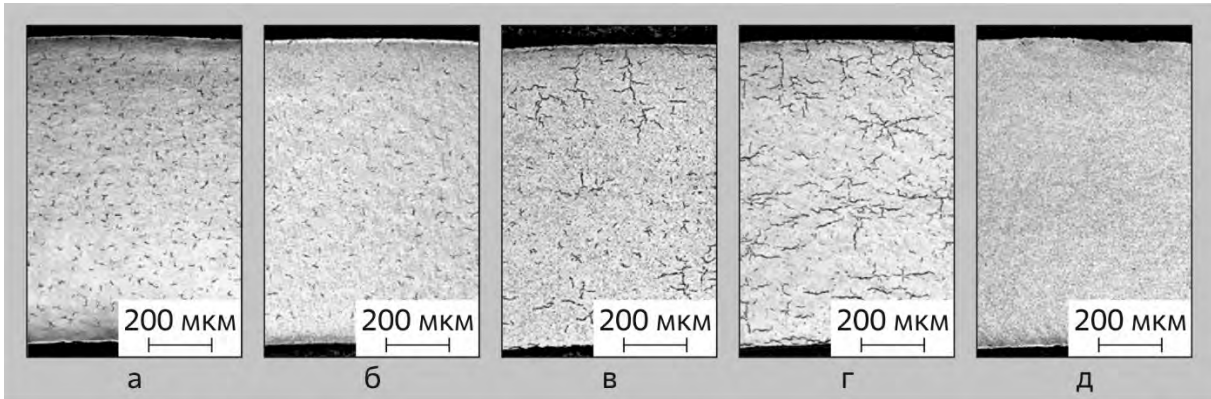


Рис. 2.7. Типичная микроструктура поперечных сечений направляющего канала периферийного ряда на участках с координатами 660 (а), 1 665 (б), 2 345 (в), 3 300 (г) и 3 965 (д) мм

В поперечных сечениях центральной трубы на участках с координатами 770, 1 605 и 2 275 мм в микроструктуре гидриды в заметном количестве не выявлены (рис. 2.8, а–в). На участке с координатой 3 240 мм они выглядят как разветвлённые линии (см. рис. 2.8, г), а на участке выше активной части (см. рис. 2.8, д) длина таких гидридов и их количество меньше, чем в районе максимального окисления центральной трубы и направляющих каналов (координата около 3 300 мм).

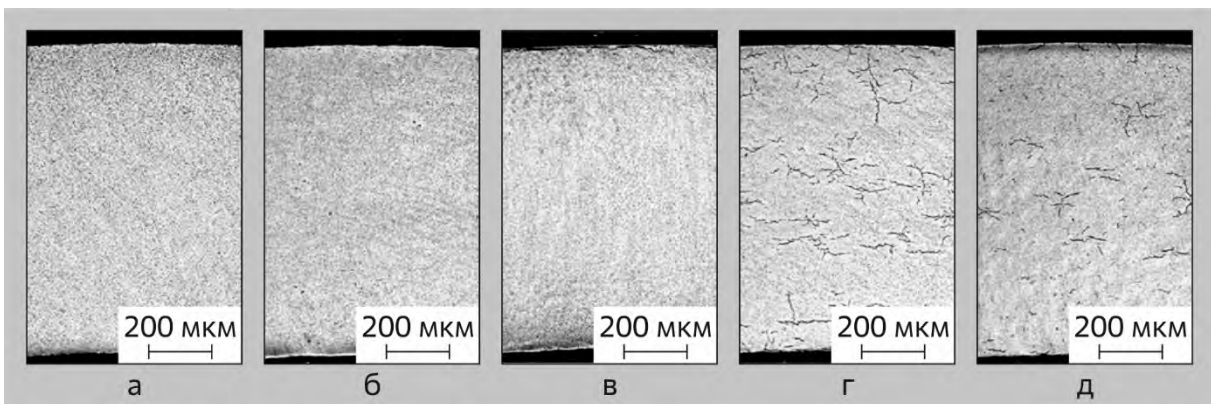


Рис. 2.8. Типичная микроструктура поперечных сечений центральной трубы на участках с координатами 770 (а), 1 605 (б), 2 275 (в), 3 240 (г) и 3 950 (д) мм

Наибольшая удельная длина гидридов, составляющая примерно $(13-15) \cdot 10^{-3} \text{ мкм}^{-1}$, у направляющего канала периферийного ряда и центральной трубы наблюдается на участке максимального окисления поверхностей, а у направляющего канала внутреннего ряда она меньше — $9,3 \cdot 10^{-3} \text{ мкм}^{-1}$. Чем больше суммарная толщина оксидных плёнок на наружной и внутренней поверхностях, тем больше удельная длина гидридов в микро-

структуре поперечных сечений. Зависимость удельной длины от суммарной средней толщины оксидных плёнок на этих поверхностях хорошо аппроксимируется линейным приближением.

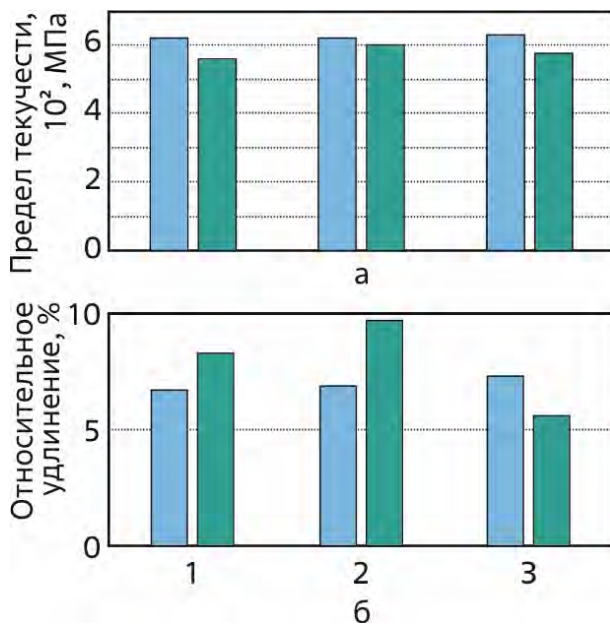
Максимальный коэффициент радиальной ориентации гидридов зафиксирован у направляющего канала внутреннего ряда в сечении с координатой Z 300 мм и равен 0,29. В остальных сечениях этот коэффициент меньше, а в нижней части центральной трубы он минимален — 0,04. На этом участке минимальные значения имеет также и удельная длина гидридов. На участках с координатой Z 345 мм удельная длина в равных по ширине областях, прилегающих к поверхностям направляющего канала периферийного ряда, примерно в 1,6 раз больше, чем в средней части, а у направляющего канала внутреннего ряда — в 1,4 раза. При этом значение коэффициента радиальной ориентации у наружной поверхности направляющего канала периферийного ряда достигало 0,32, у внутренней поверхности — 0,23, в то время как в средней части оно составило 0,18. Для направляющего канала внутреннего ряда значения коэффициента равнялись 0,37, 0,30 и 0,22 соответственно. В продольных сечениях степень гидрирования максимальна на участках с координатами Z 300–3325 мм у направляющих каналов и Z 250–3260 мм у центральной трубы. Подавляющая часть гидридов ориентирована преимущественно в аксиальном направлении, а коэффициент радиальной ориентации гидридов в продольном сечении очень мал: меньше 0,02 при неопределённости измерения, не превышающей 7 %.

Основные процессы изменения состава частиц фазы Лавеса⁴⁰ и морфологии микроструктурных составляющих в материале направляющих каналов и центральной трубы под действием эксплуатационных параметров, главные из которых температура и поток нейтронов, наблюдаемых при анализе результатов ТЭМ-исследований, соответствуют хорошо изученным механизмам, описанным в работе⁴¹. Различие коррозионного состояния направляющих каналов периферийного и внутреннего ряда и центральной трубы может быть связано также с различием микроструктурных характеристик в трубах этих изделий. Так, по данным ТЭМ-исследований, средний размер и концентрация частиц фазы Лавеса, которые могут влиять на электрохимические процессы коррозии сплава Э635, различаются у направляющих каналов и центральной трубы: средний размер этих частиц (140–148 нм) на двух исследованных участках центральной трубы (около Z 230 и 4000 мм) больше, чем у направляющих каналов (122–135 нм).

Изменения микроструктуры материала направляющих каналов и центральной трубы, вызванные облучением и коррозией, являются основными факторами, от которых зависят механические свойства образцов. Направляющие каналы и центральная труба имеют более высокие значения предела текучести в продольном направлении, чем в поперечном, а для общего относительного удлинения это справедливо только для центральной трубы (рис. 2.9). При обращении с ТВС именно в продольном направлении прикладывается к направляющим каналам основная нагрузка. Высокие

⁴⁰ Фазы Лавеса — самый многочисленный класс интерметаллических соединений, характеризующихся высокой симметрией, большими координационными числами и высокой плотностью кристаллической решётки, с хорошей металлической связью. Получили своё название в честь немецкого кристаллохимика Фрица Лавеса. — Прим. ред.

⁴¹ Обухов А.В. Влияние реакторного облучения и послерадиационного отжига на элементный состав и кристаллическую структуру вторых фаз в циркониевых сплавах Э110 и Э635: автореферат диссертации на соискание учёной степени кандидата технических наук. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. — 144 с.



механические свойства направляющих каналов в продольном направлении обеспечивают несущую способность каркаса ТВС-2М.

Рис. 2.9. Изменение условного предела текучести (а) и общего относительного удлинения (б) направляющих каналов периферийного (1) и внутреннего ряда (2) и центральной трубы (3) в продольном (■) и поперечном (■) направлении в районе максимума их коррозионного поражения при температуре испытаний, равной 320 °С

А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский, А.В. Обухов, Г.Д. Нуруллина, Е.В. Чертопятов

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И МИКРОСТРУКТУРА НАПРАВЛЯЮЩИХ КАНАЛОВ СБОРКИ ТВС-2М, ОТРАБОТАВШЕЙ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000 В ТЕЧЕНИЕ ДВУХ ТОПЛИВНЫХ КАМПАНИЙ

Проведены исследования первого и седьмого направляющих каналов периферийного ряда, тринадцатого и шестнадцатого внутреннего ряда сборки ТВСА-2М, отработавшей в реакторе ВВЭР-1000 в течение двух полуторагодовых топливных кампаний до среднего выгорания 45,79 МВт-сут/кг урана. Изучена микроструктура материала, определены механические свойства на растяжение кольцевых и продольных образцов до и после послерадиационных отжигов, проведены испытания фрагментов на поперечное сжатие и на четырёхточечный изгиб при комнатной температуре⁴².

Микроструктура направляющих каналов в поперечных сечениях изменяется с ростом координаты исследуемых участков — количество гидридов в виде штрихов или нитей обычно возрастает (рис. 2.10). На участках с координатами примерно выше 2 700 мм в некоторых сечениях изображения гидридов имеют вид тёмных точек, а при более высоких увеличениях — мелких изогнутых линий (рис. 2.11). Такая форма гидридов, возможно, связана с более высокой скоростью охлаждения на этих локальных участках.

⁴² В данном случае подразумевается температура в пределах допуска 20 ± 15 °С. — Прим. авт.

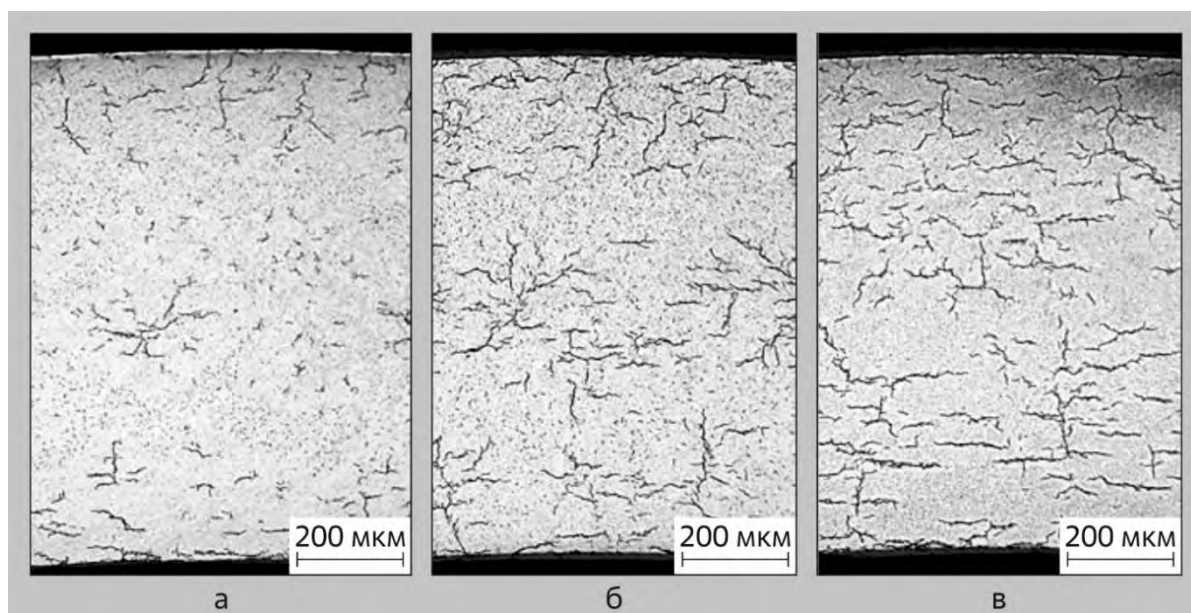
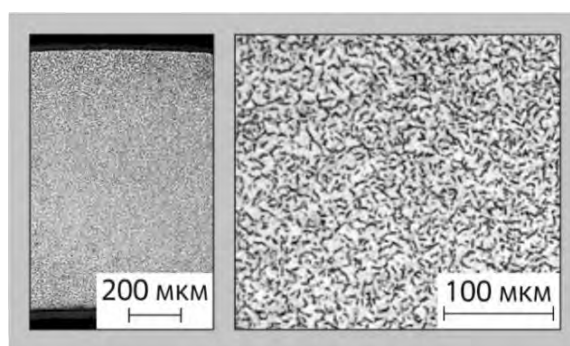


Рис. 2.10. Микроструктура направляющих каналов на участках с координатами 80 (а), 1 760 (б) и 3 730 (в) мм

На рис. 2.12 приведены типичные изображения микроструктуры направляющих каналов на участке максимального окисления с толщиной оксида до 34 мкм, где массовая доля водорода составляет примерно 0,012 %, до и после проведения послерадиационных отжига. Морфология гидридов существенно изменяется в результате двухчасового отжига (охлаждение в печи) уже при температуре 400 °С — от точечных гидридов до разветвлённых нитей. С ростом температуры послерадиационного отжига с 400 до 450 °С коэффициент радиальной ориентации гидридов снижается от 0,17 до 0,13, а при температуре 500 и 550 °С он становится меньше 0,1. При этом удельная длина гидридов в первом диапазоне температуры существенно не изменяется и составляет $(329-363) \cdot 10^{-4} \text{ мкм}^{-1}$, а во втором становится меньше — $277 \cdot 10^{-4} \text{ мкм}^{-1}$. На других участках, где содержание водорода и удельная длина гидридов были меньшими, в отсутствие послерадиационного отжига коэффициент радиальной ориентации составлял менее 0,26 (см. рис. 2.10).

Рис. 2.11. Микроструктура отдельных поперечных сечений направляющих каналов при различном увеличении



ТЭМ-исследования микроструктуры направляющих каналов показали, что послерадиационный отжиг приводит к существенному изменению дислокационной структуры: дислокационные петли радиационного происхождения, увеличиваясь в диаметре, образуют дислокационную сетку либо исчезают на границах зёрен и других стоках. При послерадиационном отжиге происходит также перераспределение легирующих элементов между выделениями второй фазы и матрицей в обратном направлении относительно этих процессов, происходящих под облучением. В частности, железо, вышедшее под действием облучения из частиц фазы Лавеса в матрицу, при нагревании

возвращается в них. Соответственно, изменяется и состав матрицы: если после облучения массовая доля железа в твёрдом растворе сплава Э635 составляет примерно 0,25–0,32 %, то после проведения послерадиационного отжига при температуре 550 °С она снижается примерно до 0,07 %. Перераспределение железа между частицами второй фазы и матрицей может вносить вклад в механизмы радиационного упрочнения и возврата при температурном воздействии наряду с соответствующими дислокационными механизмами.

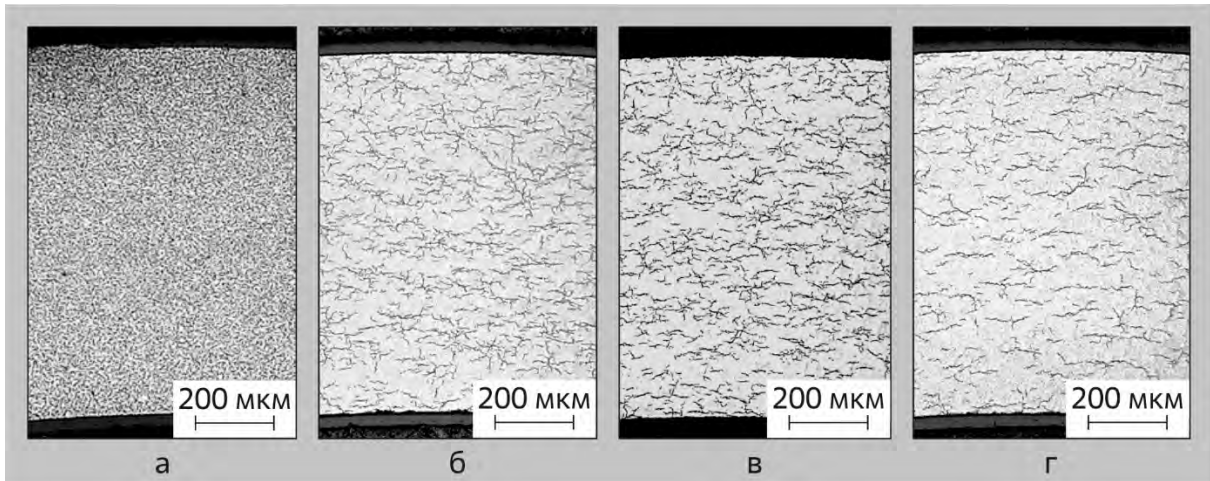


Рис. 2.12. Микроструктура поперечных сечений направляющего канала на участке с координатами 3 120–3 460 мм до (а) и после проведения послерадиационных отжигов при температуре 400 (б), 450 (в) и 550 (г) °С

Механические испытания образцов, вырезанных из направляющих каналов на различных высотных координатах, проводили на универсальной испытательной машине при комнатной температуре несколькими методами. Кольцевые и сегментные образцы испытывали на одноосное растяжение до и после отжига, а трубчатые — на поперечное сжатие и четырёхточечный изгиб.

Анализ результатов испытаний кольцевых образцов на растяжение показывает, что в целом пластичность направляющих каналов сборки ТВС-2М в поперечном направлении выше, чем у каналов сборки ТВСА-Альфа, отработавшей в реакторе пять топливных кампаний [1], что может быть обусловлено меньшим примерно на два года временем эксплуатации. Поэтому воздействие факторов, влияющих на пластичность сплава Э635, таких как доза облучения и коррозионное состояние (степень окисления и наводороживания) материала направляющих каналов, меньше. С ростом температуры послерадиационного отжига уменьшается средний предел текучести и увеличивается среднее общее относительное удлинение кольцевых образцов (рис. 2.13). После отжига при 550 °С эти значения оказались ниже, чем у исходных труб направляющих каналов. При этом различие прочностных характеристик невелико, а среднее общее относительное удлинение у исходных труб в 1,4 раза выше, чем после отжига. Это, по-видимому, связано с тем, что они находились в частично рекристаллизованном состоянии с температурой финишной обработки 525–530 °С. При повышенной температуре отожглись не только дислокационные петли радиационного происхождения, но и произошло обеднение твёрдого раствора матрицы сплава железом за счёт его диффузионного возврата в частицы фазы Лавеса [2], а также снизилась плотность деформационных дислокаций в нерекристаллизованных зёрнах, что способствовало снижению среднего

предела текучести. Разница в пластичности, по-видимому, обусловлена влиянием гидридов в структуре сплава, подвергнутого послерадиационному отжигу.

У сегментных образцов снижение предела прочности под влиянием послерадиационных отжигов при 550 °С было почти таким же, как и у кольцевых образцов — 385 и 380 МПа соответственно. При этом снижение среднего предела текучести произошло в большей мере, чем у кольцевых образцов — на 425 и 260 МПа соответственно. Общее относительное удлинение сегментных образцов с ростом температуры отжига увеличивается так же, как и у кольцевых образцов. Но если у кольцевых образцов значение этой характеристики пластичности не достигает соответствующего уровня для необлучённой трубы даже при температуре отжига 550 °С, то у сегментных образцов оно его превышает на 2 %.

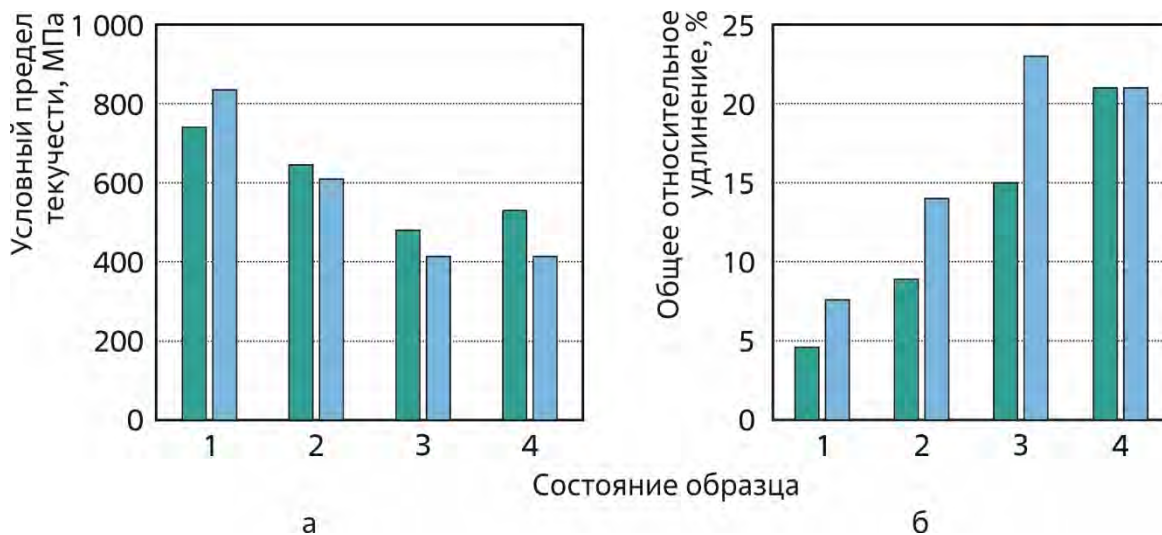


Рис. 2.13. Изменение среднего условного предела текучести (а) и общего относительного удлинения (б) кольцевых и сегментных образцов направляющих каналов, испытанных на растяжение при комнатной температуре в поперечном (■) и продольном (□) направлениях в зависимости от состояния после эксплуатации (1), после отжига при 450 (2) и 550 (3) °С, а также без облучения (4)

Влияние нагружения направляющих каналов путём сжатия в поперечном направлении оценивали на образцах длиной 30 мм с использованием специальной оснастки, состоящей из верхней и нижней обоймы, между которыми размещали образец. Испытание проводили до появления трещины или достижения максимальной нагрузки для машины — 5 500 Н. При испытании происходило в общем случае упругопластическое деформирование трубчатого образца. Из диаграммы «усилие — перемещение» рассчитывали общую деформацию образца и пластическое смещение [1]. В случае, когда образец не разрушался при достижении максимальной нагрузки для машины, расчёт деформации проводили до момента окончания записи диаграммы.

Все образцы на участке с координатами 140–340 мм не разрушились до достижения максимальной нагрузки, с ростом координаты до 730–1 020 мм разрушились некоторые, а при координате 2 770–3 915 мм разрушились все образцы, кроме одного в верхней части (рис. 2.14). Такое изменение свойств с увеличением координаты, по-видимому, обусловлено вышеупомянутым изменением морфологии радиационных дефектов и гидридов.



Все образцы направляющих каналов сборки ТВС-2М достигли стадии пластического деформирования, значение пластического смещения находилось в интервале от 0,4 до 13,8 %, тогда как некоторые образцы направляющих каналов сборки ТВС-Альфа разрушались в упругой области [1].

Рис. 2.14. Типичный вид образца направляющего канала во время испытания на поперечное сжатие (координата около 2 900 мм)

Испытания образцов на четырёхточечный изгиб проводили также с использованием специальной оснастки [1], состоящей из верхнего и нижнего модулей и полукруглых опор, на которых размещается образец длиной 200 мм. Расстояние между верхними и нижними опорами оснастки составляло 50 и 150 мм соответственно. В результате испытания получили графики зависимости стандартного усилия от прогиба. Дополнительно, после достижения максимальной нагрузки или прогиба, образец разгружали и рассчитывали остаточную пластическую деформацию как разность показаний экстензометра до начала испытания и после разгрузки.

Все образцы направляющих каналов сборки ТВС-2М, как и ранее испытанной сборки ТВСА-Альфа, независимо от высотной координаты не разрушились при достижении максимального номинального напряжения 1 310 МПа (рис. 2.15). Прогиб образцов составил от 4,6 до 7,6 мм, причём максимальное значение зарегистрировано на образцах, вырезанных на участке с координатой 3 815 мм, где ослаблено радиационное упрочнение материала.

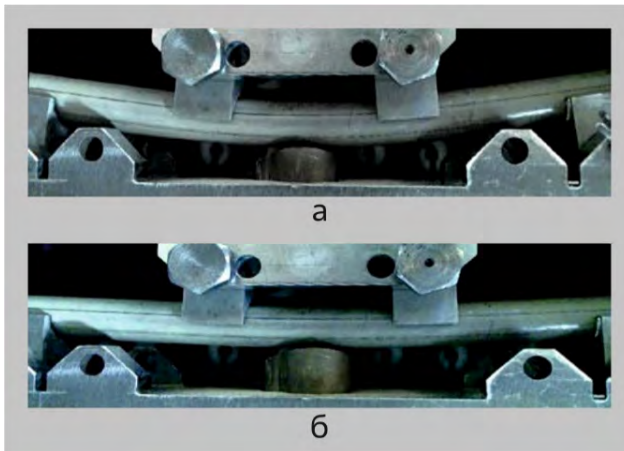


Рис. 2.15. Типичный вид образца направляющего канала в конечной точке испытания на четырёхточечный изгиб (а) и после разгрузки (б)

Список литературы

1. Кобылянский Г.П., Ерёмин С.Г., Соколовский Д.А. и др. Влияние микроструктуры на механические свойства направляющих каналов тепловыделяющей сборки ТВСА-АЛЬФА, отработавшей пять топливных кампаний в реакторе ВВЭР-1000. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 году) / под общей редакцией доктора техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 93–96. — 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/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 28.04.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — <https://elibrary.ru/item.asp?id=49749310>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49749347&pff=1> (дата обращения: 28.04.2023).

2. Обухов А.В., Кобылянский Г.П. Влияние реакторного облучения на элементный состав, размеры и кристаллическую структуру выделений вторых фаз в сплавах циркония Э110 и Э635 // Цветные металлы. 2022. №10. С. 6–12.

*Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев, С.Г. Ерёмин,
Д.А. Соколовский, Е.В. Чертопьятов, А.В. Обухов*

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ СБОРКИ ТВС-2М, ОТРАБОТАВШЕЙ ТРИ ТОПЛИВНЫЕ КАМПАНИИ НА ВТОРОМ ЭНЕРГБЛОКЕ РОСТОВСКОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В рамках программы лицензирования усовершенствованного топлива для российских и зарубежных атомных электростанций проведены исследования тепловыделяющей сборки ТВС-2М реактора ВВЭР-1000, отработавшей до выгорания 63,6 МВт·сут/кг урана на втором энергоблоке Ростовской АЭС. Цель работы — получение данных о состоянии сборки, твэлов и элементов каркаса после эксплуатации до высокого выгорания, которые будут использованы в будущем при проектировании тепловыделяющихборок и транспортных упаковочных комплектов для реакторов ВВЭР. Исследования выполнены с использованием современных методов неразрушающего и разрушающего контроля.

При осмотре сборки ТВС-2М не выявлено особенностей её внешнего вида в сравнении с ранее исследованными сборками этого типа. Механических повреждений, осевых смещений твэлов, посторонних предметов в сборке, а также следов фреттинг-коррозии не обнаружено. Расстояние от твэлов до головки сборки превышало 40 мм, что свидетельствовало о наличии запаса на терморadiационное удлинение твэлов. Значение усилия извлечения твэлов из нижней дистанционирующей решётки составило примерно от 627,8 до 1628,4 Н (64–166 кгс), что подтверждает прочность узлов их крепления.

Размер «под ключ» исследуемой сборки и её каркаса на измеренных участках дистанционирующих решёток не превысил наибольшего значения до эксплуатации. Изменения длины сборки и её направляющих каналов и центральной трубы не больше, чем уборок этого типа с меньшим выгоранием и согласуется с ранее полученными значениями. Упругие характеристики головки и пружин находились в пределах допуска. Заеданий деталей головки, то есть отсутствия изменения сжатия при изменении нагрузки (нагрузении и разгрузке) не обнаружено.

Прогиб сборки и каркаса, имеющий S-образную форму (рис. 2.16), не превысил 6,5 мм, а угол скручивания — $1,6^\circ$. Прогиб ранее исследованныхборок этого типа с выгоранием 40–60 МВт·сут/кг урана и их каркасов составил 2,0–7,5 мм. Изгибная жёсткость сборки и каркаса при нагружении на уровне дистанционирующей решётки 7 примерно равна 60,8 и 47,01 Н/мм (6,2 и 4,8 кгс/мм) соответственно. Доля жёсткости каркаса в жёсткости исследованной сборки ТВС-2М составила 0,77, а в ранее исследованныхбороках этого типа с выгоранием 40–60 МВт·сут/кг урана — от 0,71 до 0,88.

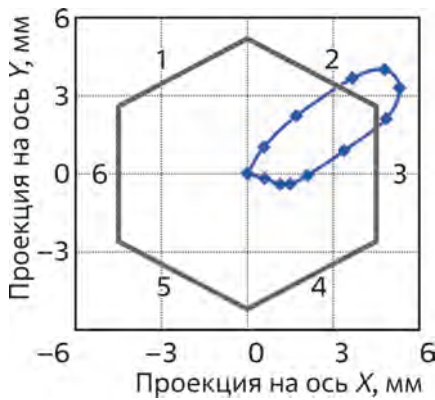


Рис. 2.16. Годограф прогиба сборки ТВС-2М (—◆—) с указанием условных граней (—)

Прогиб поля ячеек дистанционирующих решёток не превысил 0,4 мм, изменения диаметра ячеек согласуются с ранее установленными закономерностями. Толщина оксидной плёнки на их поверхностях составила не более 10 мкм, массовая доля водорода в материале — 0,0154 %. Морфология гидридов в материале дистанционирующих решёток исследованной и ранее исследованныхборок ТВС-2М почти не отличалась. Сварные соединения дефектов не имели.

Характер изменения толщины оксидной плёнки на поверхности направляющих каналов и центральной трубы по их длине типичен для отработавшихборок ТВС-2М. Максимальная толщина оксидной плёнки до 59 мкм зафиксирована на координатах 2 900–3 300 мм от низа изделий. В зоне максимального окисления массовая доля водорода в материале достигала 0,024 %, доля радиально ориентированных гидридов и удельная длина гидридов также максимальны (рис. 2.17). При сравнении параметров коррозионного состояния труб направляющих каналов и центральной трубы исследованныхборок ТВС-2М отмечен дальнейший рост толщины оксидной плёнки на поверхностях и содержания водорода в материале при увеличении выгорания до 63,6 МВт·сут/кг урана. В сварных соединениях направляющих каналов и центральной трубы дефекты не обнаружены. При испытании на растяжение при комнатной температуре большинство кольцевых образцов труб разрушились хрупко. При испытании продольных образцов направляющих каналов и центральной трубы в тех же условиях случаев хрупкого разрушения не было: предел прочности составил 822–1 022 МПа, условный предел текучести — от 737 до 864 МПа, общее относительное удлинение — от 7,8 до 13 %.



Рис. 2.17. Структура материала трубы направляющего канала сборки в зоне максимального окисления

Испытания при рабочей температуре показали наличие ненулевой пластичности материала: общее относительное удлинение кольцевых образцов было не ниже 1,4 %, а продольных — 7,7 %.

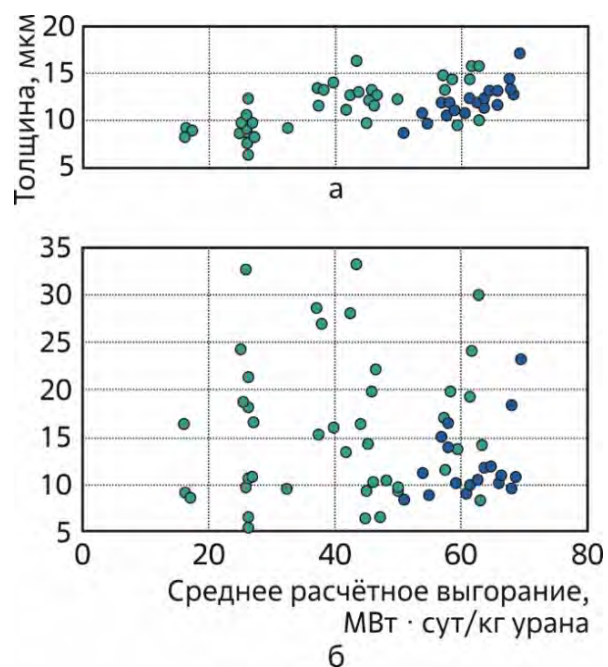
Изменение диаметра по длине типично для твэлов и твэгов с высоким выгоранием: для них характерно наличие участка обратной деформации оболочки и гофр. Обнаружены локальные уменьшения их диаметра до 8,95 мм, связанные с межтаблеточными зазорами и сколами таблеток. Средняя высота гофр оболочек твэлов и твэгов составила 0,012–0,024 мм, средняя обратная

деформация — от 0,014 до 0,041 мм, максимальная обратная деформация — от 0,029 до 0,066 мм. При этом диаметр твэлов и твэгов не превысил 9,15 мм — предельного размера по рабочей конструкторской документации. Удлинения твэлов и твэгов находились в диапазонах 16,5–25,9 и 16,5–22,3 мм соответственно. Параметры формоизменения (удлинение, средняя высота гофр, обратная деформация, разность диаметров на топливном участке и газосборнике) в зависимости от выгорания согласуются с ранее полученными значениями.

Некоторые твэлы и твэги исследованной сборки ТВС-2М имели зоны повышенного окисления наружной поверхности оболочки около дистанционирующей решётки 12 и выше. То же наблюдали и для ранее исследованныхборок. Толщина оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов в зонах повышенного окисления достигла 23 и 21 мкм по результатам измерений вихретоковым методом и оптической микроскопии соответственно. На других участках поверхности оболочек твэлов и твэгов максимальная толщина оксидной плёнки составила 17 мкм по вихретоковому методу и 11 мкм по металлографии. Полученные значения почти не отличались от таковых для сборки ТВС-2М с меньшим выгоранием (рис. 2.18). На внутренней поверхности оболочек твэлов и твэгов толщина оксида не превысила 12 мкм. Гидрирование их оболочек незначительное. Максимальная массовая доля водорода в материале оболочек составила 0,0088 %. В сварных соединениях дефектов не обнаружено. Механические свойства оболочек твэлов и твэгов исследованной сборки ТВС-2М были не ниже, чем в ранее исследованных тепловыделяющих сборках реактора ВВЭР-1000.

Изменение структуры таблеток твэлов и твэгов заключалось в образовании пористого слоя (rim-слоя) на боковой поверхности и мелких внутризеренных пор в основном объёме. Изменения размера зерна в основном объёме не произошло. Пористость топлива в rim-слое достигала 9,1 %, а в основной части таблетки составляла 1,6–5,3 %. В некоторых сечениях произошла диффузионная связь таблеток с оболочкой с образованием переходного оксидного слоя. Аналогичные изменения структуры таблеток были обнаружены в твэлах и твэгах других тепловыделяющихборок реактора ВВЭР-1000 с высоким выгоранием. Уменьшение плотности топлива твэлов и твэгов согласуется с удлинением их топливных сердечников, а также со значениями, полученными для другихборок ТВС-2М.

Рис. 2.18. Максимальная толщина оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек твэлов (●) и твэгов (●) сборки ТВС-2М по вихретоковому методу ниже (а) и выше (б) дистанционирующей решётки 12



В результате гамма-сканирования не обнаружено перераспределения цезия по длине топливного сердечника. Рентгеноспектральный электронно-зондовый микроанализ показал, что концентрация плутония, молибдена и неодима в rim-слое уве-

личена, а содержание ксенона в топливной матрице уменьшено. В остальной части таблетки распределение продуктов деления преимущественно равномерное за исключением ксенона, его содержание в центральной части таблетки уменьшено. Перераспределения цезия не замечено. Гадолиний в топливных таблетках твэгов распределён достаточно равномерно. Выход газовых продуктов деления из таблеток твэлов и твэгов не превысил 3 %, а давление газа было не выше 3,5 МПа при 0 °С. Таким образом, несмотря на изменение структуры материала, таблетки удерживали внутри себя большую часть газовых продуктов деления.

Результаты исследования сборки ТВС-2М показали, что её состояние соответствует достигнутому выгоранию: параметры либо находятся в пределах диапазона значений, полученного дляборок этого типа с меньшим выгоранием, либо согласуются с ранее установленными закономерностями их изменения.

*С.О. Пережёлкин, Г.В. Шевляков, И.Н. Волкова,
П.А. Ильин, С.С. Сагалов, О.Г. Сидоренко, А.С. Хренов*

ТЕРМИЧЕСКАЯ СТАБИЛЬНОСТЬ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ В МОДЕЛЬНЫХ СПЛАВАХ ЦИРКОНИЯ

В рамках контракта с компанией «Электрисите де Франс» (Франция) проводят исследование влияния водорода на размерную стабильность и структурные особенности облучённых до различной повреждающей дозы вплоть до 30 сна модельных циркониевых сплавов. Приведены промежуточные результаты работ – исследование термической стабильности деформационных и радиационных дефектов после проведения изотермических отжигов. Объекты исследований – модельные сплавы циркония (табл. 2.3). Они имели следующие типы термообработки в исходном (необлучённом) состоянии:

Таблица 2.3

Химический состав модельных сплавов

Состав и номер сплава	Массовая доля, %			
	Олово	Ниобий	Железо	Кислород
Zr-1Nb (I)	–	1	0,035	0,12
Zr-1Nb-0,5Sn (II)	0,5			
Zr-1Nb-0,8Sn (III)	0,8			
Zr (IV)	–	–	–	–

- 1) холодная деформация и отпуск (снятие напряжения от холодной деформации) при температуре 400 °С в течение трёх часов;
- 2) холодная деформация и отпуск в процессе наводороживания;
- 3) рекристаллизация при температуре 580 °С в течение трёх часов;
- 4) частичная рекристаллизация при температуре 520 °С в течение одного часа.

Проводили также исследования реперных образцов из сплава Циркаллоу-4, предоставленных заказчиком. Часть образцов в исходном состоянии наводороживали

до концентрации 60 и 300 млн⁻¹. Облучение проводили в реакторе БОР-60 при температуре (325 ± 10) °С до повреждающей дозы 15 и 30 сна.

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, а также после каждого этапа термических испытаний проводили измерения микротвёрдости образцов (рис. 2.19). Данные о степени восстановления микротвёрдости облучённых модельных сплавов циркония определяли по формуле

$$S = 1 - \frac{H_{\mu} - H_{\mu p}}{H_{\mu 0} - H_{\mu p}}, \quad (2.1)$$

где S — степень восстановления микротвёрдости, отн. ед.;

H_{μ} , $H_{\mu p}$, $H_{\mu 0}$ — микротвёрдость после проведения отжига, в рекристаллизованном состоянии и при холодной деформации и отпуске при температуре 400 °С соответственно, Н/мм².

Из рис. 2.22 видно, что степень восстановления микротвёрдости увеличивается с ростом температуры и / или длительности отжига, что может быть описано уравнением Колмогорова — Джонсона — Мела — Аврами⁴³

$$S = 1 - \exp[-(kt)^n], \quad (2.2)$$

где t — время отжига, ч;

n — коэффициент Аврами, связанный с размерностью дефектов материала;

k — коэффициент, связанный с энергией активации по закону Аррениуса⁴⁴:

$$k = k_0 \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right), \quad (2.3)$$

где Q — энергия активации, Дж/моль;

R — универсальная газовая постоянная, равная 8,3144598 м²·кг/с²·К·моль;

T — температура, К.

Коэффициенты n и k в уравнении (2.2) определяют с помощью зависимости $\ln\left[\ln\frac{1}{1-S}\right]$ от $\ln(t[c])$, где \ln — функция натурального логарифма. Наклон аппроксимирующей прямой линии полученной зависимости обозначает коэффициент n , а точка пересечения с осью ординат — произведение $n \ln(k)$. После вычисления значений коэффициента k для температуры 420, 450 и 470 °С определяют энергию активации отжига деформационных и радиационных дефектов путём построения графика зависимости $\ln(k)$ от $1/T(K)$. Наклон аппроксимирующей прямой есть значение Q/R . Работы продолжаются.

⁴³ Уравнение Колмогорова — Джонсона — Мела — Аврами описывает процесс фазового перехода при постоянной температуре. Изначально оно было получено для случая кристаллизации расплавов в 1937 году А.Н. Колмогоровым, советским математиком, и независимо в 1939 году Р.Ф. Мелом, американским металлургом, основателем отдела физической металлургии в Военно-морской исследовательской лаборатории США, и У.О. Джонсоном. Также было популяризировано в серии статей М. Аврами в 1939–1941 годах. — Прим. ред.

⁴⁴ Закон Аррениуса описывает изменение в скорости в виде химической реакции в зависимости от температуры. Сформулирован шведским химиком Сванте Аррениусом. — Прим. ред.

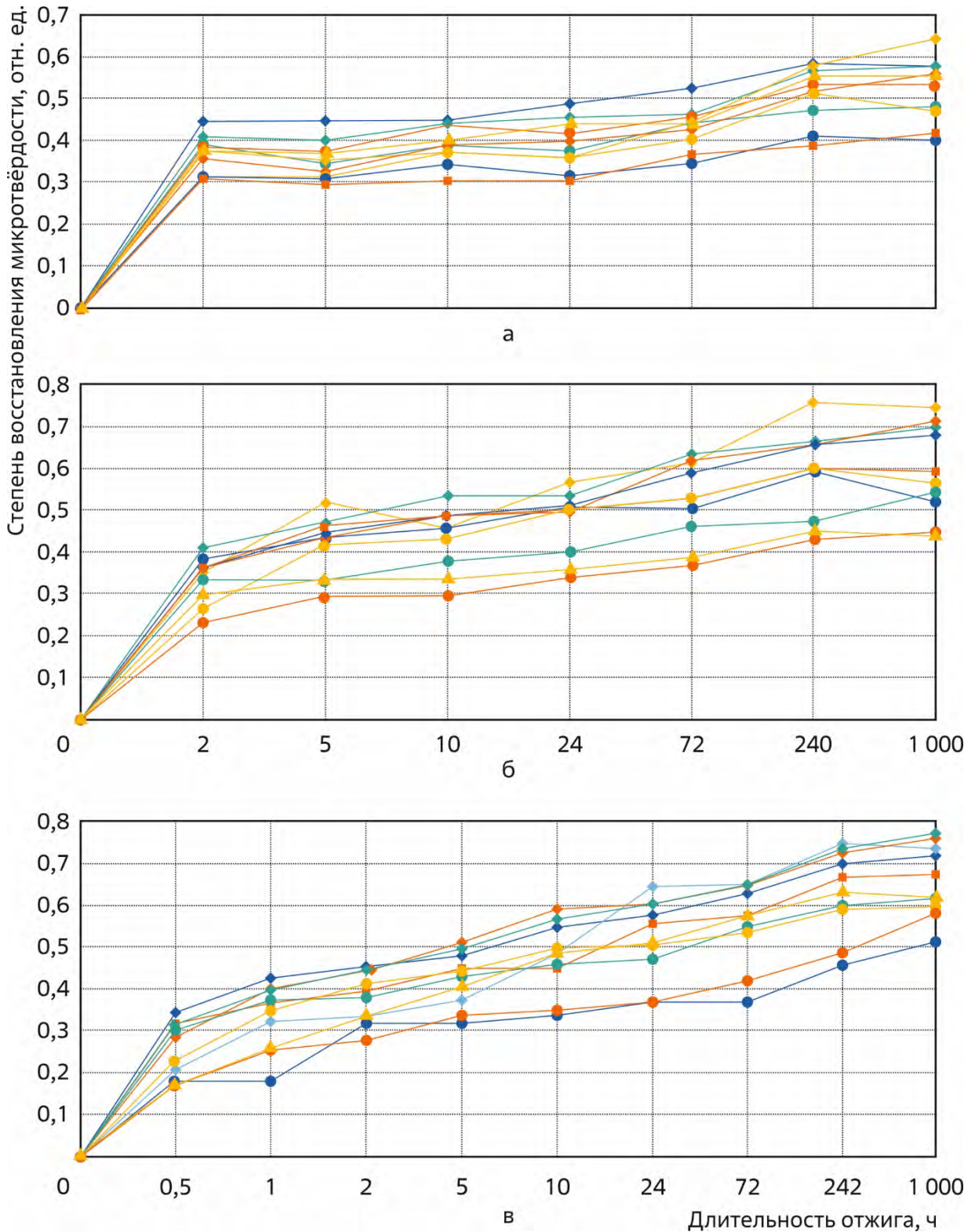


Рис. 2.19. Изменение степени восстановления микротвёрдости модельных сплавов I (●, ◆), II (●, ◆), III (●, ■, ◆), IV (●, ◆, ▲) в зависимости от времени отжига при температуре 420 (а), 450 (б) и 470 °С (в) при различных типах термообработки: 1 (●), 2 (▲), 3 (◆), 4 (■)

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

РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ С УРАНОПЛУТОНИЕВЫМ НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600 ДО МАКСИМАЛЬНОГО ВЫГОРАНИЯ 9 % ТЯЖЁЛЫХ АТОМОВ

Для получения данных о свойствах смешанного нитридного ураноплутониевого топлива и оболочек твэлов при повышенных значениях выгорания и повреждающей дозы проведены испытания в реакторе БН-600 и материаловедческие исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки ЭТВС-11. За время облучения в течение 1 479,3 эфф. сут максимальная линейная мощность твэлов составила 38,3 кВт/м, максимальная глубина выгорания топлива достигла 9 % т. а., максимальная повреждающая доза в оболочке — 108 сна, максимальная температура внутренней поверхности оболочки — 614 °С. Конструкция твэлов диаметром 9,7 мм и толщиной оболочек 0,5 мм, изготовленных из стали марки ЭП823-Ш, соответствует конструкции твэлов реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.

Исследования, проведённые методами вихретоковой дефектоскопии, рентгеновского просвечивания, гамма-спектрометрии газосборников по наличию криптона-85, профилометрии и масс-спектрометрического анализа внутритвэльного газа, позволили выявить три негерметичных твэла и обнаружить места расположения дефектов оболочки. Учитывая, что дефекты с внешней стороны оболочек твэлов локализованы под дистанционирующей проволокой, и принимая во внимание относительно невысокую коррозионную стойкость стали ферритно-мартенситного класса в водной среде, можно предположить, что образование дефектов является следствием щелевой коррозии при хранении твэлов в воздушной среде. Выявленные продукты коррозии — смесь оксидов железа и хрома.

При достигнутом уровне выгорания во всех сечениях твэлов в центральной части топливного сердечника зазор между таблетками и оболочкой отсутствует (в холодном состоянии). Из-за механического взаимодействия с топливом произошло увеличение диаметра оболочек. Наиболее характерный пример — изменение диаметра твэла 11 (рис. 2.20), достигшего максимального расчётного выгорания 9 % т. а.: увеличение диаметра без учёта локальных пиков достигло 45–50 мкм. Увеличение диаметра твэла происходит в основном в результате радиационно-термической ползучести оболочки из-за механического взаимодействия с топливным сердечником. Для данной конструкции и условий облучения начало механического взаимодействия топлива с оболочкой твэла соответствует локальному (в сечении) выгоранию около 6–7 % т. а.

Средняя за весь период облучения скорость набухания топлива в сечениях твэлов с максимальным уровнем выгорания, оценённая по результатам изменения плотности, равна $(1,6 \pm 0,1)$ % на 1 % т. а. Полученные данные подтверждают, что с увеличением выгорания смешанного нитридного ураноплутониевого топлива после контакта с оболочкой наблюдается тенденция к замедлению скорости набухания⁴⁵.

⁴⁵ Грачев А.Ф., Забудько Л.М., Мочалов Ю.С. и др. Послереакторные исследования твэлов с нитридным уран-плутониевым топливом с газовым и жидкометаллическим подслоем // Атомная энергия, 2020. Т. 129, № 6. С. 311–316.

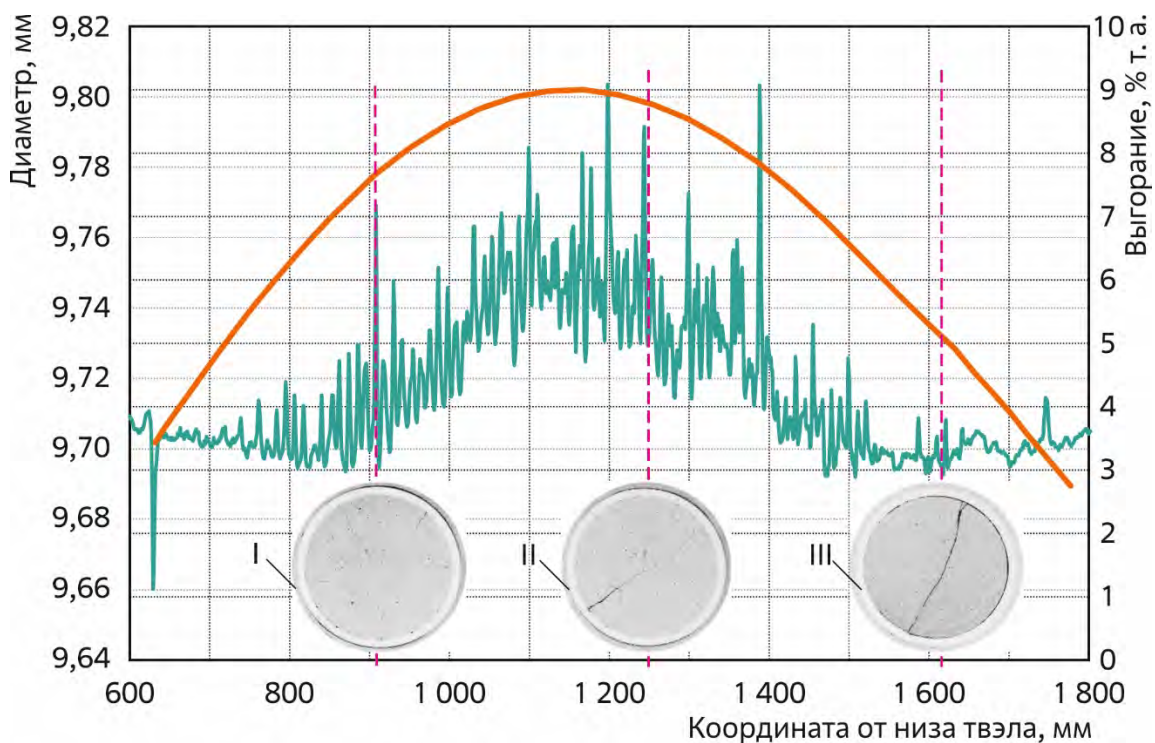


Рис. 2.20. Изменение диаметра (—) и выгорания (—), а также общий вид поперечных сечений твэла 11 с координатами 908 (I), 1 243 (II) и 1 611 (III) мм

Поведение продуктов деления топлива — отсутствие миграции, выделений вторых фаз, низкий выход газовых продуктов деления — свидетельствуют об относительно низком уровне температуры топлива при данной конструкции твэла и максимальной линейной мощности до 38,3 кВт/м. Изменение микроструктуры топлива связано в основном с формированием некоторого количества пор диаметром около 1 мкм внутри и на границах зёрен в наиболее горячих зонах топлива (рис. 2.21).

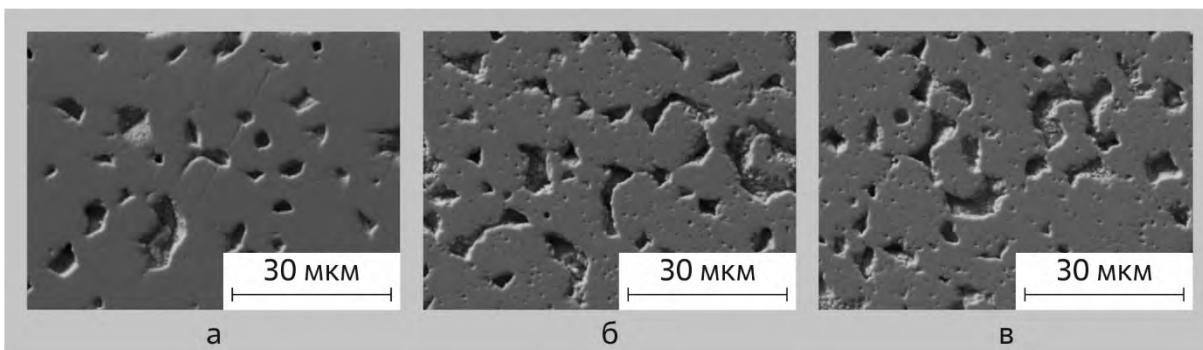


Рис. 2.21. Микроструктура топлива в центральном сечении твэла с максимальным выгоранием 8,9 % т. а. на краю таблетки (а), середине радиуса (б) и в центре таблетки (в)

Результаты механических испытаний на растяжение в продольном направлении оболочек герметичных твэлов, проведённые с использованием сегментных образцов, показали наличие запаса прочности и пластичности при температуре от 390

до 590 °С, а также при комнатной⁴⁶ температуре. Несмотря на обнаруженную коррозию (рис. 2.22, а) и науглероживание (рис. 2.22, б) оболочек, значение предела прочности оказалось не ниже 400 МПа.

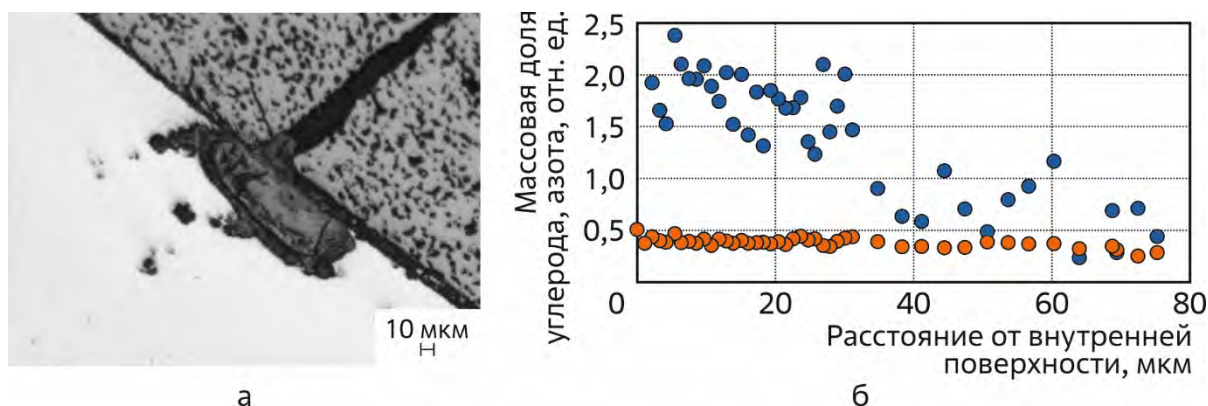


Рис. 2.22. Типичный вид коррозии твэлов (а), а также распределение углерода (●) и азота (●) вблизи внутренней поверхности оболочки (б)

Результаты послереакторных исследований использованы для совершенствования технологии производства твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом, верификации расчётных кодов и подготовки расчётного обоснования для принятия решения о максимально допустимом ресурсе твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300.

А.В. Беяева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, П.И. Гринь

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБРАЗЦОВ СПЛАВА ХН80МТЮБ, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРЕ СМ

Создание полномасштабного жидкосолевого ядерного реактора-сжигателя младших актинидов во многом зависит от того, насколько успешно может быть решена проблема подбора или разработки соответствующих конструкционных материалов, совместимых с топливной солью при температуре до 650 °С и имеющих достаточные механические и коррозионные свойства. В качестве наиболее перспективных рассматривают специальные сплавы на основе никеля. Проведены работы по определению коррозионно-механической стойкости высоконикелевого сплава ХН80МТЮБ после облучения в расплаве солей фторидов металлов с топливными добавками. Исследуемые образцы облучали в капсулах в ампульном устройстве, состоящем из шести этажей, которое было установлено в ячейке 11 второго ряда отражателя реактора СМ. Время облучения составило 68,9 эфф. сут при температуре от 645 до 902 °С и максимальном флюенсе быстрых нейтронов энергией более 0,1 МэВ — $4,22 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$.

Послереакторные исследования выполнили на плоских образцах для испытаний на растяжение после их извлечения из капсул и тщательного удаления топливной соли.

⁴⁶ Под комнатной температурой подразумевается температура 20 °С. — Прим. ред.

Провели визуальный осмотр образцов, фотографирование, измерение их геометрических размеров, массы и плотности, механические испытания и фрактографические исследования поверхностей после разрушения, металлографические исследования микроструктуры, элементного состава и структурно-фазового состояния материала методами сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа. По результатам исследований была обнаружена убыль массы как характеристики общей коррозии после облучения в топливной соли на основе лития и бериллия со фторидом урана или смесью фторида урана и теллура. Сравнение проводили с массой до облучения и массой образцов, облучённых в гелии и парах теллура. Усреднённое значение убыли массы составило около 6 %. Убыль массы для образцов, облучённых в среде гелия с парами теллура, была незначительной. По результатам оптической металлографии облучённых в парах теллура образцов после травления обнаружили на их поверхности следы межкристаллитного повреждения глубиной до 50 мкм. Особенностью микроструктуры материала образцов, облучённых в среде топливной соли со смесью фторида урана и теллура, было образование межзёренных трещин.

При механических испытаниях на растяжение плоских образцов, облучённых в гелии, в гелии с теллуrom, а также в среде топливной соли, сплав ХН80МТЮБ показал снижение характеристик прочности и пластичности с увеличением коррозионно-активных добавок как при комнатной температуре, так и при 750 °С (рис. 2.23).

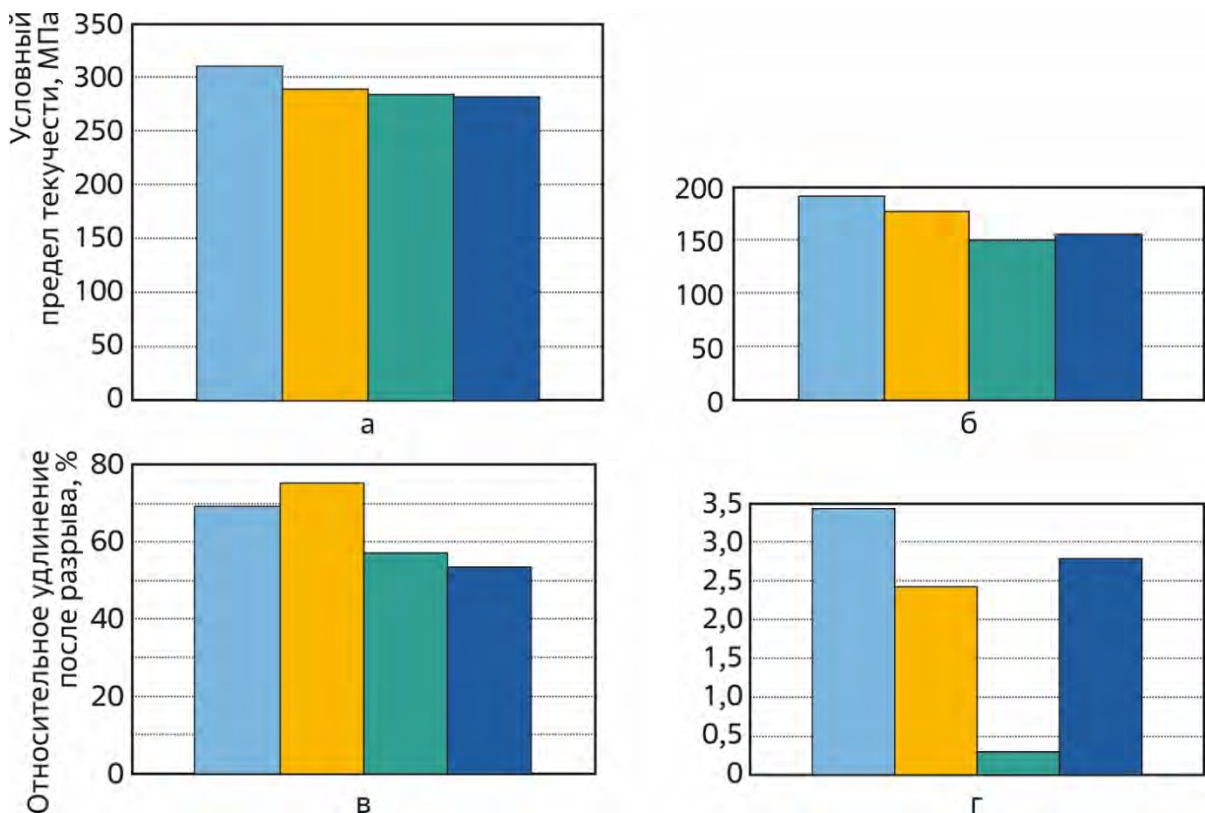


Рис. 2.23. Усреднённые значения условного предела текучести (а, б) и относительного удлинения (в, г) после разрыва плоских образцов сплава при комнатной (а, в) температуре испытания и 750 °С (б, г) в зависимости от среды облучения: гелий (■), гелий и пары теллура (■), топливная соль (■), топливная соль со смесью фторида урана и теллура (■)

Различие механических свойств образцов, облучённых в разных условиях и испытанных при комнатной и эксплуатационной температуре, подтверждается результатами фрактографических исследований поверхности разрушения (рис. 2.24). После испытания при комнатной температуре плоских образцов, облучённых в различных средах, поверхность разрушения носит смешанный характер как вязкого транскристаллитного, так и хрупкого интеркристаллитного (см. рис. 2.24, а). После облучения образцов в среде топливной соли и испытании при температуре 750 °С характер разрушения относится к хрупкому интеркристаллитному (см. рис. 2.24, б).

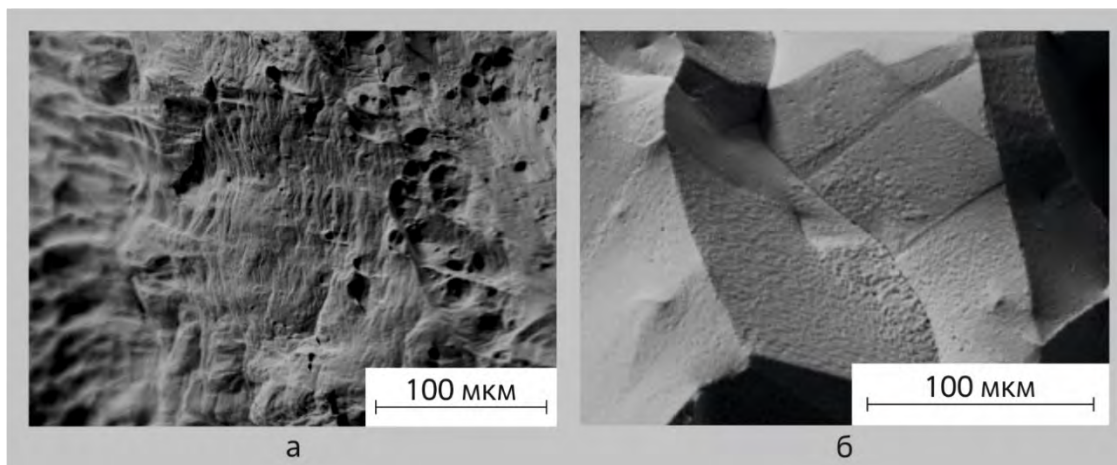


Рис. 2.24. Структура поверхности разрушения во вторичных электронах образцов, облучённых в среде топливной соли, после механических испытаний при комнатной температуре (а) и 750 °С (б)

Результаты сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа плоских образцов показали, что все компоненты сплава в основном распределены равномерно, практически без включений и образования дополнительных вторичных фаз. В целом сплав ХН80МТЮБ по комплексу коррозионных и механических свойств после облучения в реакторе СМ в различных средах показал удовлетворительную радиационную стойкость.

*А.Л. Ижutow, Е.И. Макаров, Ю.Д. Гончаренко, В.С. Неустроев,
Д.А. Соколовский, П.С. Палачёв, Н.К. Калинина, В.Н. Момотов, А.А. Лизин*

ДОРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СВОЙСТВ И СТРУКТУРЫ КАНДИДАТНЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА

В рамках работ по созданию новой технологии утилизации младших актинидов разрабатывают исследовательский жидкосолевой реактор. Данный проект напрямую

связан с разработкой и выбором конструкционных материалов. В настоящее время основным кандидатным конструкционным материалом корпуса, внутрикорпусных устройств и трубопроводов топливного контура выбран никелевый сплав ХН80МТЮ, а альтернативными — сплав ХН62М-Ч1, модифицированный иттрием, и сплав ХН62М-Ч2, модифицированный скандием. Они выбраны исходя из основных требований, предъявляемых к конструкционным материалам реакторной установки: совместимость с топливной солью при высокой температуре, значительная жаропрочность, жаростойкость, радиационная и коррозионная стойкость, скорость равномерной коррозии менее 10 мкм в год, стойкость материалов к межкристаллитной теллуровой коррозии и высокотемпературному радиационному охрупчиванию. Для обоснования конструктивных решений при проектировании реакторной установки необходимо проведение всесторонних материаловедческих исследований, в том числе дореакторных, реакторных и послереакторных испытаний образцов кандидатных конструкционных материалов.

Основной задачей в отчётном году было проведение дореакторных исследований кандидатных конструкционных материалов в исходном состоянии и после термического старения при температуре 750 °С в воздушной среде в течение 180 сут. Испытания проводили в соответствии с программой научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, разработанной в АО «НИКИЭТ» для обоснования конструктивных решений создаваемой реакторной установки и модуля переработки облучённого ядерного топлива.

Микроструктура исследуемых сплавов в исходном состоянии представляет собой аустенитную структуру, состоящую из зёрен легированного гамма-твёрдого раствора никеля с большим количеством двойников (рис. 2.25, а–в). В структуре сплавов отмечено большое количество включений различных размеров как по телу, так и по границам зёрен. Структура сплава ХН80МТЮ характеризуется значительной разнотернистостью с чередованием полос крупного и мелкого зерна. Включения расположены строчечно по поверхности образца, преимущественно в области мелких зёрен. После термического старения микроструктура исследуемых сплавов также представляет собой аустенитную структуру (см. рис. 2.25, г–е). При этом количество двойников уменьшилось, концентрация включений как по телу, так и по границам зёрен во всех исследуемых сплавах значительно увеличилась. Более детальные исследования микроструктуры и элементного состава образцов в исходном состоянии и после термического старения проводили на полеэмиссионном растровом электронном микроскопе сверхвысокого разрешения. Они показали, что в исходном состоянии в сплаве ХН80МТЮ (рис. 2.25, ё) на границах и по телу зёрен присутствуют частицы с линейным размером до 500 нм, обогащённые углеродом и молибденом, в сплаве ХН62М-Ч1 (см. рис. 2.25, ж) — интерметаллиды со средним размером от 1 до 5 мкм, обогащённые иттрием и никелем, а в сплаве ХН62М-Ч2 (см. рис. 2.25, з) — частицы нитрида скандия с максимальным размером до 4 мкм.

Проведённые исследования образцов после термического старения показали, что в сплаве ХН80МТЮ (см. рис. 2.25, и) по телу и редко на границах зёрен присутствуют частицы с линейным размером до 2 мкм, обогащённые углеродом и молибденом. В сплаве ХН62М-Ч1 (см. рис. 2.25, к) по телу зёрен и на границах обнаружены частицы: овальные — интерметаллиды, обогащённые иттрием и никелем со средним размером до 15 мкм; пластинчатые, обогащённые молибденом со средним размером до 1–2 мкм. В сплаве ХН62М-Ч2 (см. рис. 2.25, л) на границах и редко по телу зёрен наблюдаются частицы:

глобулярные — нитрид скандия со средним размером до 1 мкм; пластинчатые — обогащённые молибденом со средним размером до 2 мкм.

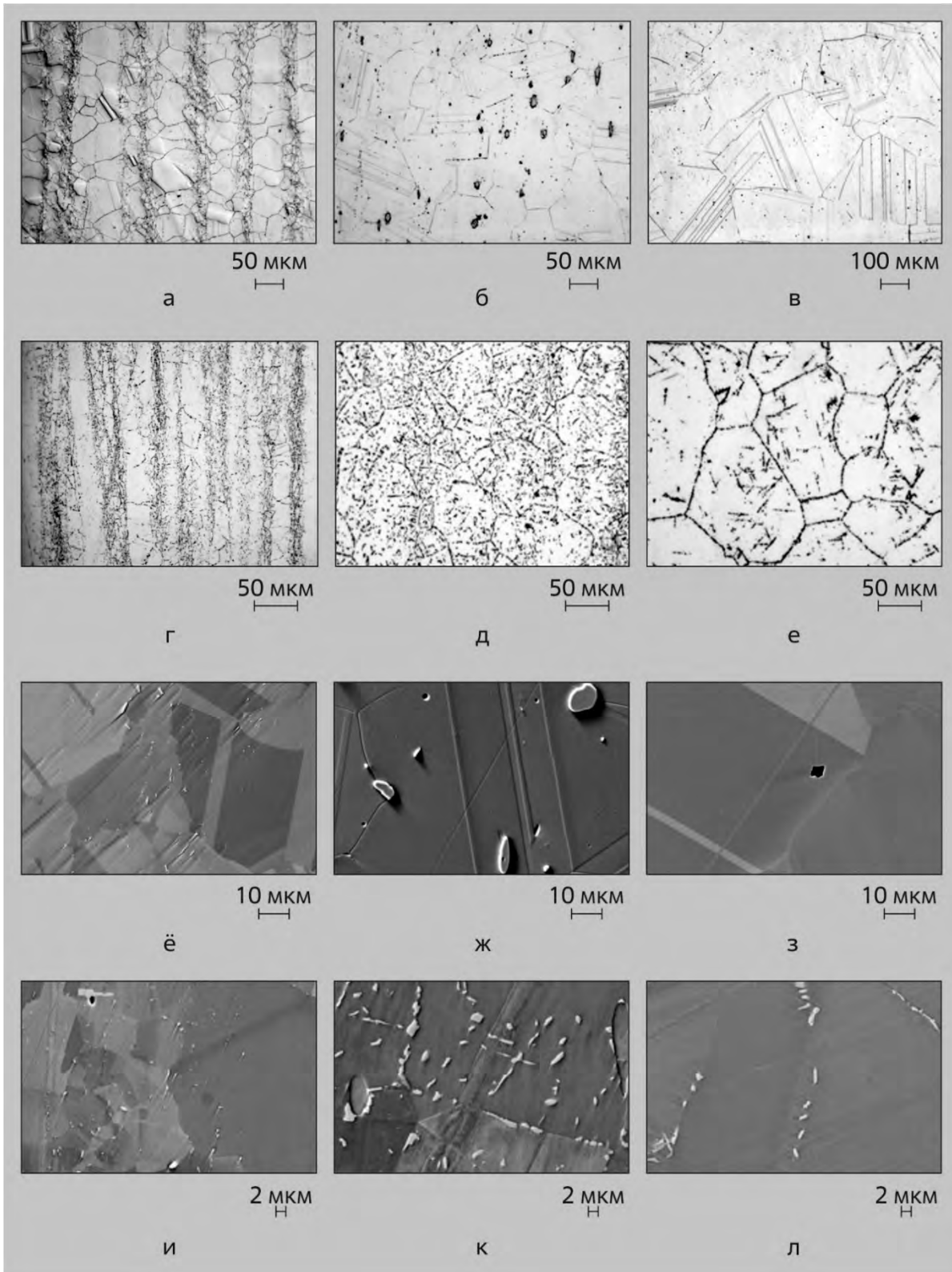


Рис. 2.25. Микроструктура основного металла и изображение во вторичных электронах поверхности образцов сплавов ХН80МТЮ (а, г, ё, и), ХН62М-Ч1 (б, д, ж, к) и ХН62М-Ч2 (в, е, з, л) в исходном (а, б, в, ё, ж, з) и термически состаренном (г, д, е, и, к, л) состоянии

Исследования механических характеристик образцов в исходном состоянии, проведённые при комнатной температуре испытаний, при 750 и 800 °С, показали, что с ростом температуры испытаний предел прочности для всех исследуемых сплавов уменьшается (рис. 2.26, а). При 750 и 800 °С предел прочности и относительное удлинение (см. рис. 2.26, в) сплава ХН62М-Ч1 превышают значения предела прочности и относительного удлинения образцов сплавов ХН80МТЮ и ХН62М-Ч2. При комнатной температуре значение предела прочности сплава ХН80МТЮ выше, чем у сплавов ХН62М-Ч1 и ХН62М-Ч2. Эти зависимости характерны и для образцов сплавов после термического старения (см. рис. 2.26, б, г). Отмечено, что оно не привело к значимому изменению предела прочности во всем исследуемом температурном интервале, однако наблюдается снижение относительного удлинения при всех значениях температуры испытаний.

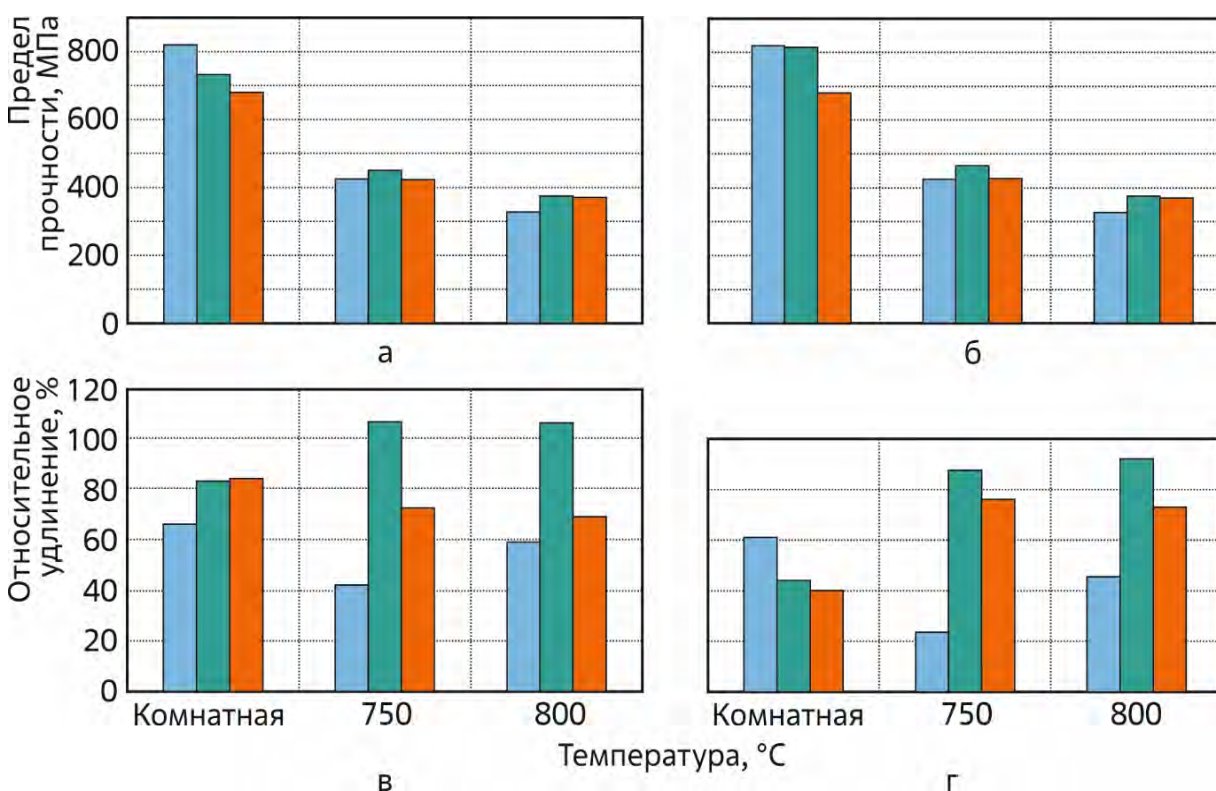


Рис. 2.26. Изменение предела прочности (а, б) и относительного удлинения (в, г) образцов сплавов ХН80МТЮ (■), ХН62М-Ч1 (■) и ХН62М-Ч2 (■) в исходном состоянии (а, в) и после термического старения (б, г) в зависимости от температуры испытаний

Результаты показывают, что значения предела прочности и относительного удлинения сплава ХН62М-Ч1 как до, так и после термического старения превосходят значения аналогичных параметров сплавов ХН80МТЮ и ХН62М-Ч2 при повышенных значениях температуры испытаний.

А.К. Глушкова, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков,
Ю.Д. Гончаренко, Л.А. Евсеев, С.Н. Сосипаторов

СТРУКТУРНО-ФАЗОВОЕ СОСТОЯНИЕ ВЫСОКОНИКЕЛЕВОГО СПЛАВА ПОСЛЕ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ДО ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ 0,3 СНА

Высокие значения коррозионной стойкости и сопротивления высокотемпературному окислению современных сплавов на основе никеля определяют их лидирующие позиции в качестве конструкционных материалов для некоторых элементов активных зон водо-водяных ядерных реакторов. В частности, сплав Inconel 718 с массовой долей никеля, железа и хрома, составляющей 52,3, 19,96 и 17,98 % соответственно, используется для изготовления пластинчатых пружин в составе тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР. Механические свойства, определяющие работоспособность высоконикелевых сплавов, во многом зависят от их структурно-фазового состояния. Данные по влиянию реакторного облучения на механические свойства и изменение структурного состояния сплавов на основе системы никель-железо-хром ограничены или их нет в доступных информационных источниках.

Провели исследования структурно-фазового состояния высоконикелевого сплава Inconel 718 после низкотемпературного облучения в реакторе МИР до повреждающей дозы 0,3 сна. Для исследований микроструктуры использовался образец, вырезанный из пластинчатой пружины, который для ТЭМ-исследований готовили в три этапа. На первом этапе в радиационно-защитной камере из места изгиба пружины методом электроэрозионной резки была подготовлена пластинка толщиной около 0,5 мм. На втором — из пластинки специальным пробойником в радиационно-защитном перчаточном боксе вырубили дисковый образец диаметром 3 мм, который утонили на наждачной бумаге до толщины 75 мкм. На третьем — провели электролитическое утонение образца до появления прозрачных для электронов областей. Для электрополировки применяли электролит на основе метилового спирта с содержанием монобутилового эфира этиленгликоля и хлорной кислоты. Исследования микроструктуры проводили на просвечивающем электронном микроскопе при ускоряющем напряжении 200 кВ. Для элементного анализа выделений вторых фаз использовали приставку к электронному микроскопу — систему рентгеновского микроанализа.

Микроструктура облучённого образца представляет собой рекристаллизованную структуру, состоящую из равноосных зёрен аустенита (γ -фазы), внутри которых встречаются двойники отжига (рис. 2.27, а). Матрица сплава является твёрдым раствором легирующих элементов в никеле и имеет гранецентрированную кубическую кристаллическую решётку с параметром a , равным 0,3594 нм. На некоторых границах зёрен обнаружены выделения второй фазы длиной от 150 нм до 1 500 нм (см. рис. 2.27, б). Анализ содержания химических элементов вдоль линии сканирования, пересекающей эти частицы и окружающую матрицу, показал, что данная фаза, по сравнению с матрицей, обогащена никелем, ниобием и титаном и является первичной интерметаллидной дельта фазой (δ -фазой). Также внутри зёрен были обнаружены расположенные группами округлые первичные частицы фазы карбида диаметром от 50 до 300 нм, имеющие гранецентрированную кубическую кристаллическую решётку с параметром a , равным 0,43 нм. Элементный анализ показал, что данные частицы содержат ниобий, титан и углерод. В теле зёрен обнаружено большое количество первичных мелкодисперсных частиц γ' - и γ'' -фазы (рис 2.28) со средним размером 19 нм. Наилучший контраст эти

частицы имеют при наблюдении в тёмном поле в рефлексе. Частицы γ' -фазы имеют сферическую форму, а γ'' -фазы — дискообразную и расположены на поверхности фазы γ' .

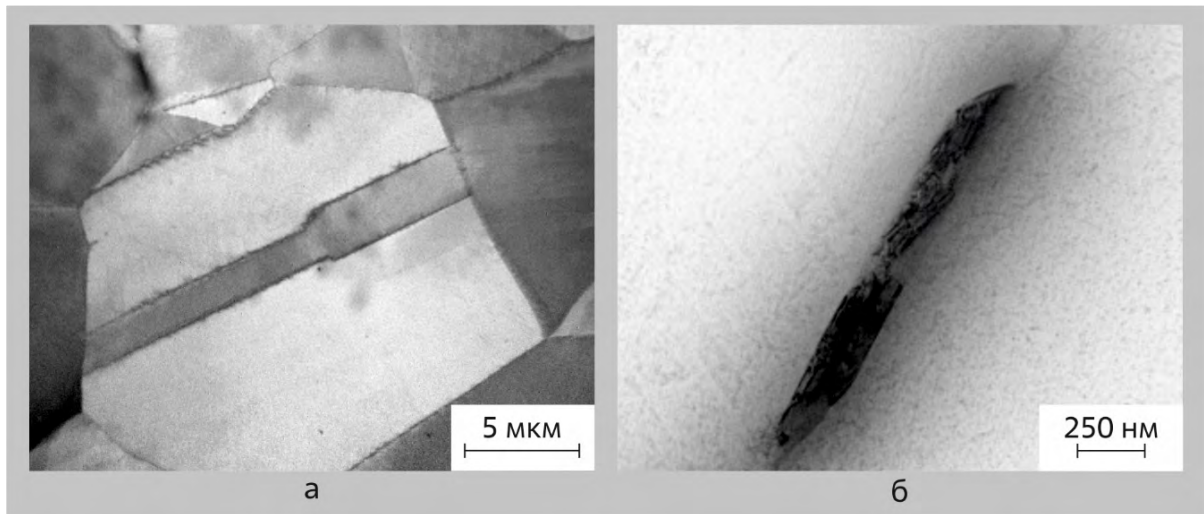


Рис. 2.27. Изображение зёрен гамма-фазы (а) и одного из выделений дельта-фазы на межзёрненной границе (б) в облучённом образце

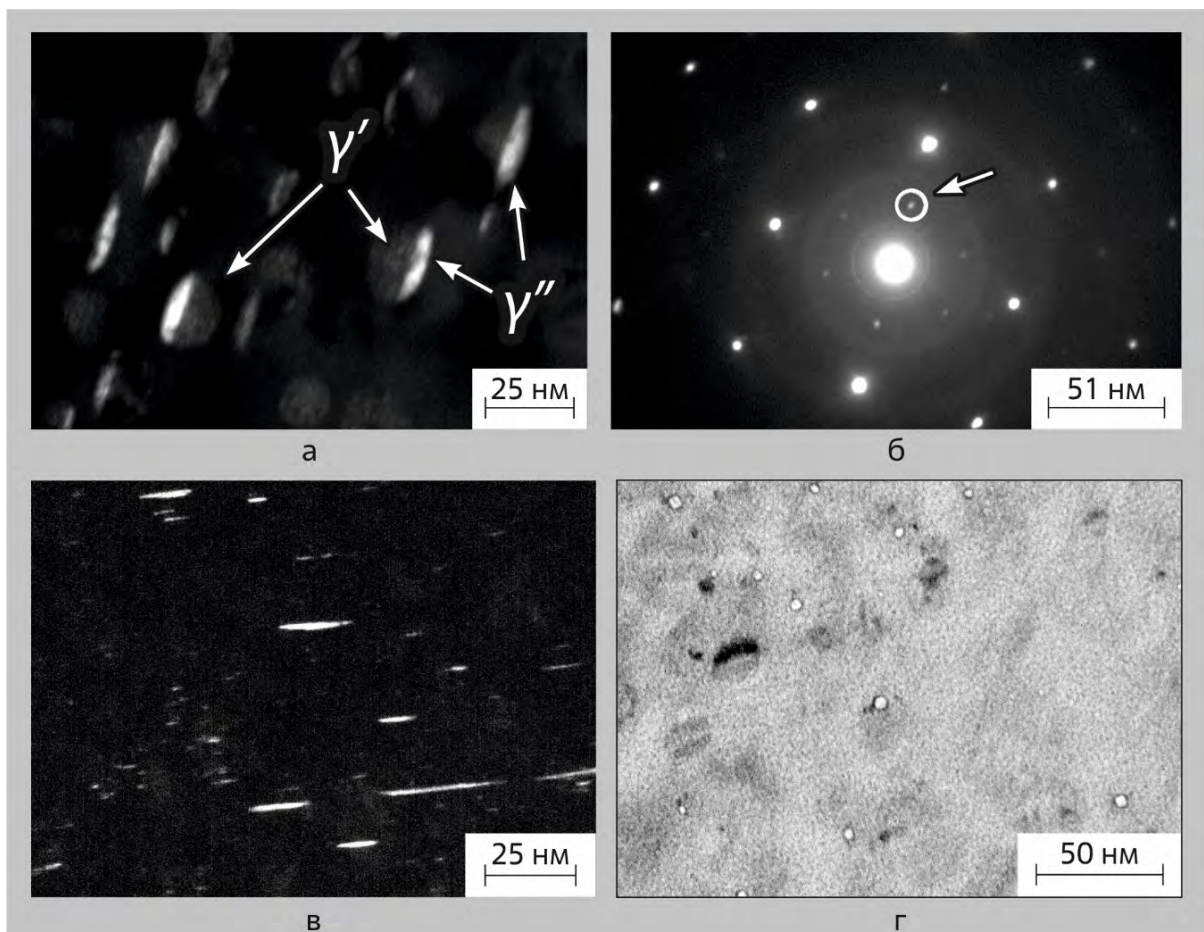


Рис. 2.28. Тёмнопольное изображение частиц γ' - и γ'' -фазы (а), в том числе полученное в рефлексе, указанном на микродифракционной картине (б), петель Франка (в), а также светлопольное изображение пор (г) в облучённом образце

Облучение в реакторе МИР при температуре 310 °С до повреждающей дозы 0,3 сна не повлияло на фазовый состав сплава, но привело к образованию пор и дислокационных петель Франка в матрице (см. рис. 2.28). Средний диаметр пор составил 4 нм, максимальный — 6 нм, концентрация — около $5 \cdot 10^{21} \text{ м}^{-3}$. Средний размер петель — 10 нм, а концентрация — около $3,4 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-3}$.

Полученные результаты позволяют расширить знания о влиянии низкотемпературного облучения на структурно-фазовое состояние высоконикелевого сплава Inconel 718.

Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И СТРУКТУРА КАНДИДАТНЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ, ПЛАНИРУЕМЫХ ДЛЯ ПРИМЕНЕНИЯ В БЛАНКЕТЕ ГИБРИДНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

В рамках федерального проекта⁴⁷ и комплексной программы⁴⁸ 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 жидкосолеовой. Для каждого варианта должны быть разработаны технологические схемы и выбраны конструкционные материалы, обеспечивающие длительную и надёжную эксплуатацию бланкета. Планируемые для использования конструкционные материалы должны быть тщательно исследованы и аттестованы применительно к нормальным условиям эксплуатации, аварийным ситуациям и проектным авариям.

В качестве кандидатных конструкционных материалов первых двух вариантов выбраны стали марок ЭК181, ЧС138 и ЧС139 с определённым составом легирующих добавок (табл. 2.4).

Таблица 2.4

Легирующие добавки в сталях

Марка стали	Массовая доля элемента, %																
	Углерод	Хром	Марганец	Молибден	Ниобий	Ванадий	Вольфрам	Никель	Азот	Кремний	Фосфор	Сера	Тантал	Церий	Титан	Бор	Цирконий
ЭК181	0,15	11,17	0,74	0,01			1,13	0,03	0,04	0,33	0,01	0,006	0,08	0,15	—	0,006	0,05
ЧС138	0,07	12,00	0,69	0,51	0,29	0,25	1,15	0,73	0,084	0,25	0,009	0,002	0,01	0,10		0,06	0,04
ЧС139	0,21	12,21	0,60	0,53	0,31		1,27	0,71	0,083	0,15	0,006	0,004	0,075			0,01	0,002

⁴⁷ Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий. — Прим. ред.

⁴⁸ Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года. — Прим. ред.

Микроструктура образца стали марки ЭК181 представляет собой мартенсит, преимущественно реечный, феррит и карбидные фазы с хорошо выявляющимися границами зёрен (первичного аустенита), размеры которых варьируются от 5–10 до 40–45 мкм; стали марки ЧС138 – феррит и выделение конгломерата (предположительно, сорбита), структура которого недостаточно различима под оптическим микроскопом, стали марки ЧС139 – мартенсит, преимущественно реечный, феррит и выделения вторичных (карбидных) фаз (рис. 2.29). Размер зёрен первичного аустенита варьируется от 5–7 до 25 мкм.

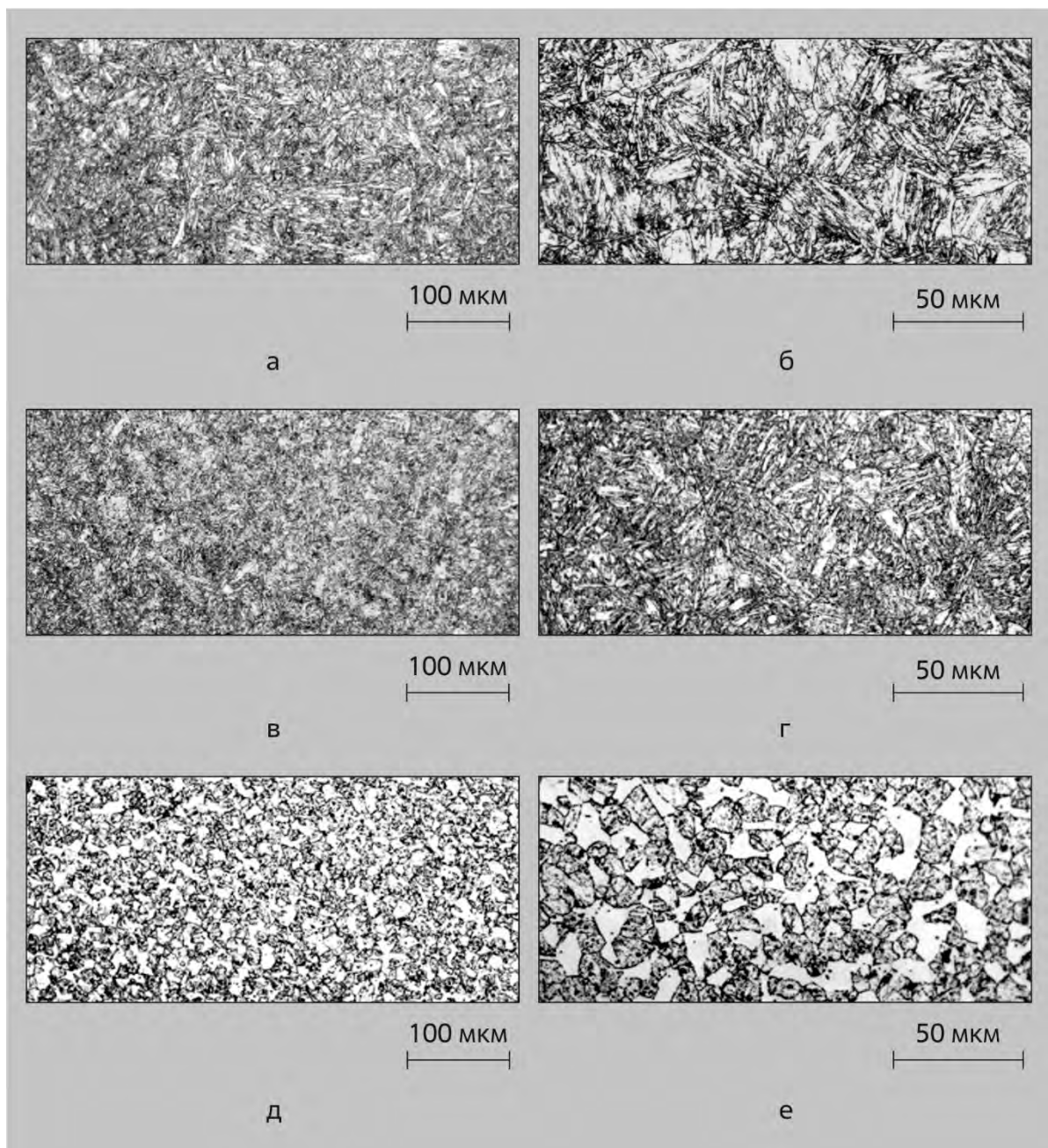
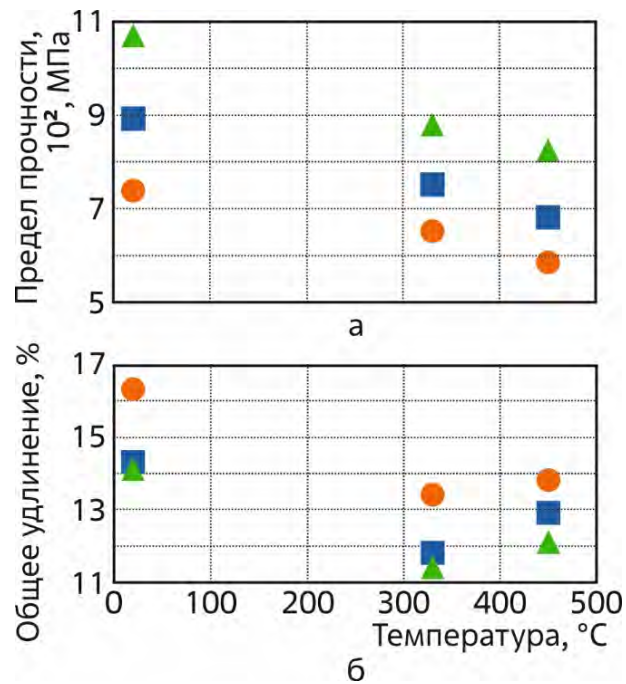


Рис. 2.29. Микроструктура образцов из стали марок ЭК181 (а, б), ЧС138 (в, г) и ЧС139 (д, е)

Механические характеристики исходных образцов определяли по результатам испытаний на растяжение (рис. 2.30). Все три марки стали имеют высокие прочностные свойства, которые снижаются с ростом температуры испытаний, но при этом остаются на достаточно высоком уровне. В температурной зависимости общего удлинения его минимальное значение наблюдается при температуре испытаний 330 °С для всех образцов сталей.

Рис. 2.30. Температурные изменения предела прочности (а) и общего удлинения (б) образцов из сталей марок ЭК181 (■), ЧС138 (●) и ЧС139 (▲)



С.Г. Ерёмин, Е.М. Муралёва, Т.М. Буланова, Е.В. Чертопьятов

ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО ДЛЯ ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 В ГАЗОВОЙ СРЕДЕ ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ МАЛЫХ МОДУЛЬНЫХ РЕАКТОРОВ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Облучательное устройство (рис. 2.31), разработанное и изготовленное в соответствии с техническими требованиями контракта⁴⁹ между АО «ГНЦ НИИАР» и компанией «Бликалла Реакторер⁵⁰» (Швеция), используют для длительного облучения образцов конструкционных материалов в среде инертного газа в реакторе БОР-60 до достижения максимальной повреждающей дозы (15 ± 2) сна и более 60 сна в трёх диапазонах температуры: (380 ± 20), (420 ± 25) и (460 ± 25) °С (табл. 2.5). При достижении требуемых значений повреждающей дозы ампулы с образцами извлекают во время планово-предупредительного ремонта реактора и отправляют на хранение, а на их место устанавливают массогабаритные имитаторы. Требуемые диапазоны температуры облучения образцов достигаются за счёт конструктивных особенностей облучательного ус-

⁴⁹ Контракт №752/20553876/14421-08 «Проведение реакторных испытаний конструкционных материалов для малых модульных реакторов со свинцовым теплоносителем». — Прим. авт.

⁵⁰ Blykalla Reaktor Stockholm AB. — Прим. ред.

тройства. Значение повреждающей дозы на образцах определяют расчётным способом на основе экспериментальных значений тепловой энерговыработки реактора.



Рис. 2.31. Схема облучательного устройства: 1 — головка; 2 — корпус; 3 — подвеска; 4 — ампула; 5 — газовая полость

Таблица 2.5

Характеристики образцов и параметры их облучения

Образец и его тип	Материал	Количество, шт.	Температура облучения, °С	Целевая повреждающая доза, сна
Цилиндрический на растяжение (I)	Fe-10Cr-4Al-RE	16	380 ± 20	15 ± 2
Трубка с заглушкой (II)	15-15Ti + SS316	4	420 ± 25	
Сплошной стержень диаметром 5 мм (III)	Fe-10Cr-4Al-RE		460 ± 25	Более 60
Трубка с покрытием (IV)	15-15Ti + Fe-10Cr-4Al-RE			
Сплошной стержень диаметром 8 мм (V)	AFA			

В облучательном устройстве размещены 48 образцов. Внешняя геометрия облучательного устройства соответствует штатной тепловыделяющей сборке реактора БОР-60 и позволяет устанавливать его в шестигранные ячейки активной зоны и бокового экрана. Устройство состоит из съёмной головки, корпуса и подвески (рис. 2.32), в гнездах которой на четырёх уровнях установлены ампулы. Съёмная головка крепится к корпусу байонетным соединением. Конструкция корпуса облучательного устройства имеет газовую полость, в которой находится смесь воздуха и аргона для теплоизоляции внутренней полости от окружающих тепловыделяющихборок.

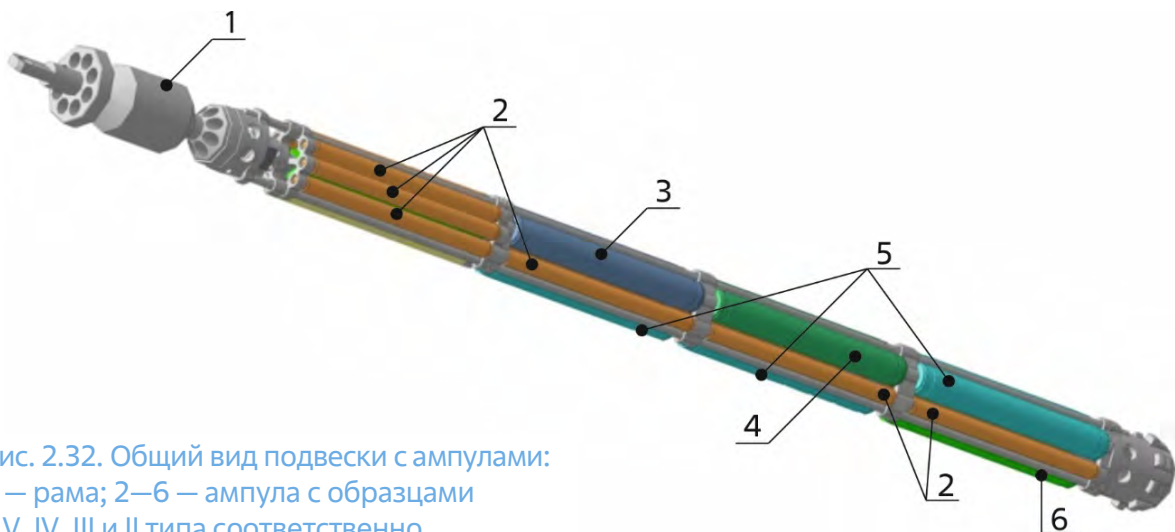


Рис. 2.32. Общий вид подвески с ампулами: 1 — рама; 2–6 — ампула с образцами I, V, IV, III и II типа соответственно

Подвеска включает в себя раму и ампулы с образцами разных типов (рис. 2.33). Ампула представляет собой сварную герметичную конструкцию и состоит из наконечника, оболочки и заглушки.

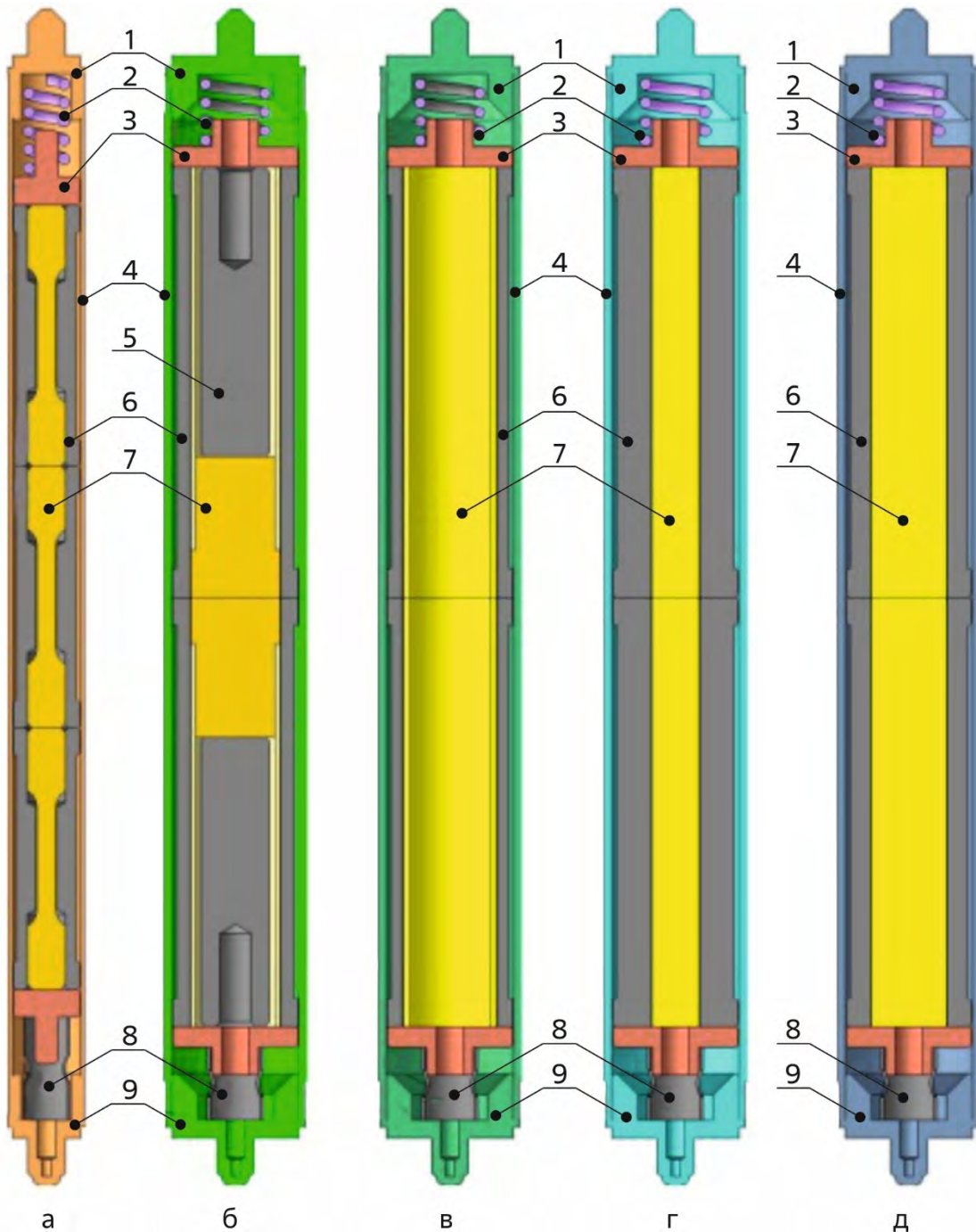


Рис. 2.33. Конструкция ампул с образцами I (а), II (б), III (в), IV (г), V (д) типа:
1 – заглушка; 2 – спираль; 3 – упор; 4 – оболочка; 5 – стержень;
6 – обойма; 7 – образцы; 8 – трубка; 9 – наконечник

Во внутренней полости ампулы расположены обоймы с образцами, по краям установлены упоры, сверху – спираль, снизу – трубка. В ампулах с образцами I типа

расположены три пары обойм, в ампулах с образцами других типов — две пары обойм. В ампуле с образцами II типа в каждый образец установлен стержень. Внутренняя полость ампул заполнена гелием. Величина газового зазора между оболочкой ампулы и наружной поверхностью каждой обоймы выполнена в соответствии с результатами нейтронно-физического и теплогидравлического расчётов для обеспечения требуемых диапазонов температуры облучения образцов. Во время работы реактора наружные поверхности ампул контактируют с реакторным натрием первого контура реактора БОР-60.

Облучательное устройство было установлено в ячейку второго ряда активной зоны в июне 2022 года. В мае 2023 года, когда максимальная повреждающая доза достигнет 15 сна на образцах I типа, запланирована выгрузка четырёх ампул, расположенных на двух центральных уровнях в подвеске. В октябре достигнет дозы 15 сна следующая партия образцов, и будут выгружены все ампулы, расположенные на верхнем и нижнем уровнях. Планируется, что в декабре 2025 года требуемая максимальная повреждающая доза 60 сна на образцах будет набрана, реакторные испытания завершатся, и будут извлечены оставшиеся ампулы.

А.И. Плотников, С.Г. Ерёмин, Ю.А. Власов, Р.Н. Гатауллин

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ВОДОРОДА В ПОГЛОЩАЮЩЕЙ КОМПОЗИЦИИ НА ОСНОВЕ ГИДРИДА ГАФНИЯ

Одним из перспективных поглощающих материалов для реакторов на быстрых нейтронах является гидрид гафния [1], что обусловлено его радиационной стойкостью, слабым радиационным распуханием и возможностью кардинального увеличения ресурса органов регулирования системы управления и защиты реактора. По имеющимся оценкам этот материал способен заменить применяемый в реакторах на быстрых нейтронах карбид бора [2]. При этом физическая эффективность поглощающей композиции гидрида гафния существенно зависит от её химического состава, в котором значение коэффициента стехиометрии может быть расположено в интервале от 1 до 1,6 [3]. Следовательно, количество водорода в поглощающих композициях может изменяться в достаточно широких пределах, что является одной из важнейших характеристик, влияющих на эксплуатационные свойства данных материалов. Актуальная задача на сегодняшний день — определение содержания водорода в поглощающих композициях до и после облучения в реакторе. Известные способы определения содержания водорода в металлических материалах [4-6] разработаны для необлучённых материалов и основаны на наиболее распространённых методах: оптико-эмиссионном, термогравиметрическом, нагреве в токе инертного газа-носителя, вакуум-нагреве и плавлении. Последние два вакуум-метода отличаются высокой чувствительностью и точностью измерений и наиболее применимы для анализа содержания водорода в металл-водородных системах с высокой энергией связи водорода [7]. Высокая чувствительность данного

метода позволяет использовать его и для анализа облучённых реакторных материалов. При этом аналитическое окончание метода может быть реализовано на основе объёмного, масс-спектрометрического или другого высокочувствительного метода количественного определения газа, выделенного из облучённого материала при высокотемпературной экстракции.

Для определения содержания водорода в образцах облучённого гидрида гафния и других переходных металлов разработан проект методики измерений, в основу которого положен объёмный метод измерений количества водорода, полученного высокотемпературной экстракцией из образца в замкнутом и предварительно вакуумированном объёме. Для измерений используют образцы гидрида гафния в твёрдой фазе (компактные) в виде фрагментов изделий: таблеток, блоков и других, в том числе неправильной формы, со следующими характеристиками:

- ◆ максимальный размер образца ограничен размерами тигля, используемого для нагрева, с внутренним диаметром 3 мм и высотой 4 мм;
- ◆ масса образцов, используемых для измерений, составляет от 5 до 100 мг.

Исследуемый образец помещают в тигель из тугоплавкого материала в камеру (кварцевую ампулу), которую через переходник подсоединяют к высоковакуумной камере установки экстракции газов и вакуумируют до давления менее 10^{-4} Па. Образец нагревают индуктором высокочастотного генератора до полного расплавления, в результате чего проводится экстракция содержащегося в нём водорода в замкнутый объём камеры. Далее объём ампулы с образцом с помощью высоковакуумных клапанов последовательно объединяют с замкнутым, предварительно вакуумированным объёмом измерительной части вакуумной системы установки экстракции газов. Давление водорода в измерительном объёме установки измеряют с помощью датчика разности давлений. Принцип измерения внутренних объёмов основан на использовании уравнения состояния идеального газа и расширении газа из калиброванного объёма (известной величины) в измеряемый замкнутый, предварительно вакуумированный объём. При расчёте используют закон Бойля — Мариотта⁵¹, описывающий поведение газа в изотермическом процессе,

$$P_K V_K = P_i (V_K + V_i), \quad (2.4)$$

где P_K — давление водорода в калиброванном объёме, Па;

V_K — известный калиброванный объём, см³;

P_i — давление водорода в системе калиброванного и измеряемого объёмов, Па;

V_i — неизвестный измеряемый объём, см³.

Массовая доля водорода в образце определяется расчётом с использованием измеренного давления водорода в замкнутом измерительном объёме установки экстракции газов, температуры экстрагированного водорода и массы образца по формуле

$$\omega = \frac{p V_{\text{изм}} M(\text{H}_2)}{m_{\text{об}} R T} 10^{-4}, \quad (2.5)$$

где ω — массовая доля водорода, %;

p — давление водорода в измерительном объёме, Па;

⁵¹ Закон Бойля — Мариотта — один из основных газовых законов, который утверждает, что при постоянных температуре и массе газа произведение давления газа на его объём постоянно. Экспериментально установлен в 1662 году Робертом Бойлем, англо-ирландским физиком и химиком, независимо переоткрыт Эдмом Мариоттом, французским физиком, в 1676 году. — Прим. ред.

$V_{\text{изм}}$ — измерительный объём, см³;

$M(\text{H}_2)$ — молярная масса водорода, равная 2,016 г/моль;

$m_{\text{об}}$ — масса образца, г;

R — универсальная газовая постоянная, равная 8,314 Дж/моль·К;

T — температура, при которой измерено давление водорода в измерительном объёме, К.

Разработанный проект методики распространяется на изделия из гидридов переходных металлов четвёртой группы периодической системы химических элементов (гафний, цирконий, титан), содержащих водород с массовой долей от 0,1 до 5 %. На ближайшее время запланированы работы по аттестации проекта методики.

Список литературы

1. Рисованый В.Д., Захаров А.В., Клочков Е.П. Поглощающие материалы и стержни СУЗ инновационных ядерных реакторов // Известия высших учебных заведений, серия «Ядерная энергетика», 2011. № 1. С. 240–248.
2. Стогов В.Ю., Шагинян Р.А., Шакиров А.М. Возможность замены карбида бора на гидрид гафния в органах СУЗ быстрых реакторов: препринт ФЭИ–3296. — Обнинск: АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2022. — 20 с.
3. Ikeda K., Moriwaki H., Ohkubo Y. et al. Application of hafnium hydride control rod to large sodium cooled fast breeder reactor // Nuclear Engineering and Design, 2014. V. 278. P. 97–107.
4. Давыдов Д.М., Титов В.И., Летов А.Ф., Луценко А.Н. Сравнительная оценка методов определения содержания водорода в металлических материалах // Труды ВИАМ, 2019. № 11 (83). С. 75–84.
5. Кудинова Н.Р., Полянский В.А., Полянский А.М., Яковлев Ю.А. Определение энергий связи растворенного водорода на основании модели многоканальной диффузии в твёрдом теле // Научно-технические ведомости СПбПУ. Физико-математические науки, 2015. № 4 (230). С. 9–23.
6. Баранов В.Г., Бурлакова М.А., Тенишев А.В., Чернов И.И. Термодесорбция и абсолютный метод определения содержания водорода в металлических гидридах. Лабораторный практикум: учебное пособие. — М.: НИЯУ МИФИ, 2012. — 40 с.
7. Левинский Ю.В., Патрикеев Ю.Б., Филянд Ю.М. Водород в металлах и интерметаллидах. Термодинамические, кинетические и технологические характеристики металл-водородных систем: справочник. — М.: Научный мир, 2017. — 546 с.

С.В. Белозёров

ОЦЕНКА СВАРИВАЕМОСТИ СПЛАВОВ НА ОСНОВЕ НИКЕЛЯ И МОЛИБДЕНА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К КОНСТРУКТИВНЫМ ЭЛЕМЕНТАМ ЖИДКОСОЛЕВЫХ РЕАКТОРОВ

В рамках договора⁵² с ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» проведена работа по изучению возможности сварки экспериментальных сплавов

⁵² Договор №43-12/512-2022 от 07.06.2022. — Прим. авт.

на основе никеля и молибдена. Они обладают повышенными эксплуатационными характеристиками и рассматриваются как перспективные для изготовления оборудования жидкосолевого реактора, в том числе и изделий активной зоны. При изготовлении и сборке указанных конструкций применяют различные способы сварки плавлением. На сегодняшний день отсутствует информация о возможности сварки рассматриваемых сплавов. Были разработаны несколько типов опытных образцов, проведена их сварка различными способами, оценено качество сварных соединений на соответствие требованиям к изделиям активных зон ядерных энергетических установок, выполнены прочностные испытания. Оценивали возможность использования аргонодуговой сварки неплавящимся электродом и лазерной сварки для соединения сплавов на основе никеля (НМ20В3-ВИ, НМ20Ч3-ВИ) и молибдена (МР10РЛ-ВД, МВ30У-ВД, МР47У-ВД). Исследования проводили на экспериментальных образцах, в конструкции которых использованы наиболее распространённые сварные соединения (рис. 2.34).

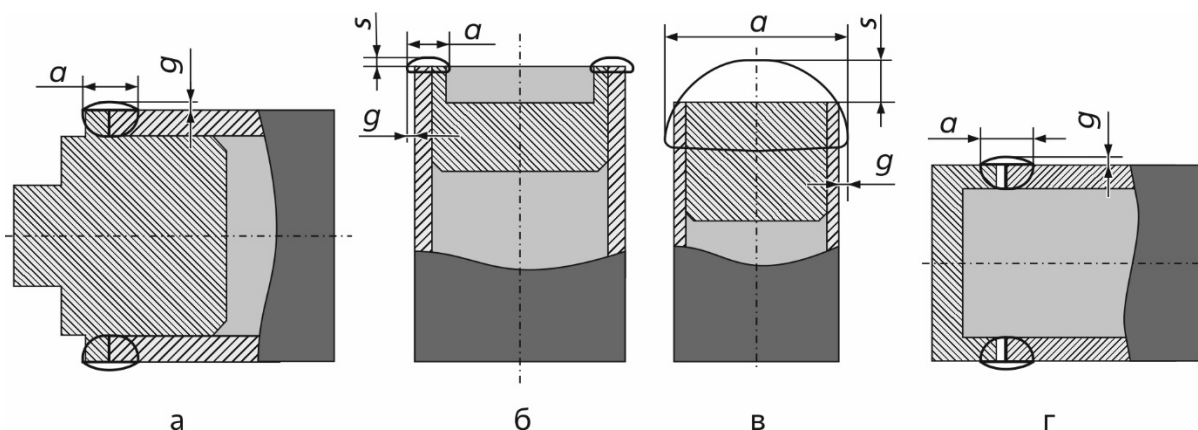


Рис. 2.34. Типовые конструкции сварных соединений экспериментальных образцов: торцовая точечная (а), торцовая кольцевая (б), кольцевая стыкозамковая (в) и стыковая (г): a – ширина сварного шва; g – усиление сварного шва; s – увеличение высоты шва после сварки

Известно, что сложность сварки плавлением рассматриваемых материалов в основном обусловлена повышенной активностью к атмосферным примесям при нагреве и расплавлении металла, таким как кислород, водород, азот, приводящей к образованию твёрдых фаз, значительному снижению механических свойств сварных соединений, образованию пор, трещин и других дефектов сварных швов [1]. Это определяет необходимость создания в зоне сварки качественной защиты инертными газами.

При проведении исследований сварку выполняли как с применением струйной защиты, так и в специальном герметичном перчаточном боксе. Инертную атмосферу в нём создавали с помощью системы непрерывной очистки от примесей газа, находящегося во внутреннем объёме бокса. При этом обеспечивали атмосферу аргона с массовой долей кислорода не более 0,00006 % и водяных паров не более 0,00008 %. Результаты испытаний показали следующее.

1. Получение сварных соединений требуемого качества сваркой плавлением для никелевых сплавов НМ20В3-ВИ и НМ20Ч3-ВИ возможно при использовании лазерной сварки с дополнительной струйной защитой сварного шва аргоном или гелием,

ручной и полуавтоматической аргодуговой сваркой неплавящимся электродом (рис. 2.35). При этом рекомендуется применение линейных стыковых и торцовых, кольцевых стыкозамковых, торцовых точечных и торцовых кольцевых конструкций сварных соединений с толщиной свариваемой стенки до 2 мм.

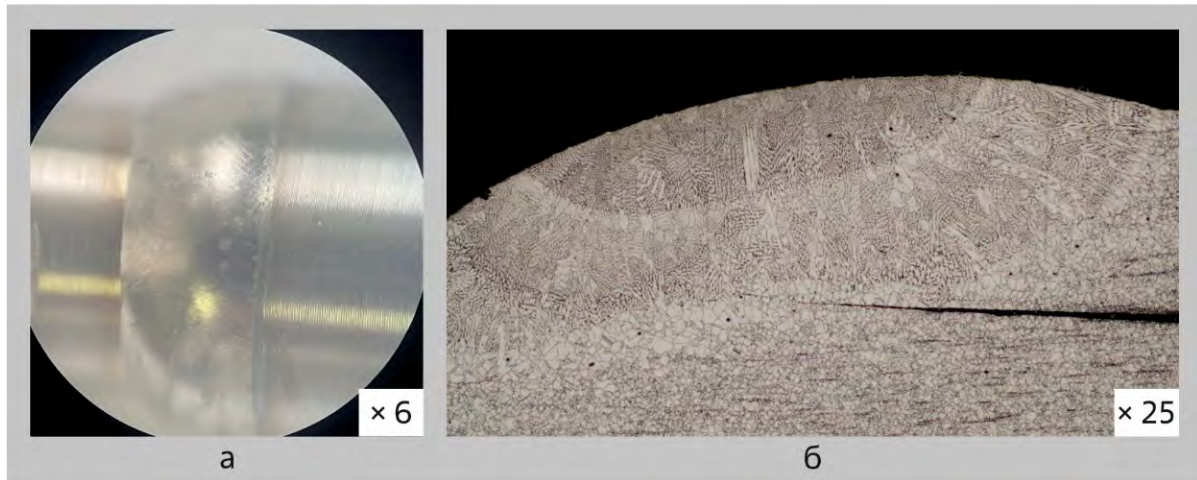


Рис. 2.35. Внешний вид (а) и структура (б) торцового сварного соединения сплава NM20V3-VЧ

2. При ручной и полуавтоматической аргодуговой сварке неплавящимся электродом экспериментальных молибденовых сплавов МР10РЛ-ВД, МВ30У-ВД и МР47У-ВД необходимо использовать камеру, которая заполнена инертным газом с массовой долей не более 0,0001 % кислорода и не более 0,0001 % воды. Перед сваркой необходима тщательная подготовка поверхностей изделий. Предпочтительнее следует отдавать линейным торцовым, кольцевым стыкозамковым с буртом, торцовым точечным и торцовым кольцевым конструкциям сварных соединений (рис. 2.36). Возможность применения стыковых соединений требует дальнейших исследований.



Рис. 2.36. Внешний вид (а) и структура (б) сварного соединения сплава MB10PL-VЧ

Дополнительно с помощью испытаний подтверждено качество и работоспособность выполненных сварных соединений из никелевых сплавов НМ20В3-ВИ и НМ20С3-ВИ в составе типовых конструкций изделий активных зон ядерных энергетических установок. Проведённая оценка показала, что сварные швы, соответствующие требованиям нормативных документов [2], равнопрочны по сравнению с металлом свариваемых элементов конструкций (рис. 2.37).

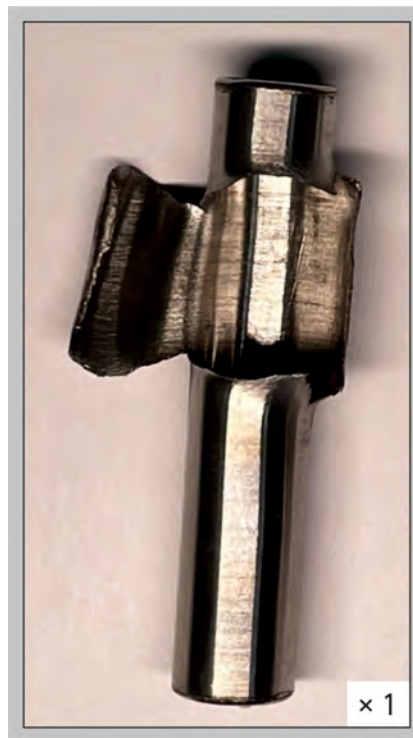
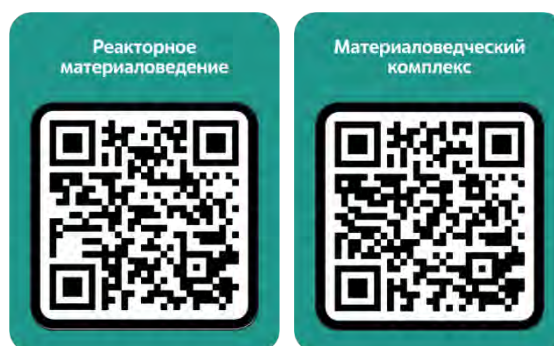


Рис. 2.37. Внешний вид образца из никелевого сплава НМ20В3 после проведения испытаний внутренним давлением

Список литературы

1. Гуревич С.М. Металлургия и технология сварки тугоплавких металлов и сплавов на их основе. — Киев: Наукова Думка, 1982. — 303 с.
2. ОСТ 95 503-2006. Соединения сварные и паяные для изделий активных зон ядерных реакторов. Общие технические требования. Правила приёмки и методы контроля качества [Электронный ресурс]. — Электронный фонд нормативно-технической и нормативно-правовой информации Консорциума «Кодекс». — Режим доступа: в свободном доступе. — <https://docs.cntd.ru/document/1200095242> (дата обращения: 27.04.2023).

Е.М. Табакин, А.В. Каплин, С.А. Андреев, Ю.В. Иванович





С целью сохранения культурного и национального наследия в городе создана и функционирует под руководством Шарифова Аслана Гасангулу оглы общественная организация «Димитровградская местная азербайджанская национально-культурная автономия». На протяжении восьми лет она вносит свой вклад в поддержку и развитие азербайджанской национальной культуры, ее традиций.

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

З

ВВЕДЕНИЕ К РАЗДЕЛУ 3

В отчётном году проведены работы, связанные с обоснованием концепции жидкосолевого реактора, технологии гетерогенного выжигания младших актинидов, технических решений по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса, отдельных операций гидрометаллургической и пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива, обращения с радиоактивными отходами. Продолжены работы в рамках проектного направления «Прорыв».

Выполнен значительный объём экспериментальных исследований по коррозионной и механической стойкости кандидатных конструкционных материалов на основе никелевых сплавов ХН80МТЮ (Россия) и GH3535 (Китай) в условиях, моделирующих условия эксплуатации жидкосолевого реактора-сжигателя младших актинидов с солью фторидов лития и бериллия молярного состава 73 и 27 % соответственно, с коррозионными добавками фторида урана (IV) и теллура. Послереакторные испытания облучённых материалов продемонстрировали хорошие показатели коррозионной устойчивости исследуемых сплавов. Значение скорости коррозии закономерно повышается при увеличении потока нейтронов и температуры расплава. Для сплава ХН80МТЮ скорость общей коррозии составила от 4 (при 620 °С) до 28 (при 725 °С), для сплава GH3535 — от 6 (при 656 °С) до 11 (при 727 °С) мкм/год. Для обоснования эффективности гетерогенного выжигания младших актинидов проведены послереакторные исследования облучённых диоксидов нептуния и америция. Полученные данные по изотопному составу и массовой доле нуклидов в облучённых материалах в целом согласуются с расчётными значениями. Для демонстрации возможности рецикла младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах проведены работы по выделению америция и нептуния из облучённых мавэлов. Из выделенных в результате радиохимической переработки диоксидов нептуния и америция изготовлены новые мавэлы, которые поставлены на облучение в реактор БОР-60.

Проведены исследования для обоснования технических решений по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса, подтвердившие возможность модернизации схемы димитровградского сухого процесса, которая позволит минимизировать образование хлорсодержащих отходов. Оценена эффективность введения дополнительной операции спекания отработавшего ядерного топлива с триоксидом молибдена для удаления летучих продуктов деления, усовершенствована процедура растворения получаемого на данной стадии продукта. Выбраны оптимальные составы кандидатных матриц для иммобилизации отработавшего молибдатного электролита. Испытания узла остекловывания показали, что его конструкция позволяет иммобилизовать жидкие радиоактивные отходы различного состава как в керамическую, так и стеклоподобную матрицы. Была подтверждена возможность внедрения технологии сверхвысокочастотной конверсии продуктов гидрометаллургической переработки отработавшего ядерного топлива в весовую (учётную) форму оксидов актинидов. Проведены испытания унифицированного технологического модуля для определения зависимости между внутренним давлением и достигнутым уровнем примесей кислорода и водяного пара. Проверена работоспособность модуля с инертной атмосферой в ходе штатных технологических операций.

В рамках исполнения решения инвестиционного комитета АО «Наука и инновации» показана возможность получения твёрдого раствора оксидов урана и плутония из уранил-плутонил-трикарбоната аммония $(\text{NH}_4)_4[(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2(\text{CO}_3)_3]$ в лабораторной установке СВЧ-конверсии. Показана возможность предварительного отделения от топлива

радиоизотопа цезия-137, как одного из дозоопределяющих и тепловыделяющих продуктов деления. Для этого был предложен вариант высокотемпературной обработки отработавшего ядерного топлива с добавлением триоксида молибдена. В результате промывки продукта высокотемпературной обработки 25-процентным водным раствором аммиака на водной основе, из его состава удалось извлечь цезий массовой долей более 99 %, который впоследствии был выделен в твёрдую фазу в виде гексацианоферрата железа (II), магния, цезия $Cs_2Mg[Fe(CN)_6]$.

Выполнены работы по изготовлению стеклоподобных фосфатных матриц для иммобилизации молибденсодержащих высокоактивных отходов, исследованы их свойства. Получен образец боросиликатного стекла с массовой долей имитаторов продуктов деления, равной 17 %, проведён синтез керамического материала с включением имитаторов пирокхимических отходов переработки отработавшего ядерного топлива.

Продолжены работы по аналитическому обеспечению проводимых исследований. Проведена разработка и экспериментальная апробация аналитических процедур для исследования топливной соли жидкосолевого реактора с добавками фторидов урана, плутония, нептуния, методик анализа элементного и изотопного составов младших актинидов, характерных для выжигания и трансмутации, производства радиоизотопной продукции.

С.В. Абрамов

КОРРОЗИОННАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ НИКЕЛЕВЫХ СПЛАВОВ В РАСПЛАВЛЕННОЙ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ В УСЛОВИЯХ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ СМ

Исследована коррозионная стойкость кандидатных никелевых сплавов в условиях, моделирующих условия эксплуатации жидкосолевого реактора-сжигателя младших актинидов в капсулах с расплавленной топливной солью на основе фторидов лития и бериллия с мольной долей 73 и 27 % соответственно, с коррозионными добавками тетрафторида урана и теллура. Облучение проводили в ампульном устройстве в отражателе реактора СМ при плотности потока нейтронов $3,8-7,5 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$. Продолжительность реакторных испытаний составила 77 эфф. сут. Испытывали образцы следующих сплавов: ГН3535 (Китай), Хастеллой-Н (США), ХН80МТЮ (Россия). Каждый образец помещали в капсулу с солью и герметизировали. Состав солевой системы для ампульных испытаний приведён в табл. 3.1.

Таблица 3.1

Массовая и мольная доля фторидов, %

Солевая система	Доля	
	массовая	мольная
Фторид: лития	57,02	72,64
бериллия	38,23	26,87
урана	4,75	0,5

После облучения капсулы вскрывали, выплавляли соль и растворяли её в азотной кислоте. Полученный раствор анализировали на содержание коррозионных примесных элементов методом дуговой атомно-эмиссионной спектрометрии на установке, исполь-

зую спектрометры с фотодиодной линейкой и источник возбуждения спектров «Везувий-3». Обработку спектров осуществляли на персональном компьютере с помощью программного обеспечения «Атом-3.3»⁵³.

Для каждой капсулы с образцом по результатам проведённого химического анализа был рассчитан выход никеля с геометрической поверхности образца и внутренней поверхности стенок капсулы при её контакте с топливной солью (табл. 3.2). Оценку общей скорости коррозии проводили по результатам выхода никеля. Его исходное содержание в изучаемых сплавах ранее было установлено по результатам химического анализа образцов в состоянии поставки.

Таблица 3.2

Характеристики коррозии образцов

Номер*	Материал		Средняя температура в капсуле, °С	Концентрация никеля в пробе, мг/г	Скорость коррозии, мкм/год
	капсулы	образца			
3/1	ХН80МТЮ		706	3,62	6
3/6			723	15,77	28
3/3			620	2,24	4
3/4			634	3,65	7
3/2	ГН3535		656	3,0	6
2/2			727	5,25	11
1/2			688	2,8	6
1/4	Хастеллой-Н	ГН3535	682	0,7	1
1/5			647	0,9	2

* Первая цифра — номер образца, вторая — номер капсулы в ампульном устройстве.

коррозии закономерно растёт при увеличении плотности потока нейтронов и температуры расплава в капсуле. Для сплава ХН80МТЮ скорость общей коррозии составила от 4 до 28 мкм в год при температуре от 620 до 725 °С, для сплава ГН3535 — от 6 до 11 мкм в год при температуре от 656 до 727 °С соответственно.

А.А. Лизин, В.Н. Момотов, М.И. Хамдеев

ВЛИЯНИЕ РАСПЛАВА ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ РАЗЛИЧНОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ НА АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ РАДИОНУКЛИДОВ

При определении альфа-излучающих радионуклидов обязательным условием является приготовление тонкослойных источников. В случае увеличения толщины слоя, наносимого на мишень, происходит уширение регистрируемых пиков за счёт самопоглощения в источнике, что усложняет спектрометрический анализ, точную идентификацию радионуклидов⁵⁴. К такому эффекту может привести и наличие в составе исследуемого образца фторидов лития и бериллия.

⁵³ Атом 3.3. — программное обеспечение для проведения атомно-эмиссионного анализа и идентификации спектральных данных. — Прим. ред.

⁵⁴ Бойко В.Н., Жерин И.И., Каратаев В.Д. и др. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов: учебное пособие / под общей редакцией Бойко В.Н., Силаева М.Е. — Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2011. — 356 с. — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://portal.tpu.ru/SHARED/g/GERINII/posob/Tab3/Методы%20и%20приборы%20измерения%20яде.pdf> (дата обращения: 20.03.2023).

Определено влияние солевого расплава фторидов лития и бериллия на получение спектров и их обработку, сравнение контрольной пробы со спектром эталонного источника, анализ воздействия ионизационных потерь на суммарную активность исследуемых образцов.

Изготовлены источники в виде металлических подложек с нанесёнными аликвотами солевого расплава фторидов лития и бериллия концентрации, равной 0,5, 1, 3, 5 и 10 г/л, и контрольного раствора, содержащего нептуний и плутоний объёмом по 20 мкл каждый. Источники высушивали и прокаливали. Исследовали спектры контрольного источника альфа-излучения, содержащего нептуний-237, плутоний-238 и -239, и эталонного, содержащего уран-233, плутоний-238 и -239. Альфа-спектрометрические измерения проводили на установке, состоящей из блока детектирования, эмулятора спектрометра, при помощи программного обеспечения SpectraLineADA⁵⁵ (рис. 3.1).

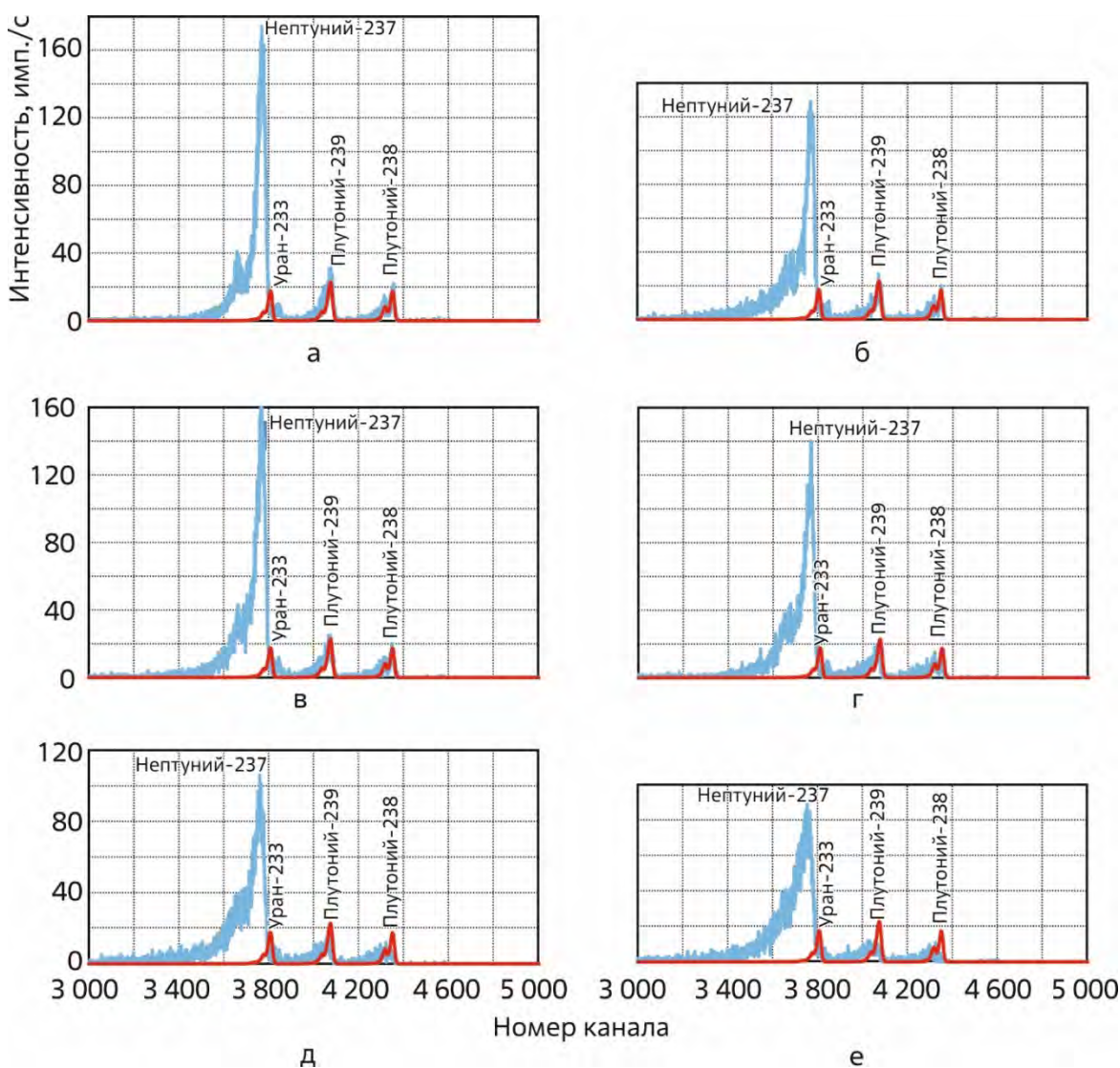


Рис. 3.1. Спектрограммы контрольного (—) и эталонного образцов (—): с расплавом фторидов лития и бериллия концентрацией: 0,5 (а), 0 (б), 1,0 (в), 3,0 (г), 5,0 (д), 10,0 (е) г/л

⁵⁵ SpectraLineADA — программа, предназначенная для альфа-спектрометрического анализа со спектрометрами как на основе полупроводниковых детекторов, так и на основе ионизационных камер. — Прим. ред.

Спектры контрольного и эталонного источника сопоставимы между собой по формам пиков плутония-238 и -239. Небольшие отклонения в форме пиков связаны скорее с подготовкой проб источников для исследования. Наличие в пробах фторидов лития и бериллия концентрацией 0,5 и 1,0 г/л существенного влияния на спектр и на форму пиков не оказывает. При концентрации 3,0 и 5,0 г/л уже проявляется влияние на спектры: формы пиков уширяются, происходит смещение максимумов пиков по каналам. Увеличение концентрации более 5,0 г/л имеет существенно большее влияние на форму спектра: становится труднее идентифицировать радионуклиды, так как формы пиков ещё больше уширяются, отмечается значимое смещение максимумов пиков по каналам (по энергии), происходит увеличение обработанной площади. Влияние солевого расплава на суммарную активность исследуемого образца незначительно, полученные результаты находятся в допустимом интервале значения неопределённости измерений суммарной активности образца по методике измерений для исследования проб на основе расплава фторидов лития и бериллия с целью определения суммарной активности альфа-излучающих радионуклидов, а также других альфа-нуклидов и их относительного изотопного состава.

Следует отметить, что активность контрольной пробы не менялась и составляла около 700 Бк. В ходе дальнейших исследований необходимо учитывать начальную активность альфа-излучающих радионуклидов и концентрацию солевых примесей в образце источника. Если изначальная активность мала, а концентрация солей больше 5 г/л, то при доведении концентрации соли до приемлемого значения активность источника уменьшится в несколько раз, а это значит, что для определения спектра время измерения альфа-источника потребует увеличения.

А.А. Кожанов, Н.Ю. Незговоров, М.И. Хамдеев

АПРОБАЦИЯ ПРОЦЕССОВ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ

Накопление долгоживущих радионуклидов америция-241, нептуния-237, технеция-99, йода-129, углерода-14, цезия-135 в продуктах переработки отработавшего ядерного топлива обуславливает необходимость поиска методов минимизации, стабилизации их количества для безопасного контролируемого хранения на протяжении, как минимум, нескольких периодов полураспада, например, до достижения радиационной, радиологической эквивалентности [1–4]. Одним из возможных вариантов решения проблемы для америция и нептуния является их вовлечение в топливные композиции (таблетки) на основе смешанных нитридов урана и плутония и / или их отдельная утилизация (трансмутация) в виде порошков (оксидов, нитридов и прочих соединений) в реакторах или ускорителях с соответствующим эффективной трансмутации спектром нейтронов. С развитием радиохимических технологий получены экспериментальные данные по поведению америция в смешанном нитридном ураноплутониевом топливе в процессе его изготовления [5–7]. Произведены в относительно большом количестве уникальные в масштабе России и мира объекты для исследований — таблетки сме-

шанных нитридов урана, плутония с америцием и нептунием [1, 2, 5, 8, 9]. Результаты научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в данной области изучают на предмет внедрения в полифункциональном радиохимическом комплексе АО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград) и опытно-демонстрационном энергетическом комплексе АО «СХК» (г. Северск).

Проведены исследования образцов исходных порошков диоксидов нептуния и америция насыпной плотностью 1,07 и 1,87 г/см³ соответственно. Массовая доля плутония в диоксиде америция менее 0,3 %. Текучесть у исследованных порошков отсутствовала. Оценочный размер частиц в порошке диоксида нептуния составил до 12 мкм, в порошке диоксида америция — до 10 мкм. В результате рентгеноструктурного анализа порошков рассчитан параметр a элементарной ячейки для оксидов нептуния ($5,436 \pm 0,002$) Å и америция ($5,401 \pm 0,002$) Å. По данным банка стандартов параметр кубической решётки оксида нептуния составляет 5,010 Å, диоксида нептуния — 5,434 Å, оксида и диоксида америция — 5,045 и 5,378 Å соответственно. Таким образом, оба образца представлены порошками диоксидов. Параметр элементарной ячейки диоксида нептуния совпадает с данными ASTM. Отличие параметра a диоксида америция от табличного можно объяснить наличием примесей в америциевой подрешётке структуры флюорита. Кроме того, возрастание её параметра a может быть связано с радиационным повреждением и частичным распуханием кристаллической структуры флюорита вследствие альфа-распада при длительном хранении порошка диоксида америция. Динамика этих процессов определяется временем, прошедшим с момента образования диоксида. Диоксид америция, в отличие от относительно стабильного диоксида плутония, при нагреве выше 1 000 °С выделяет кислород даже в атмосфере чистого кислорода и переходит в оксид америция AmO_{2-x} с соответствующими изменениями в структуре (увеличивается параметр кристаллической решётки) [7]. В случае спекания (нагрева) таблеток из диоксида америция в восстановительной атмосфере, например смеси инертного газа с водородом, образуется полуторный оксид америция с гексагональной структурой, который обладает анизотропией теплового расширения, что приводит к соответствующей деформации и разрушению таблеток, изготовленных только из оксидов америция. Стабилизацию кубической структуры диоксида америция в процессе спекания в восстановительной атмосфере осуществляют, например, его легированием диоксидом урана со структурой типа флюорита, обладающей, как известно [7], высокой устойчивостью к альфа-излучению. Перечисленные свойства оксидов америция частично объясняют наблюдаемое в таблетках смешанного нитридного ураноплутониевого топлива с младшими актинидами после карботермического синтеза и спекания уменьшение массовой доли америция и примесей кислорода на их периферии (относительно центральной зоны сечения таблетки) и более-менее равномерное распределение азота по радиусу таблетки [2]. Это необходимо учитывать при разработке соответствующих технологий вовлечения америция в топливные циклы, трансмутации.

Представленные результаты анализа указывают на необходимость проведения дополнительных исследований таких важных технологических свойств материалов, как текучесть, плотность, параметр решётки, размер частиц в зависимости от способа получения порошков, времени между их получением и загрузкой в твэл, поскольку эти параметры влияют на выбор способа трансмутации. Так, например, отсутствие текучести у порошков диоксидов нептуния, америция независимо от способа получения

может являться непреодолимым препятствием для их загрузки в твэлы методом виброуплотнения и формирования в твэле нужной для эффективной трансмутации насыпной плотности.

С учётом экспериментальных данных и опыта АО «ГНЦ НИИАР» по виброуплотнению оксидов урана, смеси урана и плутония [6] разработаны технические требования на исходный продукт (порошки оксидов нептуния и америция) экспериментальных устройств, предназначенных для опытной утилизации нептуния и америция в реакторе БН-800. Подготовлены исходные данные для проведения исследований на предмет патентной чистоты и патентоспособности результатов научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в части изготовления мавэлов, содержащих рециклированные америций и нептуний.

Список литературы

1. Кузин М.А., Абрамов С.В., Грачёв А.Ф. и др. 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://www.researchgate.net/publication/348445939_Manufacture_and_study_of_pellets_of_mixed_nitrides_of_uranium_plutonium_ameridium_and_neptunium (дата обращения: 20.03.2023). — DOI: 10.31044/1684-5811-2021-22-1-36-43.
2. Skupov M.V., Glushenkov A.E., Tarasov B.A. et al. Development of technologies for production of fuel with minor actinides // Journal of Nuclear Engineering and Design, October 2021. V. 382. Article 111379 [without page indication]. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0029549321003319> (date of the application: 20.03.2023).
3. Park Won S., Kim Yong H., Park Chang K. et al. A Design Study for ⁹⁹Tc and ¹²⁹I Transmutation in the HYPER System // Journal of the American Nuclear Society. Nuclear Science and Engineering, 2003. V. 143, № 2. P. 188–201. — Web site of American Nuclear Society. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.ans.org/pubs/journals/nse/article-2329/>. DOI: 10.13182/NSE03-A2329. (date of the application: 21.03.2023).
4. Hearne J.A., Tsvetkov P.V. Analysis of the transmutation of long lived fission products using a charged particle beam // Annals of Nuclear Energy, November 2019. V. 133. P. 501–510. — Web site of Elsevier B.V. or its licensors or contributors. ScienceDirect® is a registered trademark of Elsevier B.V. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454919303536> (date of the application: 21.03.2023).
5. Свидетельство 2020660611 [Электронный ресурс]. Программа для ЭВМ «Программный модуль расчёта и построения циклограммы "2019_Таблетки нитридов актинидов ОПТ"» / М.А. Кузин — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр программ для ЭВМ. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: https://www1.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet (дата обращения: 27.03.2023).
6. Маёршин А.А. Тепловыделяющие элементы с виброуплотнённым оксидным топливом. — Димитровград: ФГУП РФ «ГНЦ НИИАР», 2007. — 327 с.
7. Vigier J., Freis D., Pöml P. Optimization of Uranium-Doped Americium Oxide Synthesis for Space Application // Inorganic Chemistry, 2018. V. 57, № 8. P. 4317–4327. — Web

site of American Chemical Society Publications. — Access mode: in free access. — URL: <https://pubs.acs.org/doi/10.1021/acs.inorgchem.7b03148#> (date of the application: 27.03.2023).

8. Кузин М.А., Абрамов С.В., Грачёв А.Ф. и др. Карботермический синтез смешанного нитридного ураноплутониевого топлива с америцием и нептунием // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2022. Вып. 1. С. 26–30. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/6485> (дата обращения: 27.03.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: https://elibrary.ru/title_about.asp?id=9846; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=47666369> (дата обращения: 27.03.2023). — DOI: 10.13140/RG.2.2.27249.15204.
9. Кузин М.А., Абрамов С.В., Льюпа С.В. Опыт изготовления смешанных нитридов урана, плутония, америция и нептуния. — Сборник тезисов докладов X Российской конференции с международным участием «Радиохимия-2022», г. Санкт-Петербург, Россия, 26–30 сентября 2022 г. — С.-Пб.: СПбГУПТД, 2022. С. 102.

М.А. Кузин

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ОСУЩЕСТВИМОСТИ КОЛИЧЕСТВЕННОГО ОТДЕЛЕНИЯ ЦЕЗИЯ ПЕРЕД ПРОВЕДЕНИЕМ ПЬЮРЕКС-ПРОЦЕССА

Увеличение конкурентоспособности атомной отрасли требует роста выгорания ядерного топлива. Это создаёт дополнительные проблемы в области переработки облучённого ядерного топлива: количество продуктов деления в его составе возрастает, что приводит к увеличению радиационного воздействия на технологические среды и персонал. Применять традиционные технологии переработки облучённого ядерного топлива в такой ситуации технически сложно. Для перевода топлива в состояние, эквивалентное выдержанному в течение пяти–семи лет умеренно выгоревшему облучённому ядерному топливу, требуется предварительное обращение с топливом перед экстракционной переработкой. Одним из вариантов подготовки такого топлива к экстракционному переделу является выделение из его состава цезия-137 как одного из дозоопределяющих и тепловыделяющих продуктов деления. Для решения данной задачи в рамках развития базовой технологической схемы полифункционального радиохимического комплекса предложен вариант высокотемпературной обработки облучённого ядерного топлива в присутствии триоксида молибдена с последующим выделением цезия из состава полученного продукта промывкой щелочным раствором (рис. 3.2).

Исследование для обоснования осуществимости количественного отделения цезия от облучённого МОКС-топлива перед проведением Пьюрекс-процесса осу-

ществляли в два этапа: в лаборатории с использованием имитатора такого топлива и радиационно-защитной камере с реальным образцом. В ходе выполнения лабораторного эксперимента был изготовлен имитатор облучённого ядерного топлива следующего состава:

Массовая доля, %	Карбонат цезия	1,1
Октаоксид триурана	Оксид стронция	0,7
Оксид церия (IV)	Оксид европия (III)	13,2

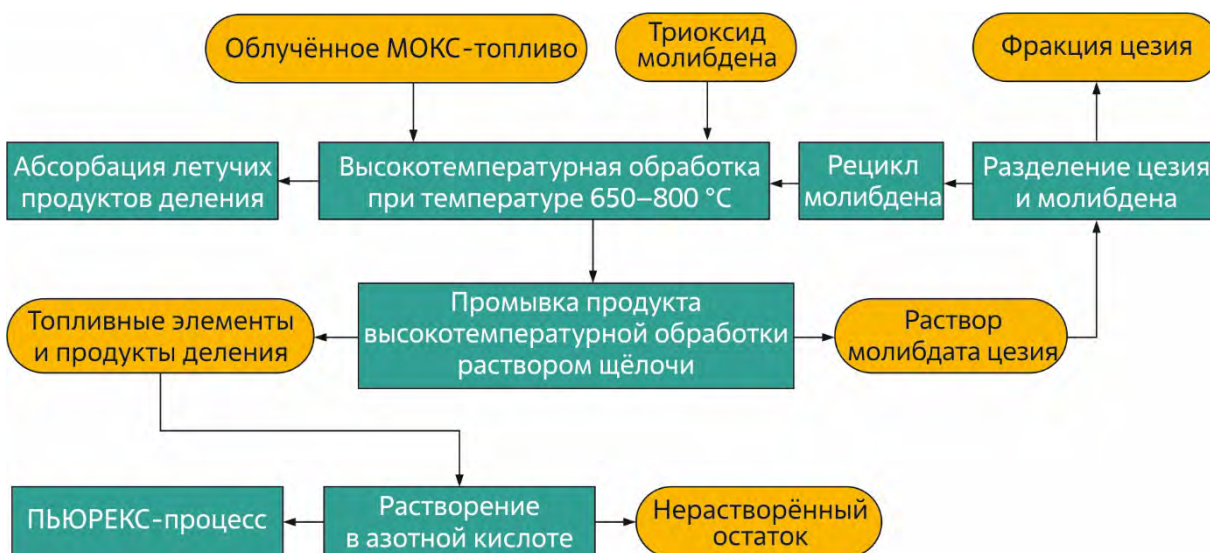


Рис.3.2. Принципиальная схема процесса в присутствии триоксида молибдена

Имитатор облучённого МОКС-топлива с триоксидом молибдена выдерживали в электрической печи⁵⁶ при температуре 700 °С в течение трёх часов при мольном избытке триоксида молибдена по отношению к его стехиометрическому количеству в реакции гетерогенного синтеза – 1,5 : 1. После промывки продукта высокотемпературной обработки имитатора облучённого ядерного топлива раствором аммиака массовой долей 25 % удалось извлечь более 99 % цезия, который впоследствии был выделен в твёрдую фазу в виде Cs₂Mg[Fe(CN)₆] (рис. 3.3).

Эксперимент в дальнейшем был повторён на реальном МОКС-топливе многоцелевого реактора на быстрых нейтронах. В условиях радиационно-защитной камеры проведена высокотемпературная обработка МОКС-топлива и триоксида молибдена при температуре 850 °С в течение 24 ч без предварительного отделения топлива от оболочек. Получившийся продукт промывали раствором аммиака, после растворяли в азотной кислоте (рис. 3.4).

⁵⁶ Осипенко А.Г., Горелов А.В. Разработка процесса высокотемпературной обработки ОЯТ реактора МБИР. – Сборник тезисов IX Межвузовской конференции-конкурса (с международным участием) научных работ студентов имени члена-корреспондента АН СССР Александра Александровича Яковкина «Физическая химия – основа новых технологий и материалов», г. Санкт-Петербург, 18 ноября 2020 г. – С.-Пб.: Санкт-Петербургский государственный технологический институт, 2020. С. 264–266. – Доступно на сайте РИНЦ – научной электронной библиотеки Elibrary. – Режим доступа: по подписке. – URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44470858>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44470961&pff=1> (дата обращения: 29.03.2023).



Рис. 3.3. Внешний вид продукта сплавления имитатора топлива с триоксидом молибдена



Рис. 3.4. Внешний вид установки для проведения эксперимента

Анализ щелочной и кислотной фракций показал, что 90 % выделенного в ходе эксперимента цезия было сконцентрировано в растворе аммиака. Из раствора щелочной промывки также было выделено в твёрдую фазу более 99 % цезия от перешедшего в раствор количества. В процессе кислотно-щелочной обработки полного растворения продукта добиться не удалось. Это связано с низкой скоростью растворения продукта, полученного из облучённого МОКС-топлива без удаления оболочек твэлов, а также с низкой температурой растворения и пониженной концентрацией использованного аммиачного раствора. Поэтому в настоящее время проводят дополнительные исследования данного процесса с целью установления эффективных режимов промывки.

С.С. Погляд, А.С. Корнилов, В.А. Болдаков, Н.О. Позигун, О.С. Дмитриева

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ОБРАБОТКИ ГРАНУЛИРОВАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С МАССОВОЙ ДОЛЕЙ ПЛУТОНИЯ БОЛЕЕ 30 %

Высокотемпературная обработка отработавшего ядерного топлива быстрых реакторов предназначена для перевода его в другую химическую форму и удаления летучих продуктов деления, которые усложняют дальнейшую переработку такого топлива или значительно увеличивают количество технологических отходов. Для МОКС-топлива реакторов БН и СНУП-топлива реактора БРЕСТ в качестве высокотемпературной обработки используют операцию волоксации. Однако в случае исследовательского реактора МБИР эта операция малоэффективна из-за высокого содержания плутония в МОКС-топливе: массовая доля составляет более 34 % (зависит от изотопного состава стартового плутония) [1]. При массовой доле плутония больше 22 % в оксидном топливе не происходит разрушения материала из-за слабого изменения его объёма [2]. Высокотемпературную обработку гранулированного ядерного топлива с массовой долей плутония более 30 % проводят с целью определения фазового гранулометрического и стартового состава топлива, процентного содержания фаз, обогащённых по плуто-

нию. Для исследования процесса высокотемпературной обработки такого топлива использовали 50 г порошка фракции 5 (20–100 мкм) с массовой долей плутония 39,3 %. Исследования проводили в радиационно-защитной камере на экспериментальной установке, разработанной и изготовленной специалистами АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина» (рис. 3.5).

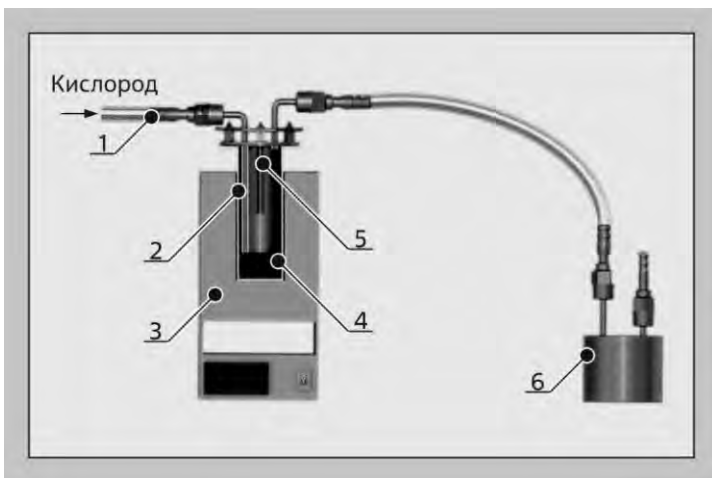


Рис. 3.5. Схема установки для проведения эксперимента: 1 — линия подачи кислорода; 2 — реактор из стали марки 12X18H10T; 3 — тигельная высокотемпературная печь с резистивным нагревом; 4 — порошок МОКС-топлива; 5 — термоэлектрический преобразователь; 6 — узел локальной системы газоочистки

После монтажа установки в радиационно-защитной камере в реактор загружали гранулированное ядерное топливо, разъёмы на крышке реактора соединяли с линиями подачи реакционного газа и локальной системы газоочистки. С помощью регулятора расхода газов в объём реактора подавали кислород со скоростью 85,5 л/ч. Нагрев печи проводили со скоростью 20 °С/мин до температуры 1 150 °С. Изотермический режим выдерживали восемь часов. Температура в объёме реактора при этом не поднималась выше 993 °С. Масса полученного порошка после высокотемпературной обработки составила 56,324 г — произошло увеличение массы на 6,324 г. Процесс сопровождался образованием слабоспечённых, непрочных агломератов частиц исходного порошка, которые при незначительном механическом воздействии разрушались (рис. 3.6).

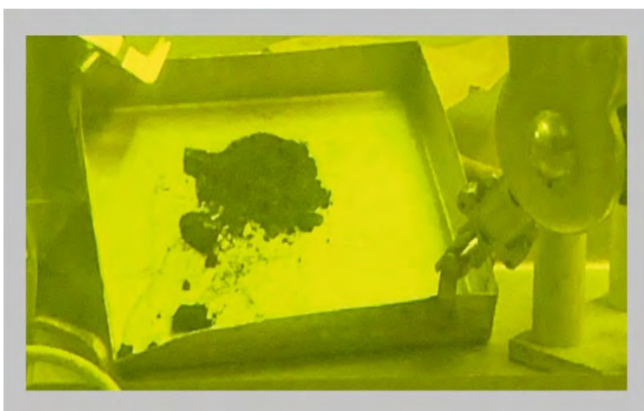


Рис. 3.6. Внешний вид топлива после высокотемпературной обработки

Ситовой анализ топлива после высокотемпературной обработки проводили с помощью аналитической просеивающей машины на контрольных лабораторных ситах из нержавеющей стали, с плетёной проволочной сеткой (табл. 3.3). Преимущественно порошок состоял из частиц размером от 50 до 100 мкм, их массовая доля составляла более 59 %. Частиц размером менее 20 мкм, как и в исходном гранулированном ядерном топливе, не обнаружено. Необходимо отметить, что при проведении анализа на ситах с размером ячейки 100 и 200 мкм задерживались частицы в виде пластинок (чешуек) неправильной формы, внешний вид которых напоминал окалину, активно образующуюся на стали марки 12X18H10T при температуре выше 750 °С в атмосфере кислорода [3]. От каждой фракции отбирали пробы для проведения анализа: рентгенофазового

и с целью определения процентного содержания фаз, обогащённых по плутонию. Массовую долю урана определяли спектрофотометрическим методом, плутония — радиометрическим (таб. 3.4).

Низкое содержание урана и плутония в крупных фракциях можно объяснить налипанием более мелких частиц порошка ядерного топлива на крупные частицы образовавшейся в процессе высокотемпературной обработки окарины, что подтверждается результатами рентгенофазового анализа. В пробах двух последних фракций (см. табл. 3.4) основной фазой является альфа-оксид железа (III), возможно присутствие фаз октаоксида триурана. Дифракционные картины двух первых фракций (см. табл. 3.4) идентичны и имеют фазовый состав — оксид плутония с кубической решёткой (основная фаза) и октаоксид триурана с орторомбической решёткой (минорная фаза). В образцах отсутствует фаза диоксида урана. Таким образом, высокотемпературная обработка гранулированного МОКС-топлива в токе кислорода позволила перевести диоксид урана до октаоксида триурана.

При разработке аппаратов для высокотемпературной обработки и дальнейшем изучении этого процесса для отработавшего ядерного топлива с массовой долей плутония более 30 % исследовательского реактора МБИР рекомендуется использовать в качестве материала реактора жаропрочную сталь или высокотемпературную керамику.

Список литературы

1. Фокеева Е.В., Лашева Н.В., Ильина Е.Г. Твэл тепловыделяющей сборки реакторной установки МБИР. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 159–163. — 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.niar.ru/sites/default/files/go_2014_nauchn_sayt_0.pdf (дата обращения: 03.04.2023).
2. Goode J.H. Voloxidation — removal of volatile fission products from spent LMFBR fuels [Electronic resource]. — Oak Ridge, Tennessee (USA): Oak Ridge National Laboratory, 1973. — 137 p. — Website of International Atomic Energy Agency. — Access mode: in free access. —

Таблица 3.3

Фракционный состав топлива

Размер частиц во фракции, мкм	Параметр	
	Масса, г	Массовая доля, %
Менее 20	Менее 0,001	—
От 20 до 50	16,959	30,11
От 50 до 100	33,478	59,44
От 100 до 200	1,674	2,97
Более 200	4,213	7,48

Таблица 3.4

Массовая доля урана и плутония во фракциях топлива после высокотемпературной обработки

Размер частиц во фракции, мкм	Массовая доля элемента, %	
	Уран	Плутоний
От 20 до 50	44,5	43,0
От 50 до 100	43,5	39,3
От 100 до 200	6,4	3,0
Более 200	Менее 1,0	

URL: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:4070702 (date of the application: 04.04.2023).

3. Драгунов Ю.Г., Зубченко А.С., Каширский Ю.В. и др. Марочник сталей и сплавов. 4-е изд., перераб. и доп. — М: Машиностроение, 2015. — 1215 с. — Доступно на сайте Российской государственной библиотеки. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://search.rsl.ru/ru/record/01007948849> (дата обращения: 03.04.2023).

А.О. Макаров, П.В. Лакеев, А.А. Пылаева, Н.Ю. Незговоров

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ РАСТВОРЕНИЯ ИМИТАТОРОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ В ЖИДКОМ ЦИНКЕ

Основные требования к новому этапу развития атомной энергетики включают замыкание ядерного топливного цикла для полного использования энергетического потенциала уранового сырья и решения проблемы накопления отработавшего ядерного топлива и долгоживущих радиационно-активных отходов (америций и нептуний вовлекают в топливный цикл, кюрий хранят до распада) [1]. Для выполнения данных требований разрабатывают технологии переработки оксидного отработавшего ядерного топлива, содержащего плутоний: отношение массы его изотопов к суммарной массе изотопов урана и плутония — 20 % и более. Для полного перевода такого топлива в удобную для переработки форму необходимо его отделить от оболочки тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ). Отделение с использованием широко известной операции газотермической обработки (волоксидации) [2] происходит неудовлетворительно. Возможно, это связано со спеканием, взаимодействием диоксида плутония с некоторыми продуктами деления в процессе облучения в ядерном реакторе и большей устойчивостью диоксида плутония и продуктов его взаимодействия с продуктами деления к окислению в условиях волоксидации по сравнению с диоксидом урана. В результате газотермической обработки МОКС-топлива с таким содержанием плутония массовая доля отработавшего ядерного топлива, оставшегося внутри оболочки ТВЭЛ реактора БОР-60, и плутония в отработавшем ядерном топливе приблизительно равны. При этом состав неизвлекаемого остатка в оболочке в основном обусловлен плутонием и благородными металлами: рутением и родием, — содержание которых зависит от выгорания топлива. Известно, что в середине прошлого века в США, СССР, Великобритании в качестве одного из методов отделения оксидного отработавшего ядерного топлива изучали растворение оболочки ТВЭЛ в жидком цинке, которое основано на растворимости большинства входящих в состав конструкционных материалов оболочек ТВЭЛов металлов, кроме вольфрама и рения, и нерастворимости монокридов, диоксидов актинидов в жидком цинке при температуре 700–800 °С [3–8]. Реализацию замкнутого ядерного топливного цикла предполагают провести, используя реакторы на быстрых нейтронах с нитридным или оксидным ядерным топливом [1] или их комбинации с существующими реакторами на тепловых нейтронах. Для изготовления ТВЭЛов реакторов

на быстрых нейтронах применяют стали марок ЭП823 (16Х12МВСФБР) — для нитридного топлива, 06Х16Н — для оксидного. Удаление оболочки таких твэлов предложено проводить её растворением в жидком цинке [3–6]. Чтобы подтвердить эффективность метода, была выполнена экспериментальная проверка. Для этого применяли гранулированный цинк высокой чистоты массовой долей 99,99 %. Аппарат для растворения имитаторов фрагментов тепловыделяющих элементов изготавливали из графита (рис. 3.7, а). Исследования проводили при температуре 800 °С, периодически перемешивали расплав цинка самим фрагментом, для создания инертной атмосферы над расплавом подавали аргон. Контроль процесса осуществляли визуально по высоте фрагментов имитаторов над расплавом. Скорость процесса растворения оценивали по скорости погружения фрагментов в расплав с помощью линейки. Имитатор фрагмента твэла, изготовленного из стали марки ЭП823 (см. рис. 3.7, б), выполнен в виде трубки длиной 20 мм, диаметром 9 мм, толщиной стенки 1 мм и заполнен двумя керамическими втулками длиной 10 мм. Имитатор фрагмента твэла из стали марки 06Х16Н (см. рис. 3.7, в) выполнен в виде трубки длиной 370 мм, диаметром 6,9 мм, толщиной стенки 0,4 мм и заполнен кварцевыми цилиндрами длиной 15–20 мм. Втулки и кварцевые цилиндры использовали как имитаторы таблеток отработавшего ядерного топлива. Средняя скорость растворения фрагментов из стали марки ЭП823 в несколько раз меньше скорости растворения фрагментов из стали марки 06Х16Н, что можно объяснить наличием легирующих компонентов в стали марки ЭП823 (табл. 3.5).

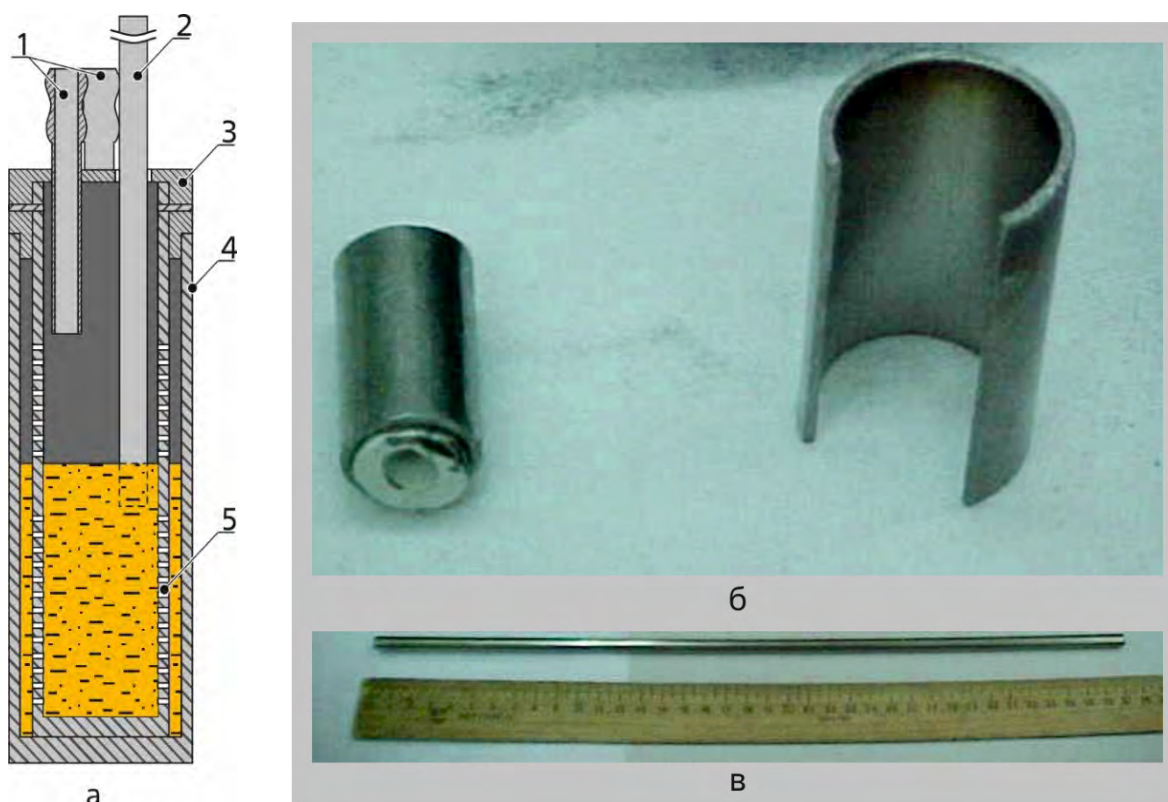


Рис. 3.7. Схема аппарата растворения имитаторов фрагментов твэлов (а) и общий вид фрагмента имитатора твэла и трубки (б) и имитатора твэла (в): 1 — крышка; 2 — ячейка; 3 — тигель; 4 — имитатор фрагмента твэла; 5 — штуцеры для подачи аргона и сброса газов

Таблица 3.5

Характеристика процесса растворения имитаторов фрагментов

Параметр	Материал фрагмента	
	06Х16Н	ЭП823
Температура растворения, °С	800	
Отношение массы цинка к массе фрагмента	10	
Длина фрагмента, мм: до растворения	370	20
после растворения	105	0
Толщина оболочки, мм	0,4	1
Продолжительность растворения, ч	1	
Скорость растворения, мм/ч, не менее	3	1

Результаты проведённых исследований удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными по растворению оболочек твэлов [3–6, 8], в том числе с реальным оксидным [4], нитридным [5] отработавшим ядерным топливом, и могут быть использованы при экспериментальном обосновании процессов переработки отработавшего ядерного топлива с отношением массы изотопов плутония к суммарной массе изотопов урана и плутония 20 % и более. Данная операция может быть рекомендована при подготовке компонентов отработавшего ядерного топлива — сплавов актинидов с благородными металлами — к извлечению актинидов водными, неводными методами или их комбинацией.

Список литературы

1. Skupov M.V., Glushenkov A.E., Tarasov B.A. et al. Development of technologies for production of fuel with minor actinides // Nuclear Engineering and Design, October 2021. V. 382. Article 111379 [without page indication]. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0029549321003319?via%3Dihub> (date of the application: 20.03.2023).
2. Кузин М.А. Термогравиметрические исследования отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 174–177. — 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: Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/go_2014_nauchn_sayt_0.pdf (дата обращения: 06.04.2023). — DOI:10.13140/RG.2.2.17275.52007/1.
3. 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. V. 52, № 4. 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: 06.04.2023). — DOI: 10.1134/S0040579518040152/.

4. Готовчиков В.Т., Макаров В.И., Орехов В.Т. и др. Снятие оболочек облучённых твэлов. — М.: Атомная энергия, 2005. Т. 99, вып. 4. С. 273–276.
5. Осипенко А.Г., Кормилицын М.В., Кайров А.С. и др. Растворение металлической оболочки тепловыделяющих элементов в жидком цинке. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2012. С. 150–154. — 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://www.niiar.ru/sites/default/files/report_2011.pdf (дата обращения: 06.04.2023).
6. Dvoeglazov K.N., Shadrin A.Yu., Kuzin M.A. et al. Interaction of nitric acid and Zn intermetallides of Fe, Cr, Ni obtained after stripping Zn from EP823 steel solutions in zinc // Procedia Chemistry, 2016. V. 21. P. 300–305. — Website of Researchgate Corporation. — Access mode: in free access. — URL: https://www.researchgate.net/publication/311337891_Interaction_of_Nitric_Acid_and_Zn_Intermetallides_of_Fe_Cr_Ni_Obtained_after_Stripping_Zn_from_EP823_Steel_Solutions_in_Zinc (date of the application: 06.04.2023). — DOI: 10.1016/j.proche.2016.10.042.
7. Лякишев Н.П. Диаграммы состояния двойных металлических систем / под общ. ред. Н.П. Лякишева: в 3-х т. Т. 2. — М.: Машиностроение, 1996. — 448 с.
8. Двоглазов К.Н., Павлюкевич Е.Ю., Кузин М.А. и др. Тестовые эксперименты по изучению воздействия азотной кислоты на сталь ЭП823 после её расплавления в цинке // Вопросы атомной науки и техники, серия «Материаловедение и новые материалы», 2016. Вып. 2(85). С. 56–66.

М.А. Кузин

УЗЕЛ КЕРАМИЗАЦИИ ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНОГО РАДИОХИМИЧЕСКОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОМПЛЕКСА

На площадке института проводят работы по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса, основной задачей которого является переработка облучённого ядерного топлива, а также включение радиоактивных отходов в матрицу для дальнейшего хранения и передачи ФГУП «НО РАО». Для обращения с жидкими радиоактивными отходами в строящемся комплексе разработан узел остекловывания [1], размещённый в одном из унифицированных технологических модулей. Перспективность стеклоподобного материала в качестве изолирующей матрицы обусловлена относительно простой технологией получения и высокой способностью растворять широкий спектр элементов независимо от заряда и размера атома, радиационной и химической устойчивости [2]. Стекло является единственной матрицей для отверждения высокоактивных отходов, доведённой до промышленного применения в России. Однако стёкла не подходят для иммобилизации пирохимических отходов, так как хлориды обладают низкой растворимостью в таких материалах (например,

в боросиликатном стекле их массовая доля составляет менее 1,5 % [3]), поэтому изучают возможность применения альтернативных матриц: цементных и минерало-подобных [4].

Поскольку в настоящее время не существует универсальной матрицы, которая могла бы надёжно изолировать все виды радиоактивных отходов из окружающей среды, а создание дополнительного оборудования для каждого вида матрицы требует больших затрат, необходимо исследовать возможность объединения узлов керамизации и остекловывания, то есть оснащение одного унифицированного технологического модуля обеими установками, что и является целью данной работы.

В отчётом году в узле остекловывания успешно провели синтез керамического материала с включением пирохимических отходов. Макет узла керамизации состоял из печи с системой газоочистки (рис. 3.8, а) и узла остекловывания, внутрь которого помещали оснастку для получения керамической матрицы на основе бентонитовой глины (см. рис. 3.8, б). Оснастка состояла из охранной ёмкости и тигля из оксида алюминия. Охранная ёмкость, первичный контейнер для отверждения жидких радиоактивных отходов, представляла собой цилиндр с плоским дном, внутренний объём и масса которого — 12 л и 8,8 кг соответственно, материал из жаропрочной стали марки ЭИ652 (НХ70Ю). На верхней части охранной ёмкости предусмотрена горловина для загрузки высокоактивных отходов. Для получения керамической матрицы с включёнными в неё имитаторами хлоридов щелочных металлов использовали шихту из бентонитовой глины и хлоридов щелочных металлов составом $3\text{KCl}-2\text{LiCl}$ массовой долей 85 и 15 % соответственно. Синтез проводили три часа при температуре 900 °С (см. рис. 3.8, в).



Рис. 3.8. Внешний вид печи с системой газоочистки (а), охранной ёмкости (б) и полученного в результате синтеза образца (в)

В результате анализа обнаружены фазы, подтверждающие вхождение щелочных металлов в структуру матрицы (рис. 3.9). Полученный полифазный образец имеет следующие основные фазы: лейцит, альбит, санидин, сподумен, пироксен, авгит. Все эти минеральные фазы являются матрицами для иммобилизации радиоактивных отходов [5].

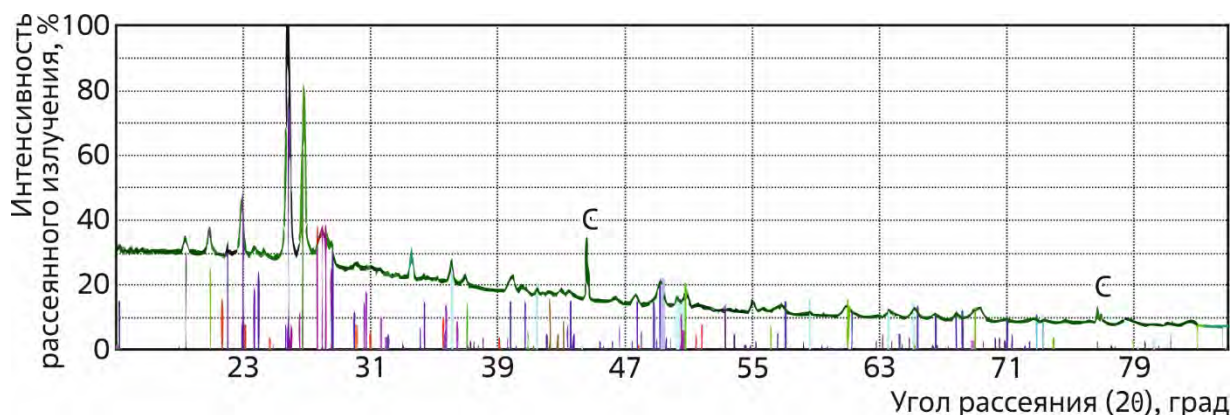


Рис. 3.9. Дифрактограмма полученного полифазного образца матрицы

Результаты проведённых исследований подтверждают возможность использования узла остекловывания для синтеза керамических матриц без внесения изменений в его конструкцию, необходимо лишь изменить конструкцию тигля, который является оснасткой оборудования и используется одноразово.

Список литературы

1. Кузин М.А., Боровков А.А., Бочкарёва Н.И. и др. Концепция модульного узла остекловывания высокоактивных отходов. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2017. Вып. 1. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 57–62. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://www.niiar.ru/publishing/collectedworks/archive/5087> (дата обращения: 07.04.2023). 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=35015399> (дата обращения: 07.04.2023).
2. Соболев И.А., Ожован М.И., Щербатова Т.Д. Стёкла для радиоактивных отходов. — М: Энергоатомиздат, 1999. — 240 с.
3. Белова К.Ю., Куликова С.А., Винокуров С.Е., Тюпина Е.А. Имобилизация хлоридных отходов от пирохимической переработки ОЯТ с использованием магний-калий-фосфатной матрицы // Успехи в химии и химической технологии, 2019. Т. 33. № 1 (211). С. 36–37. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/immobilizatsiya-hloridnyh-othodov-ot-pirohimicheskoy-pererabotki-oyat-s-ispolzovaniem-magniy-kaliy-fosfatnoy-matritsy/viewer> (дата обращения: 07.04.2023).
4. Gates S., Blanton T. The Powder Diffraction File: a quality materials characterization database // Powder Diffraction, 2019. V. 34 (4). P. 1–9. — Website of ResearchGate Corporation. — Access mode: in free access. — URL: https://www.researchgate.net/publication/337061712_The_Powder_Diffraction_File_a_quality_materials_characterization_database (date of the application: 07.04.2023). — DOI:10.1017/S0885715619000812.
5. Дмитриев С.А., Стефановский С.В. Обращение с радиоактивными отходами: учеб. пособие для студентов. — М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2000. — 125 с.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ПОДТВЕРЖДЕНИЕ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В БОРОСИЛИКАТНОЕ СТЕКЛО

Ранее проводили работы по испытанию и модернизации узла остекловывания, создаваемого на площадке АО «ГНЦ НИИАР» полифункционального радиохимического исследовательского комплекса [1, 2], итогом которых в отчётном году стало экспериментальное подтверждение возможности получения боросиликатного стекла согласно предложенной технологии [3].

Боросиликатное стекло применяют для иммобилизации высокоактивных отходов в виде азотнокислых растворов, образующихся при гидрометаллургической переработке облучённого ядерного топлива. Федеральные нормы и правила [4] регламентируют требования к обеспечению безопасности при сборе, переработке, хранении и кондиционировании жидких радиоактивных отходов. В России исторически для иммобилизации высокоактивных отходов применяли фторфосфатные стёкла, что было предусмотрено и в комплексе [3]. Однако создание нового ядерного объекта — Опытно-демонстрационного центра (ФЯО «ФГУП "ГХК"»), который задуман и реализуется как часть единого комплекса централизованного обращения с отработавшим ядерным топливом [5], стало определяющим для использования боросиликатного стекла в качестве матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов и внесения изменений в документе [4]. Испытания проводили в полномасштабном макете печи остекловывания высокоактивных отходов [1]. Характеристики образца определяли по стандарту [5]. Получили образец массой 24,8 кг в тигле объёмом 12 л (рис. 3.10, а). Тигель распилили, определили характеристики полученного боросиликатного стекла (см. рис. 3.10, б).

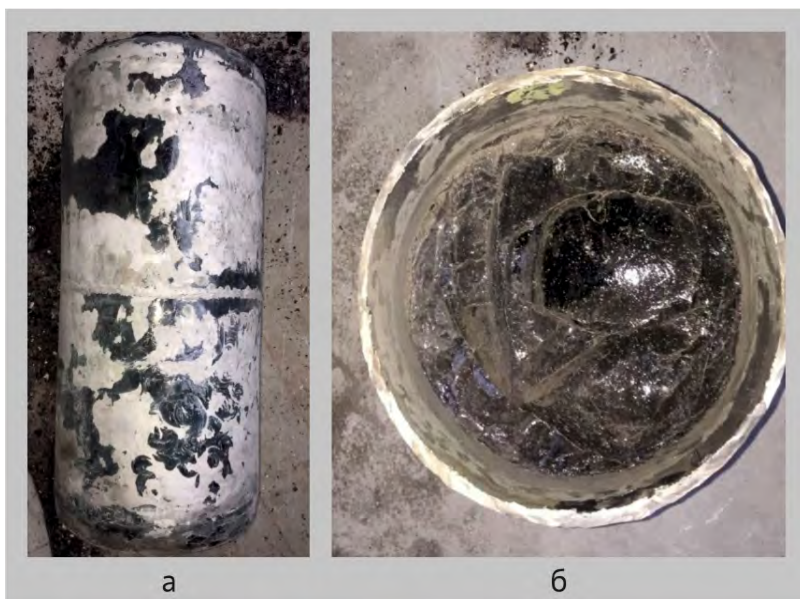


Рис. 3.10. Внешний вид тигля после эксперимента (а) и распиленного тигля с застывшим расплавом стеклофритты (б)

Образец соответствует требованиям [4] по однородности (отсутствуют выделенные дисперсные фазы) и водоустойчивости (скорость выщелачивания цезия составила $2,29 \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сут), стронция — $2,02 \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сут)). Массовая доля высокоактивных отходов в образце — 17 %.

Определён состав парогазовой фазы, образующейся при варке стекла. При упаривании нитратного раствора содержание летучих продуктов деления незначительно, основной

элемент, обнаруженный в ловушке, — цезий. Отмечена адгезия стекла к тиглю, то есть тигель может являться дополнительным барьером безопасности.

Список литературы

1. Погляд С.С., Дмитриева О.С., Яндаев Д.М. Испытание компонентов узла остекловывания полифункционального радиохимического комплекса. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 172–174. — 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-2020_1.pdf (дата обращения: 10.04.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=47293700>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293838> (дата обращения: 10.04.2023).
2. Дмитриева О.С., Погляд С.С., Яндаев Д.М., Безднякова Е.А. Модернизация узла остекловывания полифункционального радиохимического исследовательского комплекса и экспериментальное подтверждение возможности изготовления боросиликатного стекла. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. С. 138–142. — 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://www.niiar.ru/sites/default/files/000_ngo_2021_sayt.pdf (дата обращения: 10.04.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749310&selid=49749367>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49749367> (дата обращения: 10.04.2023).
3. Кузин М.А., Боровков А.А., Бочкарёва Н.И. и др. Концепция модульного узла остекловывания высокоактивных отходов // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 1. С. 57–62. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://www.niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5087> (дата обращения: 10.04.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=34487611>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=29438617> (дата обращения: 10.04.2023).
4. НП-019-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. — М.: Госатомнадзор России, 2015. — 15 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-019-15/%D0%9D%D0%9F-019-15%20changes.pdf> (дата обращения: 10.04.2023).
5. ГОСТ Р 52126-2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.:

Стандартинформ, 2006. — 8 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://gost.gtsever.ru/Data/41/4182.pdf> (дата обращения: 10.04.2023).

*О.С. Дмитриева, С.С. Погляд, М.Г. Дмитриев,
Е.А. Безднякова, А.А. Пылаева, К.В. Елисейев⁵⁷*

КОНЦЕПЦИЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ ПРОЦЕССОМ ПЕРСПЕКТИВНЫХ НАУЧНЫХ РАДИОХИМИЧЕСКИХ КОМПЛЕКСОВ



Рис. 3.11. Блок-схема унифицированной системы управления

Развитие атомной науки и техники по всему миру обуславливает необходимость создания новых, перспективных научных радиохимических комплексов. Автоматизированные системы управления технологическим процессом для таких комплексов строят в условиях высокой степени неопределённости технологических процессов, которыми необходимо будет управлять, а также технических решений по защитному оборудованию и транспортной технологии. Поэтому в рамках данной концепции принято, что назначением таких систем является управление классами стандартного технологического, защитного оборудования и оборудования транспортной технологии. Блоки 1–4 системы — рабочие места (базовый резерв) управления стандартным технологическим, защитным, транспортным оборудованием и манипуляторами (сеть Интернет показана условно) (рис. 3.11). К стандартному технологическому оборудованию отнесены клапаны, насосы, электродвигатели, электрические низко-, средне- и высокотемпературные печи сопротивления (без контролируемой атмосферы и вакуумные), индукционные печи с возможностью подачи аргона, газовой смеси аргона и водорода, азота, азота и водорода, датчики контроля давления, разрежения, температуры, расхода, концентрации химических элементов в газах, жидкостях, а также уровня, плотности электропроводности, мощности дозы гамма- и нейтронного излучения. Защитным оборудованием являются газовые рампы, баллоны с газами, газоочистки, сосуды под давлением, разрежением (химические реакторы, барботеры, фильтры, холодильники), датчики давления, температуры, разрежения в радиационно-защитных камерах и боксах, сосудах под давлением (разрежением), датчики концентрации воды, кислорода в атмосфере радиационно-защитных камер и боксов, датчики концентрации альфа-, бета-, гамма- и нейтронных излучателей в атмосфере

⁵⁷ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

радиационно-защитных боксов и камер, операторских помещений, электроприводы манипуляторов, видеокамеры. К оборудованию транспортной технологии отнесены электроприводы (электродвигатели) тележек, шиберов, ворот, задвижек, кранов, талей.

Управление подачей жидкостей и газов состоит в поддержании заданной производительности гидравлических машин, используемых для транспортировки. Для управления подачей жидкости зачастую применяют насосы (центробежные, поршневые), газлифты (эрлифты), газо-вихревые машины, для газов — поршневые компрессоры, струйные аппараты (в качестве эжекторов, инжекторов, тяговых органов) [1]. Основной задачей управления гидравлическими машинами является подача в сеть заданного расхода жидкости, газа. Для этого применяют дросселирование, байпасирование, изменение частоты рабочего колеса (для центробежных нагнетателей). Доступные на рынке гидравлические машины, клапаны, дроссели, запорно-регулирующая арматура (задвижки, вентили, заслонки поворотного типа или шиберные) для управления сред должны быть испытаны для определения возможности их применения в условиях, соответствующих радиационной нагрузке (например, они должны оставаться работоспособными при поглощённой дозе не менее 500–1 000 кГр). Соответственно и анализ их применимости может быть выполнен только после определения работоспособности (поузловых испытаний) сначала на имитаторах и затем, в случае подтверждения работоспособности, надёжности, на реальных объектах в составе системы, реализующей какую-либо технологию. Поэтому при выборе трубопроводной арматуры и средств автоматизации транспортировки жидкостей и газов рекомендуется выбирать производителей специальной трубопроводной арматуры, предназначенной для работы на АЭС.

Как известно, для регулирования температурного режима электронагревательных установок применяют оборудование для автоматической стабилизации, в котором регулятор поддерживает постоянным заданное значение регулируемого параметра, а также оборудование для программного регулирования, обеспечивающее изменение регулируемого параметра по заранее заданному закону (во времени) [1–4].

Автоматизированные системы управления технологическим процессом строят так, чтобы управление перечисленным оборудованием в одной радиационно-защитной камере или боксе происходило на одном рабочем месте (персональном компьютере), управление защитным оборудованием, кроме манипуляторов, происходило на втором рабочем месте (персональном компьютере), управление манипуляторами (электроприводами манипуляторов) и вывод на экран монитора картинки с видеокамер радиационно-защитной камеры — на третьем рабочем месте (персональном компьютере), управление оборудованием транспортной технологии — на четвёртом рабочем месте (персональном компьютере). Все перечисленные рабочие места должны быть расположены в одном помещении — центре управления технологическим, защитным и транспортным оборудованием. Должно быть минимум одно резервирование каждого рабочего места. Следовательно, за одной радиационно-защитной камерой должно быть закреплено по четыре резервных и рабочих места, оснащённых персональным компьютером и связанных между собой единой локальной сетью типа Интернет.

В рамках данной концепции под локальной системой управления принято одно рабочее место, оснащённое персональным компьютером с установленными на нём программами для ЭВМ: типовым пультом управления, системным и офисным

программным обеспечением, программами — средствами информационной поддержки для принятия решений, программами для вывода на экран картинок с видеокамер, единой локальной сетью типа Интернет. Назначение типового пульта управления — управление всеми видами стандартного оборудования. Для переключения между локальной системой управления сотрудник переходит от одного рабочего места к другому. Для обеспечения доступных требований к обучению персонала на рабочем месте должны быть определены следующие права доступа:

- ◆ для оператора — возможность нажать кнопки «Пуск», «Стоп» и «Контроль» датчиков на мнемосхеме с записью показаний на бумажный носитель;
- ◆ для технолога и научного сотрудника — возможность ввода числовых значений таких параметров управления оборудованием, как:
 - температура, расход газов, давление, разрежение — для печей;
 - скорость вращения, угол поворота вала двигателя, продолжительность его вращения — для двигателей.

Делегирование прав доступа достаточно реализовать через ввод на пульте управления (рабочем месте) соответствующих паролей оператора, технолога, научного сотрудника. На каждом автоматизированном рабочем месте должна быть установлена программа — пульт управления оборудованием. На каждом пульте управления на мнемосхеме должны быть приведены классы оборудования по три единицы каждого оборудования в классе (например, двигатель, насос, клапан). В качестве типовых решений управления рабочими процессами должны быть использованы программы для ЭВМ, разработанные ранее для управления единицами оборудования (двигателями, клапанами), а также соответствующие средства информационной поддержки для принятия решений.

Требования к точности показаний датчиков определяют согласно аппаратурно-технологическим схемам, техническим заданиям на технологический процесс, соответствующим циклограммам работы оборудования, процесса. В рамках данной концепции принято, что требования к точности показаний датчиков не установлены.

Список литературы

1. Островский Г.М., Абиев Р.Ш., Барабаш В.М. и др. Новый справочник химика и технолога. Процессы и аппараты химических технологий. Ч. 1 — С.-Пб.: АНО НПО «Профессионал», 2004. — 848 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://djvu.online/file/WeiUmY2hTZLdu?ysclid=lgc5dr4ху662211706> (дата обращения: 11.04.2023).
2. Ключев А.С., Глазов Б.В., Дубровский А.Х. Проектирование систем автоматизации технологических процессов: справочное пособие. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 464 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://djvu.online/file/vEwvpujWeRBN8?ysclid=lgc6b79wda1080840> (дата обращения: 11.04.2023).
3. Глушков Д.О. Автоматизация технологических процессов и производств промышленной теплоэнергетики: учебное пособие. — Томск: ТПУ, 2012. — 180 с.
4. Исполнительные устройства систем автоматики. Автоматизация. Профессия будущего [Электронный ресурс]. — Сайт справочной информационной системы asu-app.ru. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://asu-app.ru/tsa/executive-devices/index.php#06> (дата обращения: 11.04.2023).

ОБРАЩЕНИЕ С ФОСФАТНЫМИ И ХЛОРИДНЫМИ ОТХОДАМИ ПИРОЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

При переработке отработавшего оксидного ураноплутониевого ядерного топлива пироэлектрохимическим методом по димитровградскому сухому процессу (DDP Dimitrovgrad Dry Process) образуются два основных вида твёрдых высокоактивных отходов:

- ♦ отработавший электролит (солевой плав хлоридов щелочных металлов $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$), используемый в качестве среды-растворителя;
- ♦ фосфатный осадок, образующийся при регенерации электролита, которую проводят с целью многократного его использования в технологическом цикле.

Целью работы является анализ опыта обращения с фосфатными и хлоридными отходами пироэлектрохимической переработки отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах.

В работе обобщён опыт остекловывания высокоактивных фосфатных осадков совместно с отработавшим электролитом с предварительной его конверсией в метафосфаты и без конверсии. Результаты исследований гидролитической и термической стойкости образцов, полученных путём остекловывания отработавшего плава, содержащего хлориды щелочных металлов и фосфатного концентрата, в алюмофторфосфатную матрицу позволяют рекомендовать её для кондиционирования данных видов отходов.

В контексте развития процессов обращения с отходами неводных (пирохимических) методов переработки отработавшего ядерного топлива, например, в Англии [1], Японии [2, 3], где на уровне национального стандарта декларируется увеличение длительности охлаждения отработавшего ядерного топлива перед переработкой с 4 до 15 лет, данная работа приобретает особую актуальность [4].

Список литературы

1. Harrison M.T., McKendrick D. Treatment of waste salt arising from the pyrochemical treatment of used nuclear fuel using precipitation methods // MRS Advances, 2022. V. 7. P. 117–121. — Website of Springer Link. — Access mode: in free access. — URL: <https://link.springer.com/article/10.1557/s43580-022-00244-z> (date of the application: 12.04.2023).
2. Sakuragi T., Okamura T., Hamada R. et al. Optimal waste loading in high-level nuclear waste glass from high-burnup spent fuel for waste volume and geological disposal footprint reduction // Ibid. P. 150–154. — Website of Springer Link. — Access mode: in free access. — URL: <https://link.springer.com/article/10.1557/s43580-022-00232-3> (date of the application: 12.04.2023).
3. Hamada R., Sakuragi T., Asano H. et al. Effects of burnup on heat generation in vitrified waste from spent MOX fuel for geological disposal // Ibid. P. 155–159. — Website of Springer Link. — Access mode: in free access. — URL: <https://link.springer.com/article/10.1557/s43580-022-00246-x> (date of the application: 12.04.2023).
4. Kuzin M.A., Tomilin S.V. Management of phosphate and chloride wastes from pyroelectrochemical processing of SNF of fast neutron reactors [Electronic recourse]. — Conference: X Russian conference «Radiochemistry–2022», Saint-Petersburg, Russia, 26–30 September 2022. P. 2–13. — Website of ResearchGate. — Access mode: in free access. — URL: <https://doi.org/10.13140/RG.2.2.35814.29761> (date of the application: 12.04.2023). — DOI: 10.13140/RG.2.2.35814.29761.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПЕРЕРАБОТКА ОТРАБОТАВШЕГО АЭРОЗОЛЬНОГО ФИЛЬТРА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНОЙ КАМЕРЫ

За продолжительное время работы установок гранулирования и фабрикации ядерного топлива накопилось существенное количество технологических отходов, среди которых — отработавшие аэрозольные фильтры, размещаемые в вентиляционной системе радиационно-защитного оборудования и содержащие в своём объёме ядерные материалы. На предприятиях атомной промышленности Российской Федерации аэрозольные фильтры типовые и представляют собой корпус с фильтрующим элементом — полотном Петрянова⁵⁸, распределённым в объёме фильтра слоями и разделённым сепараторами. Фильтрующее полотно Петрянова состоит из равномерных слоёв ультратонких полимерных волокон из перхлорвинила, нанесённых на подложку из марли или нетканого материала⁵⁹.

Предложен метод, который позволяет выделить ядерные материалы с последующим возвратом их в топливный цикл, а также уменьшить объём твёрдых радиоактивных отходов низкой плотности. Процесс переработки и извлечения компонентов проходит два этапа: на первом проводят термическое разложение фильтра, на втором — кислотное растворение сухого остатка. Эксперимент выполняли в радиационно-защитном боксе с фрагментом фильтра типа В-01, состоящего из ткани Петрянова ФПП-15-4,5 и сепаратора. Термическое разложение осуществляли в шахтной печи при температуре 500 °С. Для улавливания продуктов разложения материалов фильтра и аэрозольных частиц, содержащих ядерные материалы, в лабораторной установке предусмотрены две последовательно соединённые жидкостные ловушки: кислотная и содовая. После завершения термического разложения продукты деструкции растворяли в азотной кислоте.

Для эксперимента использовали фрагмент фильтра массой 9,46 г, который состоит из ткани Петрянова — 3,47 г (36,7 %) и сепаратора — 5,99 г (63,3 %). Масса остатка после разложения составила 3,1 % от начальной массы фрагмента. Масса целевых компонентов в растворе, мг:

Уран	24,300	Плутоний-238.....	0,014
Плутоний-239.....	4,271	Америций-241.....	0,024

Унос воздушным потоком плутония и америция составил менее 0,5 %. Отмечена значительная доля урана в кислотной ловушке — 20 % от его массовой доли в реакционном тигле. В ёмкости с содовым раствором концентрация анализируемых компонентов ниже предела обнаружения применяемых методик анализа и может быть меньшей или равной 0,4 мг/л для урана, 2 Бк — для плутония, 20 Бк — для америция.

В результате эксперимента с фрагментом аэрозольного фильтра были выделены ядерные материалы, которые могут быть возвращены в топливный цикл. Конечный продукт (азотнокислый раствор) можно считать преимуществом данного процесса, поскольку известны способы и подходы селективного извлечения радионуклидов из растворов такого типа. Результат применения данного метода позволяет сформировать промежуточный вывод о возможности масштабирования процесса.

Д.М. Яндаев, В.А. Резцова, М.Н. Латыпов, В.Н. Момотов

⁵⁸ Полотно Петрянова (ФПП) — это фильтрующий материал, разработанный И. Петряновым-Соколовым для очистки газоздушных смесей, который, благодаря своей структуре, эффективно задерживает твёрдые частицы и аэрозоли; производится из полимеров, волокна формируются за счёт воздействия электростатической силы. — Прим. ред.

⁵⁹ Петрянов И.В., Козлов В.И., Басманов П.И., Огородников Б.И. Волокнистые фильтрующие материалы ФП. — М.: Знание, 1968. — 78 с.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ СТЕКЛОПОДОБНЫХ ФОСФАТНЫХ МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ МОЛИБДЕНСОДЕРЖАЩИХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В вариативной схеме полифункционального радиохимического комплекса (ПРК) процесс переработки облучённого МОКС-топлива реактора МБИР должен проходить в молибдатном расплаве. Отработавший электролит после переработки облучённого ядерного топлива представляет собой солевую систему, включающую молибдаты щелочных металлов и накопленные продукты деления. Особенностью отходной формы является высокое содержание молибдена, щелочных металлов и их совместных растворимых химических соединений. Для имитации солевой системы с накопленными продуктами деления использовали шихту исходного электролита мольного состава $1\text{Li}_2\text{MoO}_4 - 1\text{K}_2\text{MoO}_4 - 0,85\text{MoO}_3$, азотнокислый раствор, содержащий компоненты отработавшего ядерного топлива и стабильные имитаторы продуктов деления активностью, $\times 10^5$ Бк:

Америций-241.....	110	Цезий-134.....	17
Плутоний-239.....	4,4	Цезий-137.....	110
Европий-154.....	2,9	Церий-141.....	0,63
Европий-155.....	37	Церий-144.....	50
Рутений-106.....	9,5		

Массовая доля высокоактивных отходов в модельном электролите составляет 10%. Остаточная масса урана и плутония — не более 1% от суммарной массы высокоактивных отходов. Имобилизацию модельного электролита проводили методом остекловывания с использованием двух фосфатных систем: алюмофосфатной и железоалюмофосфатной с мольным соотношением оксида натрия, пентаоксида фосфора, трифторида алюминия 1 : 1 : 1, оксидов натрия, фосфора, алюминия и железа — 4 : 4 : 1 : 1. Плавление стекломассы проводили при температуре 1 000 °С со скоростью нагрева 300 °С/ч и выдержкой при заданной температуре два часа. Слив стекломассы осуществляли в прогретые изложницы из нержавеющей стали (рис. 3.12). Результаты рентгенофазового анализа свидетельствуют об отсутствии кристаллических структур в образцах (рис. 3.13).



Рис. 3.12. Процесс переноса стекломассы и формирования образцов в условиях радиационно-защитного оборудования

Гидролитическую устойчивость определяли в соответствии со стандартом [1] при температуре 25 и 90 °С. В качестве контактного раствора использовали бидистиллированную воду. Контактные растворы анализировали на тандемном масс-спектрометре с индуктивно-связанной плазмой. При отсутствии фактора повышенной температуры образец железофосфатного стеклоподобного компаунда продемонстрировал преимущество: скорость выщелачивания основных компонентов молибдатного электролита в десятки раз ниже в сравнении с алюмофосфатным компаундом, при этом скорость выщелачивания железа (составной элемент каркаса стекла) на конечном этапе тестирования — $2 \cdot 10^{-8}$ г/(см² · сут). В условиях повышенной температуры результаты иные: скорость выще-

лачивания основных компонентов молибдатного электролита (лития, калия, молибдена) из образца алюмофторфосфатного стекла ниже в десять раз для калия и молибдена. Скорость выщелачивания цезия из образца железифосфатного стекла на заключительной стадии тестирования находится в диапазоне от 10^{-6} до 10^{-8} г/(см²·сут) и от 10^{-5} до 10^{-6} г/(см²·сут) для образцов, тестируемых при 25 и 90 °С соответственно. Для образца отличного состава скорость выщелачивания — от 10^{-5} до 10^{-7} г/(см²·сут) и 10^{-5} – 10^{-6} г/(см²·сут). Значения скорости выщелачивания стронция из образцов двух составов располагаются в аналогичном диапазоне и превышают регламентируемое значение 10^{-5} г/(см²·сут) только в первые сутки тестирования. На заключительных этапах исследования скорость выщелачивания стронция остаётся в диапазоне от 10^{-6} до 10^{-7} г/(см²·сут). Для всех образцов в растворах после тестирования концентрация плутония-239 и америция-241, при их активности в одном образце $7 \cdot 10^4$ и $2 \cdot 10^6$ Бк соответственно, оказалась ниже предела обнаружения, что также свидетельствует об удовлетворительной способности к удерживанию актинидов.

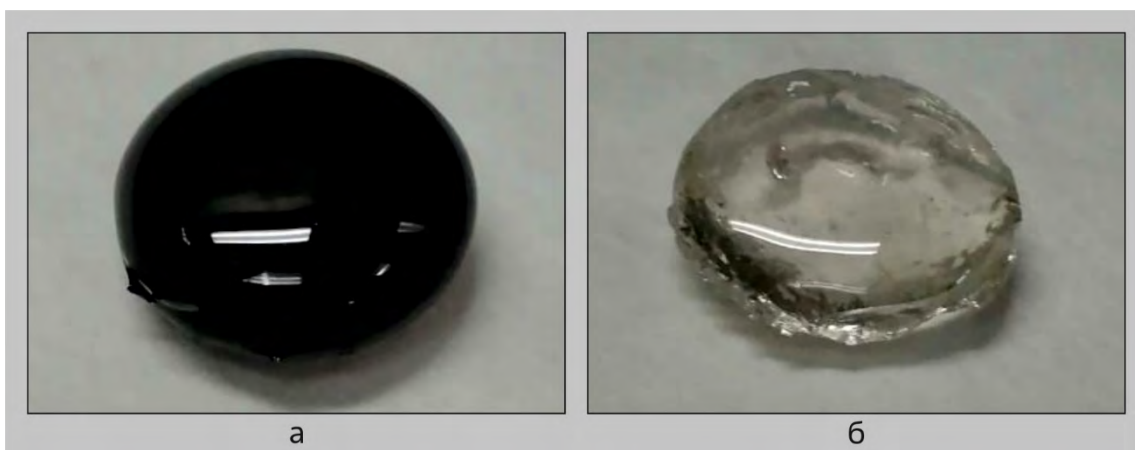


Рис. 3.13. Внешний вид железоалюмофосфатного (а) и алюмофосфатного (б) стекла

Полученные значения соответствуют принятым показателям в части водостойчивости для цезия и стронция. В части химической устойчивости регламентирован предельный диапазон скорости выщелачивания для цезия-137 и стронция-90, он составляет 10^{-5} – 10^{-6} г/(см²·сут) [2].

Список литературы

1. 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 12.04.2023).
2. 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.

Д.М. Яндаев, В.А. Резцова, Д.Т. Хусаинов, Л.М. Юсупова, А.А. Лизин

ХИМИЧЕСКАЯ ДЕСТРУКЦИЯ ИОНООБМЕННОЙ СМОЛЫ

Сорбционная очистка жидких радиоактивных отходов различного состава широко используется в атомной энергетике. Её применяют на энергоблоках в ходе переработки отработавшего ядерного топлива и до стадии обращения с радиоактивными отходами. Это требует создания широкой линейки ионообменных смол. Отработанные ионообменные смолы представляют особый тип радиоактивных отходов, методы переработки которых изучают с целью снижения экологического ущерба. Как правило, до утилизации их хранят на предприятиях в пульпах, ёмкостях-накопителях. До настоящего времени такие смолы часто утилизировали в контейнерах без переработки, однако современные требования подобного не допускают. Необходимо разработать надёжный метод обращения с отработавшими ионообменными смолами, обеспечивающий приём широкой номенклатуры смол по исходному составу и накопленным радионуклидам при облучении, возможность доизвлечения актинидов из кондиционированных радиоактивных отходов, небольшое образование отходов и рециклирование реагентов. Для этого планируют применять процессы, включающие, например, этап сжигания смол либо их высокотемпературной обработки, взаимодействия с расплавами металлов. Эксперименты влекут за собой новые требования к системам газоочистки, что приводит иногда к увеличению объёма отходов, подлежащих захоронению после кондиционирования. Поиск путей обращения с отработавшими ионообменными смолами не завершён [1]. Пульпы собирают на хранение в металлические ёмкости для возможной переработки и долговременной локализации отходов [2]. Процесс глубокой химической деструкции ионообменной смолы можно проводить в среде минеральных кислот, например ортофосфорной, при введении заданного количества окислителя при температуре от 110 до 120 °С и постоянном перемешивании. Результат процесса — деструкция высокомолекулярной структуры ионообменной смолы окислителем и получение раствора, сохраняющего агрегатную стабильность в течение длительного времени [3]. В ходе экспериментальной проверки совершенствования указанного варианта удалось подтвердить работоспособность метода для штатных ионообменных смол реактора МИР, снизить рабочую температуру процесса до 80 °С, сократить удельный объём образующихся растворов приблизительно в 2,5 раза при сохранении их стабильности, выделить остаточные ядерные материалы из раствора деструкции, предложить предварительную схему процесса, проверке которой будет посвящён следующий этап исследований.

Список литературы

1. Буйновский Ф. Отходный промысел // Вестник Атомпрома, 2010. № 3. С. 18–21. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: https://atomvestnik.ru/wp-content/uploads/2010/03/VESTNIK_03_2010.pdf (дата обращения: 14.04.2023).
2. Смольников М.И., Марков В.Ф., Маскаева Л.Н. и др. Проблемы утилизации отработанных ионообменных смол атомных электростанций: обзор // Бутлеровские сообщения. 2017. Т. 49. № 3. С. 119–134. — Доступно на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=29197208&ysclid=lgge1cpt2z391728214> (дата обращения: 14.04.2023).
3. Патент RU 2733055 (13) С1, Российская Федерация, (51) МПК G21F 9/16(2006.01) [Электронный ресурс]. Способ переработки отработавших ионообменных смол / В.Н. Алексеев, А.С. Дьяченко, П.В. Аксютин, А.В. Обедин, Е.С. Скурыдина, В.И. Баскаков, В.С. Ромащенко // Бюл. № 28, 2020. С. 1–11. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральная служба по интеллектуальной собственности». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: https://patents.s3.yandex.net/RU2733055C1_20200929.pdf (дата обращения: 14.04.2023).

Е.В. Васюнина, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева

СОЗДАНИЕ И ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ СВЕРХВЫСОКОЧАСТОТНОЙ УСТАНОВКИ ПО ВЫДЕЛЕНИЮ ОКСИДОВ АКТИНИДОВ ИЗ ПРОДУКТОВ ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ

Разработана и создана экспериментальная установка сверхвысокочастотной конверсии продуктов переработки в товарный продукт (рис. 3.15). Экспериментальная установка



Рис. 3.15. Экспериментальная сверхвысокочастотная установка

состоит из СВЧ-генератора, циркулятора с водяной нагрузкой, волноводного тракта, устройства согласования, расходной ёмкости с дозатором, охлаждаемого газохода, барботера конденсатора, аэрозольного фильтра. Конструкция установки обеспечивает возможность контроля входной и выходной мощности, скорости дозирования, температуры обрабатываемого материала, отводимой парогазовой фазы и охлаждающей воды, уровня обрабатываемого материала, кислотности поглотителя в барботере-конденсаторе.

Проведено несколько экспериментов по получению смеси оксидов актинидов из продуктов концентрирования и доочистки урана и плутония после экстракционной стадии переработки облучённого ядерного топлива: оксалата уранила-плутония и карбоната уранила-плутонила аммония [1, 2]. Рентгенофазовый анализ полученных порошков показал, что в аргоно-водородной среде с массовой долей водорода 5 %, получен твёрдый кубический раствор с параметром решётки a , равным $(5,427 \pm 0,005) \text{ \AA}$, что соответствует оксиду $(\text{U}_{0,4}\text{Pu}_{0,6})\text{O}_2$ при отношении кислорода к металлу два к одному. В воздушной атмосфере порошок имеет следующий состав: флюоритоподобная кубическая фаза (по положению рефлексов совпадающая с оксидом плутония) и дополнительная фаза (слабые рефлексы, предположительно относящиеся к фазе октаоксида триурана с орторомбической структурой). Результаты исследований выявили пригодность установки для получения оксидов актинидов из продуктов гидрометаллургической технологии переработки отработавшего ядерного топлива.

Список литературы

1. Патент SU 1822546 A3, Российская Федерация, (51) МПК C01G43/00 (1995.01). Способ получения смешанных оксидов урана и плутония / Д.Н. Быховский, А.Н. Карпов, М.А. Кузьмина, Г.С. Новиков // Бюл. № 45, 1999. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: https://yandex.ru/patents/doc/SU1822546A3_19991120 (дата обращения: 17.04.2023).
2. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Головнин И.С. и др. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов: в 2 кн. Кн. 2. — М.: Энергоатомиздат, 1995. С. 11–13. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://elib.biblioatom.ru/text/reshetnikov_razrabotka-tvelov_kn1_1995/go,2/ (дата обращения: 17.04.2023).

О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев, Д.А. Капралов

ОЧИСТКА УРАНА-233 ОТ НАКОПИВШИХСЯ ДОЧЕРНИХ ПРОДУКТОВ РАСПАДА

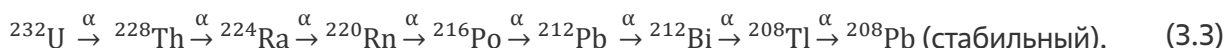
Уран-233 образуется в атомных реакторах из тория по уравнению реакции [1]



Производство урана-233 путём нейтронного облучения тория-232 приводит к образованию небольшого количества урана-232 из-за побочных реакций, например, по уравнению



В результате распада урана-232 по уравнению (3.3) образуются нуклиды-излучатели жёстких гамма-квантов:



Нуклиды, стоящие в цепочке распадов после тория-228, являются короткоживущими и, соответственно, активность урана-233, содержащего примесь урана-232, определяется содержанием тория-228. Высокая активность выдержанного урана-233 затрудняет работу с ним и предполагает использование защитного оборудования. Поэтому периодически, по мере накопления тория-228, необходимо проводить очистку выдержанного урана-233 от тория. Кроме тория-228 накапливается торий-229, образующийся при альфа-распаде урана-233.

Целью работы являлось проведение исследований по очистке стратегических запасов урана-233 от накопившихся дочерних продуктов распада. В данном случае было выбрано селективное осаждение урана в ацетатной системе. Предполагалось, что при осаждении натрийуридилацетата торий будет оставаться в растворе в виде ацетатных комплексов. Полнота осаждения урана зависит от концентрации ацетат-ионов, ионов натрия и pH осаждения. Для количественного осаждения необходимо, чтобы весь уран находился в форме триацетатного комплекса. По результатам проведённых исследований определено, что остаточная концентрация урана в маточном растворе и степень осаждения урана мало зависят от концентрации ионов натрия и ацетата аммония более 1,6 и 2,5 моль/л соответственно.

Более 99 % урана осаждается при значении pH более 3,2. Следует отметить, что уран подают на операцию очистки в виде раствора уранилнитрата в азотной кислоте концентрацией 4–8 моль/л. Следовательно, необходимо каким-то образом снизить кислотность до требуемых значений pH аммиаком или ацетатом аммония (натрия). При использовании в качестве осадителя ацетата натрия более 50 % тория соосаждается с натрийуридилацетатом и не удаляется с промывками. Однако торий количественно отделяется от урана при осаждении натрийуридилацетата последовательным добавлением ацетата аммония и нитрата натрия. При сравнении двух способов осаждения натрийуридилацетата можно предположить, что причиной плохого разделения при использовании в качестве осадителя раствора ацетата натрия является его более высокое значение pH. Так, pH равен 8,2 для раствора ацетата натрия концентрацией 1 моль/л [2], а pH раствора ацетата аммония концентрацией 2,5 моль/л — 7,29. Ион Th^{+4} весьма склонен к гидролизу, и в процессе этой реакции, по-видимому, образуются его малорастворимые основные

ацетаты. Разработанный способ позволяет не только очистить уран-233, но и выделить смесь тория-228 и тория-229. Это важно, поскольку радионуклид торий-229 применяют как стартовый материал для получения актиния-225, который используют при изготовлении радиофармпрепаратов для лечения лейкемии, рака простаты и других заболеваний.

Список литературы

1. Бекман И.Н. Торий: учебное пособие. — М.: МГУ имени М.В. Ломоносова, 2010. — 136 с.
2. Карякин Ю.В., Ангелов И.И. Чистые химические вещества. — М.: «Химия», 1974. — 408 с.

*А.С. Корнилов, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева,
К.О. Копанева, А.Р. Замалтдинова, В.А. Болдаков, Н.О. Позигун*

ВЫДЕЛЕНИЕ И АНАЛИЗ СОСТАВА НЕПТУНИЯ И АМЕРИЦИЯ ИЗ ОБЛУЧЁННЫХ МАВЭЛОВ

Для демонстрации возможности рецикла младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах проведены работы по выделению америция и нептуния из мавэлов первой облучённой партии, выгруженной в мае 2021 года. Исходные растворы, полученные после растворения мавэлов с диоксидом нептуния, объединили, упарили до влажных солей, которые после остывания колбы до комнатной температуры растворили в азотной кислоте концентрацией 4 моль/л. К полученному раствору добавили пероксид водорода для стабилизации нептуния в четырёхвалентном состоянии и щавелевую кислоту концентрацией 0,8 моль/л для осаждения оксалата нептуния. Процедура оксалатного осаждения необходима для очистки нептуния от присутствующих железа и конструкционных материалов, поскольку растворение мавэла проводили вместе с оболочкой. Раствор декантировали, осадок растворили в азотной кислоте концентрацией 4 моль/л. Затем повторно добавили пероксид водорода для осаждения нептуния в виде пероксида, который потом промыли раствором перекиси. Данную процедуру повторили трижды. Осадок отделили от маточного раствора с помощью синей ленты⁶⁰. Фильтр с осадком подсушили на воздухе, затем поместили в кварцевый стакан для прокаливания, которое осуществляли при температуре 700 °С в течение двух часов с использованием прокалочной печи. Полученный оксид нептуния взвесили, масса составила 5,96 г, определили массовую долю нептуния и примесных элементов, а также изотопный состав плутония:

Массовая доля, %:

Нептуний-237	79,4
Америций-241	0,014
Плутоний	8,2

В том числе изотопы:

Плутоний-238	74,60 ± 0,05
--------------------	--------------

⁶⁰ Здесь и далее синяя лента — специализированные обеззоленные фильтры для отделения от раствора мелкокристаллических осадков, имеют самую высокую плотность и самую мелкую пористость среди всех остальных серий, в связи с чем имеют самую низкую скорость фильтрации. — Прим. ред.

Плутоний-239	22,21 ± 0,02
Плутоний-240	2,084 ± 0,021
Плутоний-241	0,190 ± 0,009
Плутоний-242	0,916 ± 0,006

Нерадиоактивные примеси

(бор, алюминий, хром, железо, магний, никель, титан, натрий) Не менее или равно 0,5

Определение массовой доли нептуния проводили с применением аттестованной методики спектрофотометрическим методом по характеристическому пику поглощения нептуноил-иона при длине волны 980 нм, а фазового состава образца методом рентгенофазового анализа. Исследуемый порошок засыпали в стеклянный капилляр, запаяли и поместили в рентгеновскую камеру, использовали медное излучение с никелевым фильтром. Интерпретацию фазового состава провели при помощи базы данных JCPDS и комплекса программ RENTGEN⁶¹. Определение примесных элементов провели эмиссионно-спектральным методом.

Исходные растворы, полученные после растворения мавэлов с диоксидом америция, объединили, упарили до влажных солей. Полученный осадок после остывания растворили в щавелевой кислоте концентрацией 1 моль/л. Объём раствора щавелевой кислоты при этом обеспечил полутора кратный избыток оксалат-иона к массе америция, содержащегося в перерабатываемых мавэлах.

Осаждение оксалата америция проводили в течение восьми часов при нагревании до температуры 40–50 °С с периодическим перемешиванием раствора. По истечению данного времени нагрев отключили и оставили раствор с осадком на 12 часов при комнатной температуре. Осадок оксалата америция перенесли на синюю ленту, обмывку колбы и промывку фильтра осуществляли раствором щавелевой кислоты концентрацией 0,05 моль/л. После окончания фильтрования фильтр подсушили на воздухе, перенесли в кварцевый стакан, который установили

Таблица 3.6

Режим термического разложения оксалата америция

Операция	Температура, °С	Время операции, ч
Сушка оксалатов	100	3
Подъём температуры в печи со скоростью около 80 °С/ч (I)	До 450	4,5
Сжигание фильтров	450	1
Подъём температуры (II)	До 600	До 1
Разложение оксалата	600	2
Подъём температуры (III)	До 800	До 1
Прокаливание оксида	800	6
Охлаждение печи	–	1
Охлаждение стакана вне печи		

в прокалочную печь. Термическое разложение оксалата провели в определённом режиме с улавливанием паров, газов, аэрозолей (табл. 3.6). Прокалённый оксид америция взвесили, масса составила 1,67 г. Определили фазовый состав диоксида америция методом рентгенофазового анализа, массовую долю и изотопный состав америция и плутония — методами альфа-, гамма- и масс-спектрометрии, содержание катионных примесей — эмиссионно-спектральным методом:

⁶¹ RENTGEN — программный комплекс, предназначенный для измерения и идентификации порошковых рентгенограмм. — Прим. ред.

Массовая доля, %:

Америций-241	84,4
Кюрий-242	0,23
Кюрий-244	0,03
Плутоний в препарате	2,3

В том числе изотопы америция и плутония:

Америций-241	99,69 ± 0,14
Америций-242m	0,26 ± 0,13
Америций-243	0,044 ± 0,012
Плутоний-238	64,46 ± 0,12
Плутоний-239	16,22 ± 0,13
Плутоний-240	4,96 ± 0,12
Плутоний-241	1,18 ± 0,09
Плутоний-242	13,18 ± 0,22

Нерadioактивные примеси (бор, кальций, кобальт, хром, железо, магний, никель, титан натрия), %..... Не менее или равно 0,5

По результатам рентгенофазового анализа установлено, что исследуемые образцы имеют кристаллическую решётку, соответствующую диоксидам нептуния и америция. Полученные порошки диоксидов америция и нептуния были использованы при изготовлении мавэлов, содержащих рециклированные младшие актиниды.

*А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова⁶², А.О. Макаров,
В.Н. Момотов, М.И. Хамдеев, А.А. Пылаева*

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДИОКСИДОВ НЕПТУНИЯ И АМЕРИЦИЯ, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В рамках работ по разработке и обоснованию технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторе на быстрых нейтронах проведены послереакторные радиохимические исследования четырёх мавэлов с диоксидами нептуния и америция, облучённых в реакторе БОР-60 в составе двух устройств в течение 97,3 эфф. сут. Первое устройство, в котором облучены мавэлы НЦ03 и АЦ04, было расположено на границе бокового экрана в окружении трёх сборок с замедлителем из гидрида циркония, второе с мавэлами НЦ04 и АЦ03 — на границе активной зоны и бокового экрана. Послереакторные радиохимические исследования мавэлов включали стадии (табл. 3.7 и 3.8):

- ♦ растворения исследуемого образца;

⁶² Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

- ◆ приготовления рабочего раствора;
- ◆ проведения альфа- и гамма-спектрометрического анализа;
- ◆ сорбционного выделения нуклидов плутония, америция для масс-спектрометрических измерений изотопного состава;
- ◆ повторного сорбционного выделения нуклидов плутония в присутствии комплексной метки для измерения массовой доли.

Таблица 3.7

Результаты анализа америциевых мавзлов

Параметр	АЦ03	АЦ04
Масса загрузки, г:		
Диоксид америция	3,73	3,62
Америций	3,27	3,14
Масса нуклида в облучённой ампуле, г:		
Ниобий-95	$5,9 \cdot 10^{-6}$	$6,8 \cdot 10^{-6}$
Цирконий-95	$9,8 \cdot 10^{-6}$	$9,9 \cdot 10^{-6}$
Рутений-103	$2,8 \cdot 10^{-6}$	$2,9 \cdot 10^{-6}$
Рутений-106	$7,9 \cdot 10^{-5}$	$8,6 \cdot 10^{-5}$
Сурьма-125	$3,6 \cdot 10^{-8}$	$5,2 \cdot 10^{-8}$
Цезий-134	$1,7 \cdot 10^{-6}$	$4,7 \cdot 10^{-6}$
Цезий-137	$4,8 \cdot 10^{-4}$	$3,7 \cdot 10^{-4}$
Церий-141	$1,8 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-6}$
Церий-144	$1,2 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$
Европий-154		$2,9 \cdot 10^{-8}$
Европий-155		$3,0 \cdot 10^{-7}$
Нептуний-239	$3,0 \cdot 10^{-8}$	
Кюрий-242		$1,0 \cdot 10^{-2}$
Плутоний общий	$1,1 \cdot 10^{-2}$	$1,2 \cdot 10^{-2}$
Америций-241	3,1	2,97
Америций-242m	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$2,52 \cdot 10^{-2}$
Америций-243	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$1,77 \cdot 10^{-3}$
Америций общий	3,11	3,00
Доля америция общего после облучения, % от исходного	95,11	95,54
Изотопный состав, массовая доля %:		
Плутоний-238	$94,35 \pm 0,19$	$64,14 \pm 0,20$
Плутоний-239	$1,01 \pm 0,02$	$11,13 \pm 0,08$
Плутоний-240	$1,60 \pm 0,07$	$4,18 \pm 0,24$
Плутоний-241	$1,01 \pm 0,09$	$1,53 \pm 0,20$
Плутоний-242	$2,03 \pm 0,10$	$19,02 \pm 0,64$
Америций-241	$99,54 \pm 0,01$	$96,68 \pm 0,04$
Америций-242m	$0,421 \pm 0,011$	$0,95 \pm 0,05$
Америций-243	$0,039 \pm 0,002$	$2,370 \pm 0,003$

Таблица 3.8

Результаты анализа нептуниевых мавэлов

Мавэл и номер ампулы						
Параметр	НЦ03			НЦ04		
	1	2	3	1	2	3
Масса загрузки, г:						
Диоксид нептуния	3,29	3,22	3,32	3,38	3,37	3,36
Нептуний	2,85	2,79	2,87	2,93	2,92	2,91
Масса нуклида в облучённой ампуле, г:						
Ниобий-95	$7,0 \cdot 10^{-7}$	$6,0 \cdot 10^{-7}$	$9,0 \cdot 10^{-7}$	$2,8 \cdot 10^{-6}$	$2,5 \cdot 10^{-6}$	$3,0 \cdot 10^{-6}$
Цирконий-95	$6,0 \cdot 10^{-7}$	$5,0 \cdot 10^{-7}$	$8,0 \cdot 10^{-7}$	$2,4 \cdot 10^{-6}$	$3,0 \cdot 10^{-6}$	$1,8 \cdot 10^{-6}$
Рутений-103	$1,8 \cdot 10^{-8}$	$8,1 \cdot 10^{-9}$	$1,3 \cdot 10^{-8}$	$1,9 \cdot 10^{-8}$	$1,9 \cdot 10^{-8}$	$1,9 \cdot 10^{-8}$
Рутений-106	$3,1 \cdot 10^{-6}$	$7,1 \cdot 10^{-6}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$	$6,0 \cdot 10^{-6}$	$7,1 \cdot 10^{-6}$	$6,9 \cdot 10^{-6}$
Сурьма-125	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$6,4 \cdot 10^{-6}$	$6,8 \cdot 10^{-6}$	$4,8 \cdot 10^{-6}$
Цезий-134	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$2,4 \cdot 10^{-6}$	$3,2 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-6}$	$1,7 \cdot 10^{-6}$	$1,3 \cdot 10^{-6}$
Цезий-137	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-4}$	$4,7 \cdot 10^{-4}$
Церий-141	$1,8 \cdot 10^{-8}$	$4,4 \cdot 10^{-9}$	$9,6 \cdot 10^{-9}$	$3,3 \cdot 10^{-8}$	$4,7 \cdot 10^{-8}$	$2,4 \cdot 10^{-8}$
Церий-144	$2,1 \cdot 10^{-5}$	$4,4 \cdot 10^{-5}$	$5,8 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
Европий-154	$3,0 \cdot 10^{-6}$	$3,9 \cdot 10^{-6}$	$3,1 \cdot 10^{-6}$	$5,1 \cdot 10^{-7}$		$5,0 \cdot 10^{-7}$
Европий-155	$4,1 \cdot 10^{-6}$	$5,0 \cdot 10^{-6}$		$1,1 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$9,2 \cdot 10^{-6}$
Плутоний-238	0,16	0,15	0,13	0,056	0,054	0,049
Плутоний общий	0,167	0,16	0,135	0,060	0,055	0,053
Америций-241	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-4}$		$1,5 \cdot 10^{-3}$		$1,4 \cdot 10^{-3}$
Америций-243	–			$1,1 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	
Кюрий-242	$2,4 \cdot 10^{-6}$	$4,6 \cdot 10^{-6}$	$3,5 \cdot 10^{-6}$	$6,0 \cdot 10^{-6}$	$5,5 \cdot 10^{-6}$	$5,6 \cdot 10^{-6}$
Кюрий-244	–			$3,7 \cdot 10^{-6}$	$3,4 \cdot 10^{-6}$	
Нептуний общий	2,65	2,60	2,70	2,80		
Доля нептуния после облучения, % от исходного	92,98	93,19	94,08	95,56	95,89	96,22
Изотопный состав, массовая доля %:						
Плутоний-238	$95,67 \pm 0,02$	$95,86 \pm 0,021$	$96,40 \pm 0,021$	$93,63 \pm 0,02$	$93,74 \pm 0,13$	$93,68 \pm 0,02$
Плутоний-239	$3,498 \pm 0,006$	$3,561 \pm 0,013$	$3,304 \pm 0,013$	$5,78 \pm 0,01$	$5,71 \pm 0,11$	$5,71 \pm 0,02$
Плутоний-240	$0,492 \pm 0,022$	$0,376 \pm 0,012$	$0,250 \pm 0,012$	$0,521 \pm 0,019$	$0,486 \pm 0,02$	$0,532 \pm 0,02$
Плутоний-241	$0,184 \pm 0,007$	$0,091 \pm 0,003$	$0,030 \pm 0,003$	$0,023 \pm 0,003$	$0,021 \pm 0,003$	$0,031 \pm 0,004$
Плутоний-242	$0,156 \pm 0,006$	$0,112 \pm 0,004$	$0,016 \pm 0,004$	$0,046 \pm 0,003$	$0,043 \pm 0,003$	$0,047 \pm 0,003$

Массовая доля америция за время облучения уменьшилась на 4,89 и 4,46 % для мавэлов АЦ03 и АЦ04 соответственно. Схожесть результатов обусловлена коротким периодом

облучения. Для более точного представления о скорости уменьшения содержания америция при облучении в различных условиях необходимо провести послереакторные исследования мавэлов с более длительным временем облучения.

Основным продуктом, накопившимся за время облучения диоксида америция, является плутоний. Суммарная масса плутония в мавэлах АЦ03 и АЦ04 составляет 0,011 и 0,012 г соответственно или 0,34 и 0,38 % от массы загруженного в мавэл америция. Изотопный состав плутония имеет существенные отличия. В мавэле АЦ03 массовая доля плутония-238 составляет 94,35 %, тогда как в мавэле АЦ04 – 64,14 %. Кроме того, в мавэле АЦ04 присутствуют изотопы плутония-239 и плутония-242, их массовая доля – 11,13 и 19,02 % соответственно, аналогичные показатели для мавэла АЦ03 – 1,01 и 2,03 % соответственно.

Массовая доля нептуния в мавэле НЦ03 после облучения находится в диапазоне от 92,98 до 94,08 % от исходного, для мавэла НЦ04 аналогичный показатель составляет от 95,56 до 96,22 %. Основным продуктом, образующимся при облучении диоксида нептуния, является плутоний. Его массовая доля в мавэле НЦ03 составляет от 4,7 до 5,9 % от массы загруженного нептуния, в мавэле НЦ04 – от 1,8 до 2,1 %. Основным изотопом плутония, образующимся при облучении диоксида нептуния, является плутоний-238, его массовая доля в смеси изотопов плутония составляет от 95,67 до 96,40 % для мавэла НЦ03 и от 93,63 до 93,74% для мавэла НЦ04.

В.Н. Момотов, А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова⁶³



⁶³ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». – Прим. авт.



В Дмитровграде создан и функционирует под руководством Мокиева Андрея Сергеевича историко-культурный фонд «Мелекесь». На протяжении восьми лет он вносит свой вклад в сохранение культурного и исторического наследия города и Мелекесского района, содействует росту духовного и культурного уровня граждан.



**ТРАНСУРАНОВЫЕ
ЭЛЕМЕНТЫ,
РАДИОНУКЛИДНЫЕ
ПРЕПАРАТЫ
И ИСТОЧНИКИ
ИЗЛУЧЕНИЙ**

4



ВВЕДЕНИЕ К РАЗДЕЛУ 4

Основной вклад в выручку от реализации радионуклидной продукции в отчётном году традиционно внесла продажа препаратов молибдена-99, стронция-89, йода-131, источников ионизирующего излучения и облучённых материалов на основе калифорния-252, селена-75, кобальта-60 и иридия-192 (рис. 4.1). Из радионуклидных препаратов наибольшую долю в объёме реализованной продукции, как и в предыдущие годы, занимает молибден-99. Его поставки осуществляли в Национальную комиссию по ядерной энергии Бразилии⁶⁴, в АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (Россия), иранскую компанию «Парс Изотоп Ко»⁶⁵, Национальный центр ядерных исследований, Радиоизотопный центр «Полатом» (Польша), а также российско-китайскому совместному предприятию⁶⁶. Существенное негативное влияние на объём реализации препаратов короткоживущих радионуклидов молибдена-99 и йода-131 оказало ограничение международного авиасообщения.

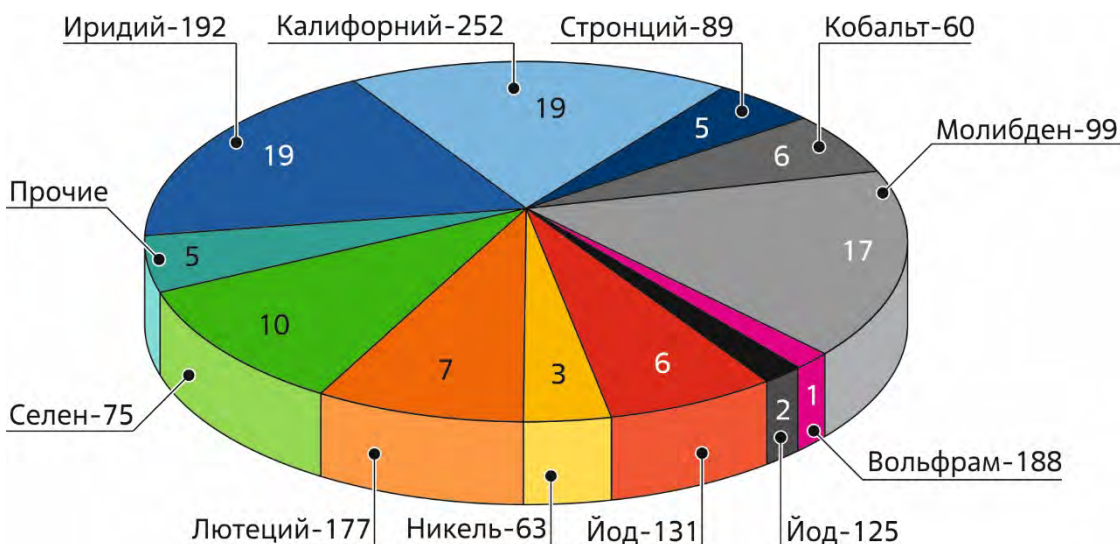


Рис. 4.1. Годовой относительный объём продаж радионуклидной продукции

Стабильная работа высокопоточного реактора СМ обеспечила регулярную наработку радионуклидов для производства препаратов никеля-63, йода-125, цезия-131, гадолиния-153, лютеция-177, вольфрама-188, а также облучённых материалов и источников ионизирующего излучения на основе кобальта-60, селена-75 и калифорния-252. Объём реализации препаратов никеля-63, цезия-131, лютеция-177 увеличился от двух до пяти раз по сравнению с показателями прошлого года. Из радионуклидных изделий наибольший вклад внесли продажи зарубежным заказчикам источников нейтронного излучения на основе калифорния-252, облучённых материалов и источников гамма-излучения на основе кобальта-60, иридия-192 и селена-75.

В результате облучения в модернизированной центральной нейтронной ловушке реактора СМ впервые получен кобальт с уникально высокой удельной активностью — около 12–13 ТБк/г (325–350 Ки/г).

⁶⁴ CNEN/SP. — Прим. ред.

⁶⁵ Pars Isotope Co. — Прим. ред.

⁶⁶ Beijing CIAE — RIAR Radioisotope Technology Co., Ltd. — Прим. ред.

По проекту «Окапи» разработана технология изготовления сегментов ускорительных мишеней с плутонием-242 на основе метода молекулярного осаждения плутония из спиртовых растворов под действием постоянного электрического тока. Изготовлены три опытных образца сегментов, предназначенных для проведения научных исследований в Объединённом институте ядерных исследований. Опытные образцы сегментов имеют удельную толщину покрытия из оксида плутония около 700 мкг/см^2 по плутонию-242 при массе его на сегменте 4–5 мг (рис. 4.2). Также продолжены реакторные испытания мишеней с трансплутониевыми элементами и радиохимическая переработка облучённых мишеней с ними. Выделены и паспортизованы предусмотренные целями проекта препараты плутония, америция и кюрия: получено примерно 6,7 г кюрия с массовой долей кюрия-244, равной 89 % (паспорт от 22.04.2022 № 95-96-7), и около 9,1 г кюрия с массовой долей кюрия-248, равной 1,4 % (паспорт от 04.08.2022 № 96244-15).

Выполнен комплекс проектных, строительно-монтажных и пусконаладочных работ по созданию участка производства радионуклидных препаратов радия-223 и тория-227. Разработаны методики аналитического контроля показателей качества этих препаратов, проводится метрологическая аттестация методик. Препараты поставляли российским и зарубежному заказчику.

Выпущена опытная партия препарата радия-223 и подтверждено её соответствие требованиям нормативного документа по качеству. Девять партий препарата поставили в ФГБУ «ФНКЦР и О ФМБА России» для клинических исследований по государственному заданию на выполнение прикладной научно-исследовательской работы на тему: «Оценка эффективности и безопасности отечественного радиофармацевтического лекарственного препарата на основе радия-223 хлорида для лечения метастазов в кости при онкологических заболеваниях». Поставки будут продолжены.

О.И. Андреев

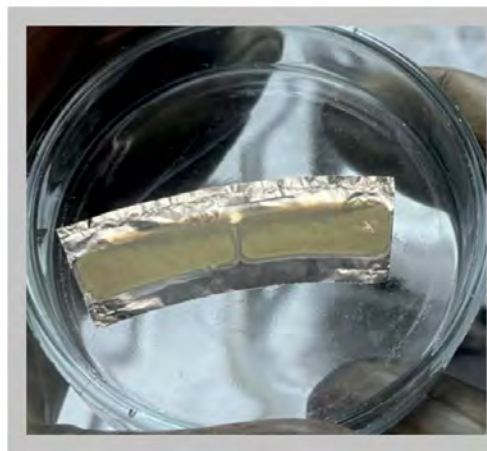


Рис. 4.2. Внешний вид сегмента с плутонием-242

НАРАБОТКА ВЫСОКОАКТИВНОГО КОБАЛЬТА-60 В МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ ЛОВУШКЕ РЕАКТОРА СМ

Одним из наиболее востребованных на рынке радионуклидов является кобальт-60 с высокой удельной активностью. Её необходимое значение более $7,4 \text{ ТБк/г}$ (200 Ки/г) обычно достигается за несколько лет облучения нейтронами в каналах ячеек отражателя высокопоточного ядерного реактора. Модернизация нейтронной ловушки реактора СМ [1] существенно сократила время облучения при производстве кобальта-60.

Заготовки кобальта-59 облучают в ампулах, представляющих собой оболочку из нержавеющей стали диаметром 6,9 мм и толщиной 0,4 мм, с концевыми деталями. В оболочке размещены цилиндрические образцы кобальта диаметром и высотой по 1 мм. В центре ампулы — вытеснитель из нержавеющей стали диаметром 3 мм и толщиной 1 мм. Заготовки кобальта занимают кольцевое пространство между оболочкой и вытеснителем (рис. 4.3).

При облучении в отражателе стандартная высота засыпки заготовок в ампулы составляет 32 см, масса кобальта — 32 г. Облучение при этих параметрах приводит к неравномерности активности заготовок по высоте ампул, равной $\pm 30\%$ и обусловленной высотным распределением скорости реакции $^{59}\text{Co} (n, \gamma)^{60}\text{Co}$. При расположении ампул с кобальтом в каналах отражателя также отмечается значительная азимутальная неравномерность (до 40 %) из-за различного расстояния от ампул до активной зоны.

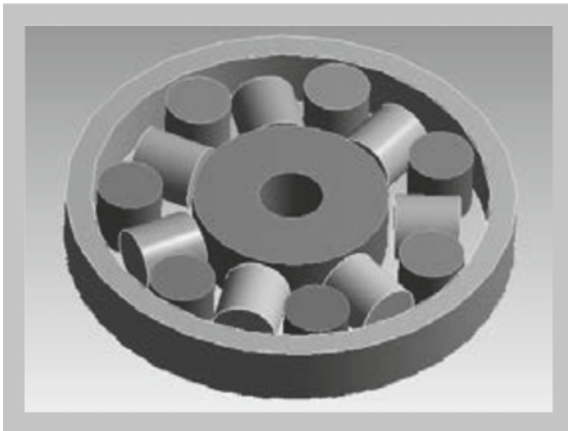


Рис. 4.3. Поперечный разрез фрагмента ампулы с заготовками кобальта

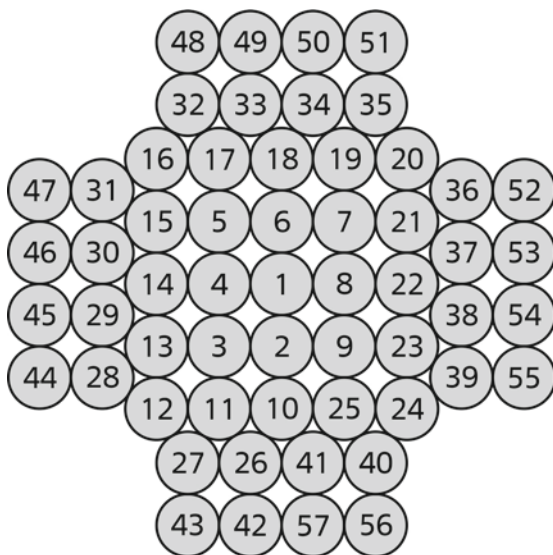


Рис. 4.4. Схема расположения ячеек модернизированной нейтронной ловушки

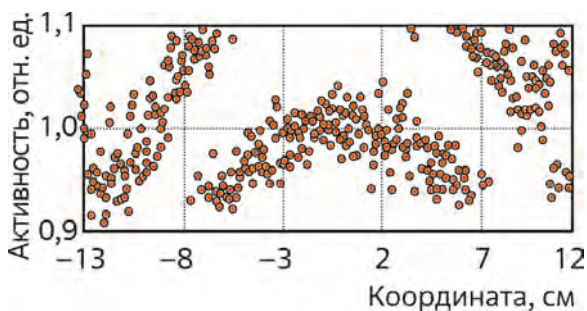


Рис. 4.5. Распределение активности кобальта-60 в ампуле

Но для ряда заказчиков допустимая неравномерность активности заготовок не должна превышать $\pm 10\%$. По предварительной оценке такая неравномерность может быть достигнута при облучении в нейтронной ловушке. Для этого достаточно уменьшить высоту засыпки до 25 см, что соответствует 25 г кобальта в ампуле. Азимутальную неравномерность можно свести к минимуму симметричным расположением ампул с кобальтом по поперечному сечению нейтронной ловушки.

Для определения нейтронно-физических условий облучения ампул с заготовками кобальта в ячейках нейтронной ловушки реакторной установки СМ были проведены расчёты с помощью программы MCNP [2]. В качестве регистрируемых нейтронных функционалов были выбраны плотность потока нейтронов и скорость (n, γ) -реакции на кобальте-59. Статистическая точность регистрируемых функционалов — 1 %. Моделирование превращений ядер при облучении нейтронами по программе ChainSolver [3] показало, что установка 16 ампул во внешний ряд ячеек ловушки (рис. 4.4, ячейки 42–57) не приводит к недопустимому ухудшению условий облучения радионуклидных мишеней во внутренних рядах ячеек (см. рис. 4.4, ячейки 1–41).

Результаты моделирования облучения с точки зрения высотной неравномерности нарабатываемой активности кобальта-60 для заготовок одной ампулы, облучённой во внешнем ряду ячеек нейтронной ловушки, приведены на рис. 4.5. Стандартное отклонение удельной активности в одной ампуле — менее 5 %. Измерения суммарной активности заготовок в каждой из 16 облучённых ампул показали, что среднее значение удельной (на 1 г металла) активности кобальта-60 в ампулах составило 12 543 ГБк/г (339 Ки/г), стандартное отклонение 481 ГБк/г (13 Ки/г) — менее 4 % (азимутальная неравномерность).

Общее стандартное отклонение активности заготовок от среднего значения во всех ампулах не превысило 10 %.

Список литературы

1. Тарасов В.А., Куприянов А.В., Романов Е.Г. и др. Концепция использования модернизированной нейтронной ловушки реактора СМ для наработки радионуклидов. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 196–199. — 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-2020_1.pdf (дата обращения: 21.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=47293700>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293851&pf=1> (дата обращения: 21.01.2023).
2. 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: 21.01.2023).
3. Романов Е.Г. Компьютерное моделирование цепочек трансмутации ядер при облучении нейтронами // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2018. Вып. 1. С. 3–13. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5043> (дата обращения: 21.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=34842548>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=32784375> (дата обращения: 21.01.2023).

Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Тарасов, Л.Л. Казаков, С.А. Сазонтов

ОТРАБОТКА РЕЖИМОВ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ БЕРКЛИЕВЫХ МИШЕНЕЙ С МАТРИЦЕЙ ИЗ ПОРОШКОВ МЕДИ ИЛИ НИКЕЛЯ

Производство калифорния-252 является многоступенчатым процессом, занимающим шесть-семь лет. Во время наработки целевого радионуклида в мишенях накапливается берклий-249 с периодом полураспада 330 суток, при последующем распаде образуется калифорний-249 с периодом полураспада 351 год. Данные изотопы могут быть использованы для получения дополнительного количества калифорния-252, при этом длительность реакторного облучения мишеней с их смесью составляет не более месяца.

Реакторная наработка калифорния-252 из смеси берклия-249 и калифорния-249 сопровождается высоким энерговыделением. Во избежание расплавления мишеней и минимизации эффекта депрессии нейтронного потока в сердечнике используют разбавители, которые распределяют стартовые изотопы берклия-249 и калифорния-249 по объёму мишени. Применявшиеся ранее пеноалунд и кварцевый порошок [1, 2] обладают низкой

теплопроводностью и создают некоторые сложности при радиохимической переработке, так как нерастворимы в азотной кислоте. Альтернативой является облучение берклия-249 и калифорния-249 в составе таблеток, изготовленных с использованием в качестве разбавителя металлических порошков никеля или меди. Для изготовления таблеток применяли электролитические порошки ПНЭ-2 [3] и ПМС-1 [4] и порошки, полученные механической обработкой меди или никеля и просеянные через сито 500 мкм для удаления крупной фракции, а также полученные восстановлением растворов медного и никелевого купоросов гидразин-гидратом. Таблетки из электролитических порошков обладали лучшими механическими характеристиками, более высокой плотностью и не крошились после прокаливания при температуре 600 °С. При изготовлении имитаторов облучённого материала использовали раствор, содержащий смесь формиатов калифорния-249 и европия-152 в муравьиной кислоте концентрацией 0,01 моль/л, для контроля поведения осколков деления. Раствор наносили на порошки меди или никеля, высушивали под лампой и прессовали таблетки диаметром 7 мм с усилием при давлении $9,8 \cdot 10^6$ Па (100 кгс/см²). Таблетки прокаливали при 600 °С в атмосфере аргона, после чего измеряли их массу и геометрические размеры. Медный имитатор содержал восемь таблеток массой около 1,77 г со средней плотностью примерно 8,01 г/см³, а никелевый — то же количество таблеток массой около 1,87 г со средней плотностью примерно 7,429 г/см³.

На первой стадии выделения калифорния из имитаторов облучённых мишеней (рис. 4.6) таблетки растворяли в азотной кислоте.

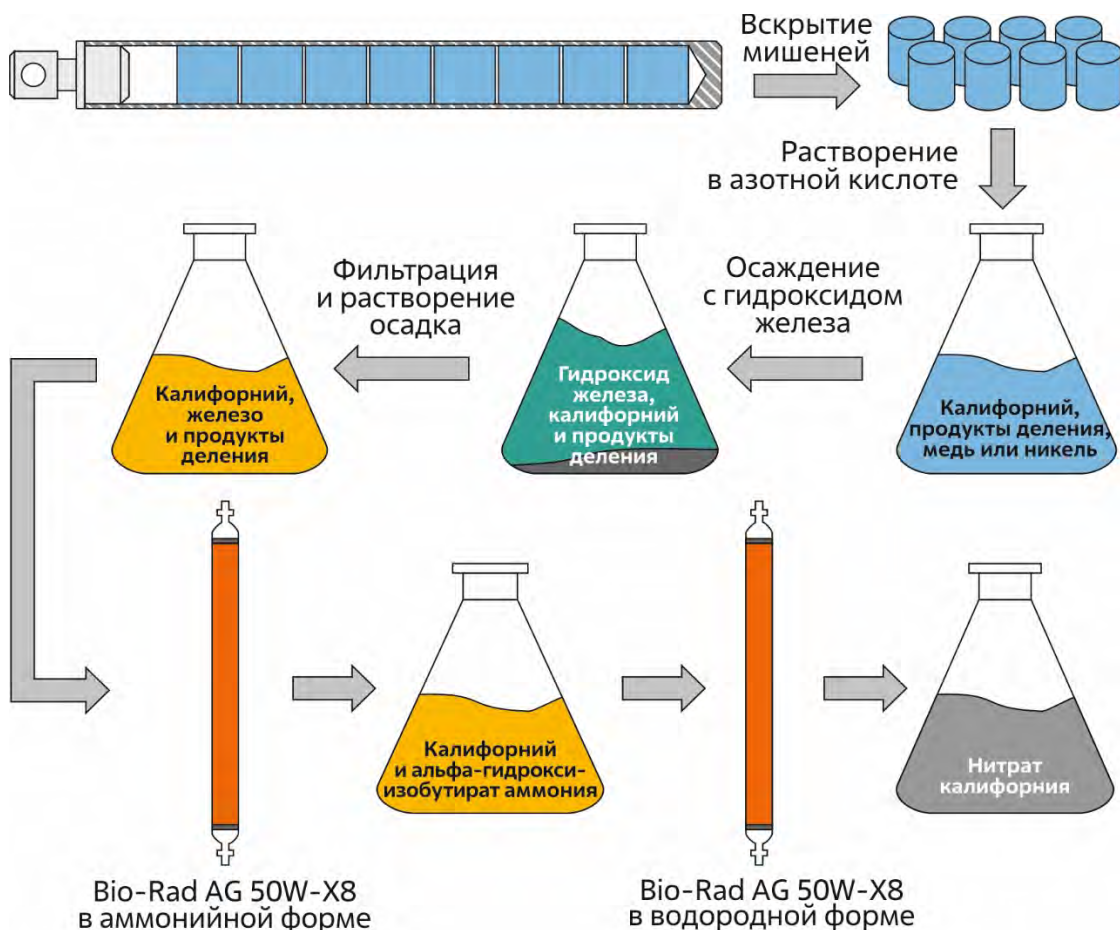


Рис. 4.6. Схема выделения калифорния из имитаторов облучённого материала⁶⁷

⁶⁷ Здесь и далее Bio-Rad AG 50W-X8 — хроматографическая катионообменная смола производства американской фирмы «Биорад» (BioRad). — Прим. ред.

Полученные растворы содержали соли никеля и меди высокой концентрации. Для концентрирования калифорния было предложено проводить его соосаждение с гидроксидом железа при добавлении гидроксида аммония. И медь, и никель в этих условиях образуют устойчивые аммиачные комплексы и удерживаются в растворе, а потери калифорния-252 не превышают 0,8 % в диапазоне концентрации железа от 0,025 до 1 мг/мл (рис. 4.7).

Отделяли калифорний от железа и продуктов деления методом катионообменной хроматографии (рис. 4.8). Сорбцию проводили из соляной кислоты концентрацией 0,1 моль/л, затем промывали колонку бидистиллированной водой и элюировали калифорний и примеси альфа-гидроксиизобутиратом аммония концентрацией 0,1 моль/л и рН, равным пяти.



Рис. 4.7. Соосаждение европия-252 (◆, ■) и калифорния-249 (▲) с гидроксидом железа в медных (◆) и никелевых (■, ▲) имитаторах

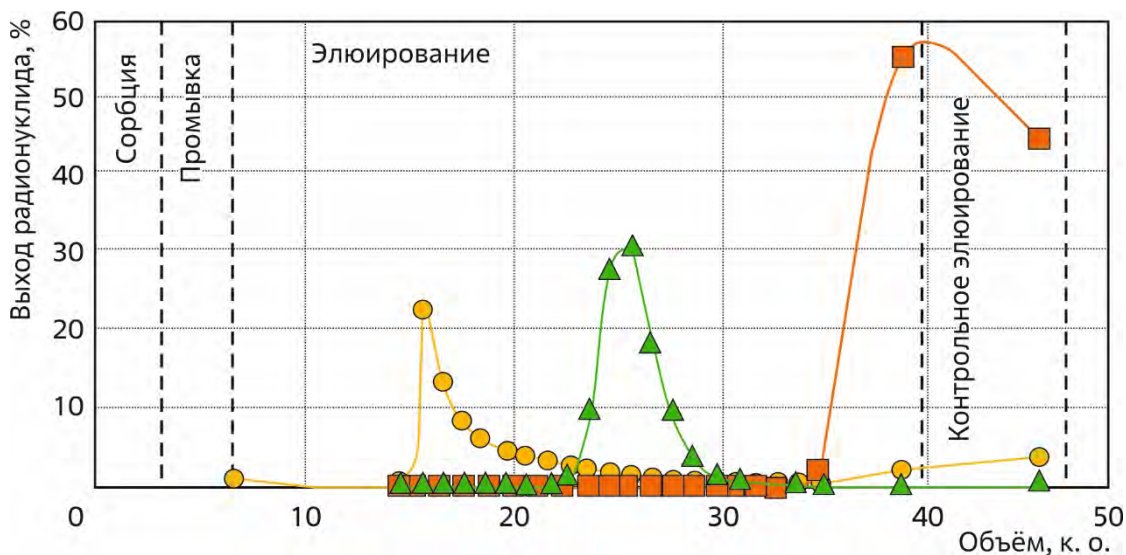


Рис. 4.8. Выходные кривые компонентов: калифорния-249 (▲), европия-152 (■), железа-55 (●) — при отделении калифорния от железа и продуктов деления⁶⁸

На последней стадии обессоливали калифорний методом катионообменной хроматографии, используя в качестве элюента раствор азотной кислоты. Сорбцию проводили из азотной кислоты концентрацией 0,1 моль/л, элюирование солей аммония и калифорния выполняли азотной кислотой концентрацией 1 и 12 моль/л соответственно. Суммарный коэффициент очистки калифорния от меди — $1,4 \cdot 10^5$, от никеля — $1,5 \cdot 10^5$. Коэффициент очистки от железа составил 12,5 при выделении из медных имитаторов и 3,1 при выделении из никелевых. Для достижения дополнительной очистки от железа необходимо скорректировать режим катионообменного выделения калифорния.

⁶⁸ Здесь и далее колоночный объем (к. о.) — объем сорбента в хроматографической колонке. — Прим. ред.

Список литературы

1. Топоров Ю.Г., Тарасов В.А., Куприянов А.В. и др. Экспресс-метод получения калифорния-252 облучением берклия // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2018. Вып. 1. С. 60–68. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/5139> (дата обращения: 08.12.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=34842548>, на саму статью: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=32784383> (дата обращения: 08.12.2022).
2. Топоров Ю.Г., Тарасов В.А., Куприянов А.В. и др. Получение калифорния-252 из облучённого берклия-249. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 году) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 127–130. — 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_2017_sayt_0.pdf (дата обращения: 28.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=36899231&selid=36899318>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=36899334&pff=1> (дата обращения: 28.01.2023).
3. ГОСТ 9722-97. Межгосударственный стандарт. Порошок никелевый. Технические условия. — М: ИПК «Издательство стандартов», 1997. — 12 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://files.stroyinf.ru/Data/91/9178.pdf> (дата обращения: 28.02.2023).
4. ГОСТ 4960-75. Государственный стандарт СССР. Порошок медный электролитический. Технические условия. — М: ИПК «Издательство стандартов», 1998. — 2-е переизд. — 12 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://files.stroyinf.ru/Data2/1/4294823/4294823694.pdf> (дата обращения: 28.02.2023).

П.С. Буткалюк, Е.Ф. Павлова, Р.Г. Абдуллоев, И.Л. Буткалюк

ПОЛУЧЕНИЕ ПРЕПАРАТОВ РАДИЯ-223 И ТОРИЯ-227 МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

Препарат хлорид радия-223 эффективен в терапии костных метастазов рака предстательной железы. В институте был создан участок производства препаратов на основе радия-223. Сырьём для получения этого радионуклида является нитрат актиния-227 (рис. 4.9), ранее выделенный из облучённых радиевых мишеней [1]. При распаде актиния-227 сначала образуется торий-227, который распадается в радий-223.

Предложена схема получения радия-223, основанная на промежуточном выделении тория-227 и его последующей выдержке для накопления радия-223 (рис. 4.10). На первой стадии проводят отделение тория-227 от актиния-227 методом анионообменной хроматографии в азотной кислоте концентрацией 8 моль/л.

После выдержки тория-227 в течение одной-трёх недель торий-227 и радий-223 разделяют в аналогичных условиях. На последней стадии радий-223 дополнительно очищают от следов примесей методом катионообменной хроматографии в присутствии

аммонийной соли этилендиаминететрауксусной кислоты. Данная схема позволяет получать и поставлять заказчикам торий-227 в виде отдельного продукта, предназначенного для разработки уникальных отечественных радиофармпрепаратов [2]. Ещё одним преимуществом данной схемы является дополнительная очистка радия-223 от примесей, в частности от актиния-227, на первой стадии процесса.

К препаратам на основе тория-227 и радия-223 предъявляют строгие требования по содержанию долгоживущего радионуклида актиния-227. При этом прямое измерение его активности методами альфа- и бета-спектрометрии не позволяет достигнуть требуемых пределов обнаружения. Была предложена методика, основанная на предварительном химическом выделении следов актиния-227 из аликвот препаратов с последующим измерением методом альфа-спектрометрии [3]. Применение данной методики в опытных партиях снизило пределы обнаружения примерно до 10^{-3} – 10^{-4} % от активности радия-223 или тория-227.



Рис. 4.9. Схема распада актиния-227 с указанием периода полураспада и выхода нуклида в процентах

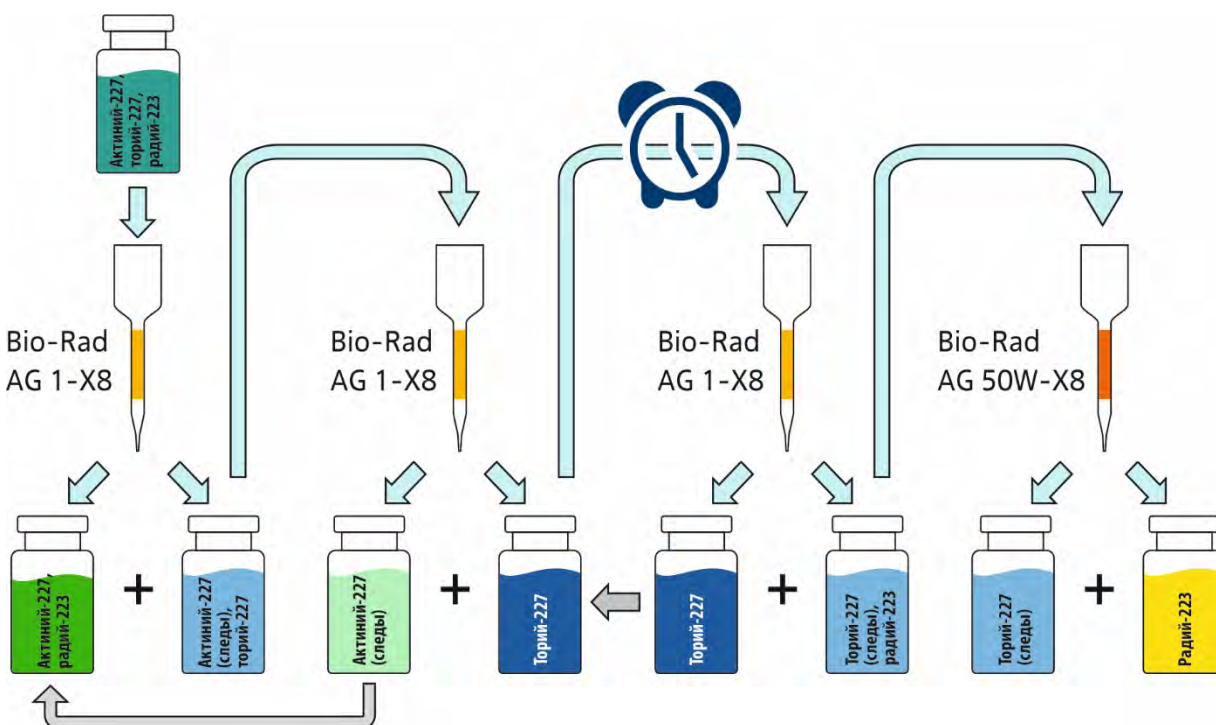


Рис. 4.10. Упрощённая схема выделения тория-227 и радия-223 из актиния-227

На рис. 4.11 представлены типичные альфа- и гамма-спектры препарата хлорида радия. За два года получено и поставлено заказчикам четыре опытные партии тория-227 и девять партий радия-223 (табл. 4.1 и 4.2).

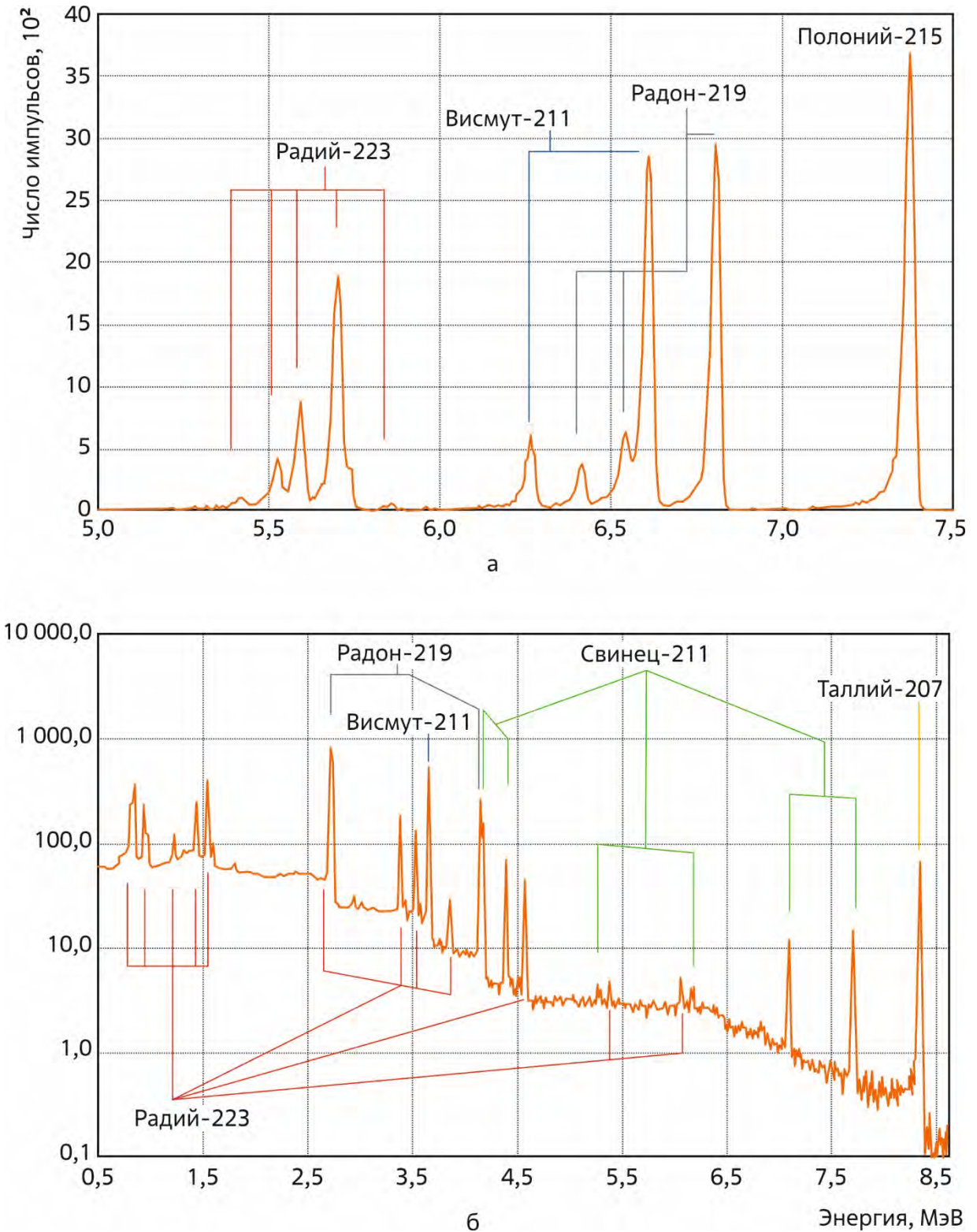


Рис. 4.11. Альфа-(а) и гамма-спектры (б) препарата

Таблица 4.1

Характеристики партий тория-227

Параметр	Номер партии			
	1	2	3	4
Растворитель	Соляная кислота		Азотная кислота	
Концентрация растворителя, моль/л	0,1	0,48	3,96	
Объёмная активность целевого нуклида, МБк/мл	37,0	80,0	81,0	37,5
Массовая доля, 10 ⁻⁴ %: актиния-227	Не более 1,0	Не более 0,9	Не более 3,9	Менее 2,4
гамма-излучающих примесей	Не более 0,4	Менее 21,8	Не более 5,6	Менее 10,7
Объёмная концентрация нерадиоактивных примесей*, мкг/мл, не более	1,5	1,9		0,8

* Барий, кальций, железо, хром, никель, свинец.

Таблица 4.2

Характеристики партий радия-223

Параметр	Номер партии								
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Растворитель	Хлорид / цитрат натрия		Соляная кислота	Хлорид / цитрат натрия	Соляная кислота	Хлорид / цитрат натрия		Соляная кислота	
Концентрация растворителя, моль/л	–		0,1	–	0,1	–		0,1	
Объёмная активность целевого нуклида, МБк/мл	22,7	14,9	21,7	14,0	65,0	57,0	71,0	105,0	128,0
Массовая доля, 10 ⁻⁴ %, не более: актиния-227	1,9	4,1	6,5	5,7	0,8	2,2		6,7	8,4
тория-227	0,3	0,4	0,5	4,7	2,1		0,5	8,9	1,3
Объёмная концентрация нерадиоактивных примесей*, мкг/мл, не более	7,7	6,2	20,0	7,3	5,0	7,4	5,3	4,8	5,6

* Медь, цинк, кобальт, никель, алюминий, хром, титан, железо, свинец, кадмий, мышьяк, кальций, магний.

Список литературы

1. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л. и др. Получение альфа-излучающих нуклидов облучением радия-223 в высокопоточном реакторе СМ // Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2014. Т. 16, № 6. С. 129–135.
2. Брускин А.Б., Лунёв А.С., Лунёва К.А. и др. Комплекс тория-227 с оксабиформом как новый радиофармпрепарат для терапии метастазов в кости // Сборник тезисов X Российской конференции с международным участием «Радиохимия–2022», Санкт Петербург, Россия, 26–30 сентября 2022 г. — М.: ООО «Адмирал Принт», 2022. С. 482. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: https://drive.google.com/file/d/1BEz0QilXc3kOld9O_kdT4ztpp2EV-eRw/view (дата обращения: 28.02.2023).
3. Butkalyuk P.S., Butkalyuk I.L., Andreev O.I. et al. Production of pilot batches ²²³Ra and ²²⁷Th of medical purpose // Applied Radiation and Isotopes, 2022. V. 184. P. 110205. —

ScienceDirect® is a registered trademark of Elsevier B.V. — Access mode: in free access. — URL: <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2022.110205> (date of the application: 14.02.2023).

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов,
Р.Г. Абдуллоев, А.В. Борзова, В.Е. Шаландин, И.В. Новиков,
А.Ю. Ензеркина, В.Г. Абязова, Д.А. Перепёлкин*

ОТРАБОТКА МЕТОДОВ ГЛУБОКОЙ ОЧИСТКИ БЕРКЛИЯ ОТ ИЗОТОПОВ КЮРИЯ И КАЛИФОРНИЯ И ХИМИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ

В институте существует действующее производство берклия-249. Его выделяют из облучённых в реакторе кюриевых мишеней. После применения штатных методов очистки остаются следы примесей, в том числе изотопов калифорния, кюрия, продуктов деления и продуктов коррозии конструкционных материалов. Цель работы заключалась в отработке режимов глубокой очистки берклия от этих примесей методами ионообменной и экстракционной хроматографии. Процесс глубокой очистки включал следующие стадии.

1. Хроматографическое выделение фракции берклия и европия на катионообменной смоле Bio-Rad AG 50W-X8 (200–400 меш⁶⁹) в аммонийной форме с применением в качестве элюента раствора аммонийной соли альфа-гидроксиизомасляной кислоты.

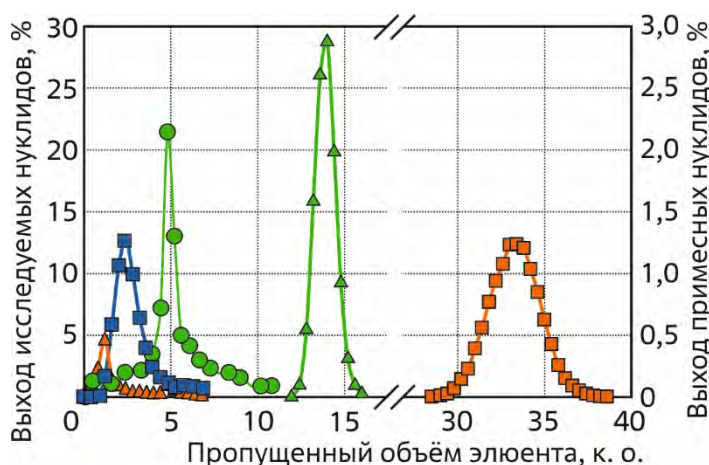
Исходный раствор содержал в себе смесь калифорния-249, берклия-249, европия-152, кюрия-244, ниобия-95, циркония-95, рутения-106, церия-144 в азотной кислоте концентрацией 0,1 моль/л. Элюирование исследуемых радионуклидов проводили растворами альфа-гидроксиизомасляной кислоты с рН, равным пяти, различной концентрации: 0,08, 0,10 и 0,12 моль/л. Контрольную десорбцию выполняли раствором азотной кислоты концентрацией 6 моль/л. Сравнение процессов хроматографического разделения в среде альфа-гидроксиизомасляной кислоты показывало идентичность поведения берклия-249 и европия-152, и в дальнейших экспериментах европий-152 рассматривали и использовали как аналог берклия-249: коэффициенты очистки, рассчитанные для европия, применимы для берклия. Поведение примесей ниобия-95, циркония-95, рутения-106, церия-144 исследовали при аналогичных условиях. Элюирование проводили альфа-гидроксиизомасляной кислотой концентрацией 0,10 и 0,12 моль/л (рис. 4.12).

Последовательность выхода примесных элементов показывает возможность выделения фракции калифорния-249 с коэффициентом очистки не ниже 344 для ниобия-95 при концентрации элюента 0,12 моль/л, и 2 000 для концентрации альфа-гидроксиизомасляной кислоты 0,1 моль/л. Коэффициенты очистки фракции калифорния-249 от примесей циркония-95, рутения-106, церия-144, содержание которых определяется на уровне предела обнаружения, составляет не менее 123 при концентрации элюента 0,1 моль/л. Однако повышение концентрации альфа-гидроксиизомасляной кислоты до 0,12 моль/л увеличивает во фракции калифорния-249 массовую долю примесей циркония-95 до 1,10 % и рутения-106 до 2,65 %. Для фракции европия-152 (берклия-249) содержание

⁶⁹ Здесь и далее меш — внесистемная единица измерения для проволочных сеток (сит), указывающая на количество отверстий сетки на один линейный дюйм (25,4 мм). — Прим. ред.

примесных элементов при обоих значениях концентрации альфа-гидроксиизомасляной кислоты находится на уровне предела обнаружения. Использование их при расчёте показывает, что значения коэффициентов очистки европия-152 (берклия-249) находятся в интервале от 30 до 500. Примесь церия-144 при пропускании растворов элюента концентрацией 0,10 и 0,12 моль/л через колонку не вымывается, а выходит компактно на стадии контрольной десорбции.

Рис. 4.12. Выходные кривые европия-152 (■), калифорния-249 (▲), и примесных радионуклидов: ниобия-95 (▲), циркония-95 (■), рутения-106 (●) — при элюировании альфа-гидроксиизомасляной кислотой концентрацией 0,1 моль/л



2. Отделение (обессоливание) фракции берклия и европия от альфа-гидроксиизомасляной кислоты на катионообменной смоле Bio-Rad AG 50W-X8 (100–200 меш) в водородной форме.

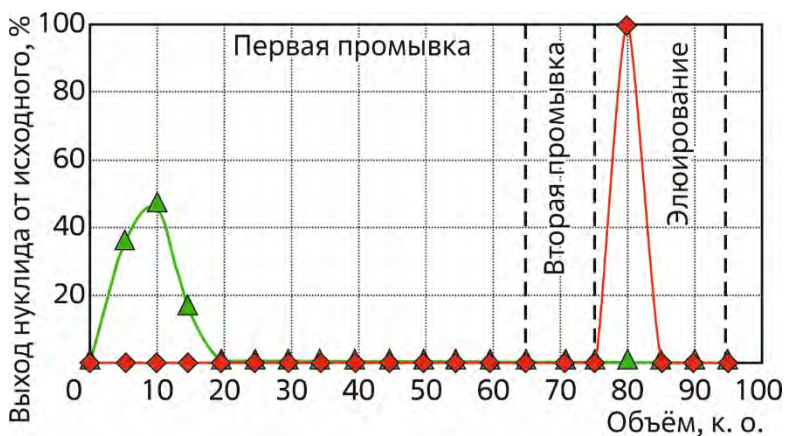
Сорбцию проводили из раствора альфа-гидроксиизомасляной кислоты концентрацией 0,1 моль/л и рН, равным единице, с последовательной промывкой пятью и двадцатью колоночными объемами раствора азотной кислоты концентрацией 0,1 и 1,0 моль/л соответственно и элюированием восьмью колоночными объемами азотной кислоты концентрацией 6 моль/л. Установлено, что около 70 % примесей, содержащихся в растворе, подлежащем обессоливанию, удаляются на стадии сорбции, от 17 до 24 % — вымываются азотной кислотой концентрацией 0,1 моль/л, а последующее пропускание раствора этой кислоты концентрацией 1,0 моль/л вымывает дополнительно от 1,7 до 6,2 % примесей. В итоге при элюировании целевого радионуклида с колонки во фракции десорбата примеси циркония-95 и рутения-106 определяются на уровне предела обнаружения, ниобия-95 — на 0,83 %. В случае наличия церия-144 в исходном растворе при обессоливании он обнаруживается в полном объеме во фракции десорбата совместно с целевым радионуклидом. Коэффициенты очистки для циркония-95 и рутения-106, рассчитанные по значениям предела обнаружения, составляют 21 и 88, для ниобия-95 — 121.

3. Экстракционно-хроматографическое отделение берклия от европия с использованием хроматографической смолы Ln-Resin⁷⁰.

Пятнадцать колоночных объемов исходного раствора подавали на колонку со скоростью 1 мл/(см²·мин). После этого промывали колонку пятьюдесятью колоночными объемами смеси азотной кислоты концентрацией 6 моль/л и бромноватой кислоты концентрацией 0,1 моль/л, затем — десятью колоночными объемами азотной кислоты концентрацией 0,1 моль/л для удаления бромноватой кислоты. Для элюирования компонентов через колонку пропускали двадцать колоночных объемов смеси азотной кислоты

⁷⁰ Здесь и далее Ln-Resin — диалкилфосфорная кислота, экстракционно-хроматографический сорбент французской фирмы «ТрисКем» (Triskem International), в котором в качестве комплексообразующего компонента используется ди(2-этилгексил)ортофосфорная кислота. — Прим. ред.

концентрацией 4 моль/л и пятипроцентной перекиси водорода (рис. 4.13). В данных условиях происходит хорошая очистка берклия-249 от калифорния-249, европия-152, кюрия-244, циркония-95 и рутения-106, но плохая от ниобия-95. Вероятная причина его попадания во фракцию берклия-249 состоит в том, что ниобий образует пероксидные комплексы. Проведены аналогичные эксперименты с растворами берклия-249 и ниобия-95, циркония-95, рутения-106, в которых восстановление берклия при элюировании осуществляли растворами соляной кислоты концентрацией 4 моль/л и гидроксилamina концентрацией 0,1 моль/л. Показано, что берклий почти количественно элюируется



смесями, содержащими гидроксилamin, при этом достигается удовлетворительная очистка берклия-249 от ниобия-95, циркония-95, рутения-106.

Рис. 4.13. Выходные кривые калифорния-249 (▲) и берклия-249 (◆) при элюировании

В экспериментах по определению нерадиоактивных примесей в препарате берклия-249 последовательно реализовывали все стадии процесса по очистке и разделению радионуклидов, а именно: хроматографическое выделение фракции берклия и европия, её обессоливание и экстракционно-хроматографическое разделение. Проводили два эксперимента по определению содержания нерадиоактивных примесей в целевых фракциях после проведения полного цикла глубокой очистки: 1) «холостой» опыт, 2) опыт с внесением фиксированного количества нерадиоактивных примесей (условная фракция берклия). В «холостом» опыте осуществляли последовательно все стадии процесса по очистке и разделению с использованием чистых реактивов без добавления нерадиоактивных примесей и определяли количество примесей, внесённых с используемыми реактивами. При проведении второго эксперимента в исходный раствор, не содержащий каких-либо радионуклидов, перед подачей на колонку для хроматографического выделения условной фракции берклия вносили известное количество стабильных элементов: алюминия, бора, бария, кальция, хрома, меди, железа, магния, натрия, никеля, кремния, титана. Все процедуры при проверке степени очистки берклия от нерадиоактивных примесей идентичны операциям «холостого» опыта. Имитационные эксперименты по определению содержания перечисленных неактивных примесей в условной фракции берклия после полного цикла глубокой очистки показали наличие алюминия, бора, кальция, железа, натрия, кремния. Причём данные элементы определялись и в исходной азотной кислоте, используемой в процессе. При сравнении результатов двух экспериментов выявлено, что содержание примесей в конечных фракциях целевого радионуклида в обоих случаях имеет близкие значения, что свидетельствует об удовлетворительном качестве очистки препарата берклия.

Выбранные методы глубокой радиохимической очистки берклия позволяют достичь требуемых параметров его очистки от изотопов кюрия, калифорния и нерадиоактивных примесей. Минимальные значения доли кюрия-244 и калифорния-252 от активности

берклия-249 составили не более 0,002 %, массовая доля нерадиоактивных примесей — не более 2,4 %.

*О.И. Андреев, К.В. Ротманов, Г.В. Гончарова, П.С. Буткалюк,
И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллов, А.Ю. Енизеркина,
В.Г. Аббязова, А.В. Борзова, В.В. Лобаненко*

ОЧИСТКА БЕРКЛИЯ ОТ КЮРИЯ, КАЛИФОРНИЯ И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

По проекту «Окапи» с целью получения миллиграммового количества берклия-249 будут облучать мишени, содержащие тяжёлые изотопы кюрия, в кадмиевом экране. Штатный метод радиохимической переработки облучённых кюриевых мишеней предполагает в качестве головных операций экстракционное отделение трансплутониевых элементов от редкоземельных с последующим фракционированием. Для мишеней в кадмиевом экране была предложена альтернативная схема, в которой после растворения облучённого материала берклий концентрируют соосаждением с иодатом церия (IV). Предполагается, что полученный осадок, кроме берклия-249 и радиоактивных изотопов церия, содержит следы калифорния, кюрия и продуктов деления, в том числе церий, цирконий, ниобий, рутений и европий. Целью работы являлась отработка режимов очистки берклия от указанных примесей методом колоночной хроматографии.

Очистку проводили в два этапа. На первом отделяли церий-141 и церий-144 сорбцией на анионообменной смоле Bio-Rad AG 1-X8 из азотной кислоты концентрацией 8 моль/л. После растворения осадка церий и берклий находятся в четырёхвалентном состоянии, но высокая активность раствора приводит к его быстрому восстановлению из-за реакции с продуктами радиолиза. Для стабилизации берклия и церия в четырёхвалентном состоянии к раствору необходимо добавлять избыток окислителя. Одними из часто используемых для этих целей окислителей являются броматы натрия [1] или калия [2], но их применение осложняет последующее выделение из раствора ценных компонентов: кюрия и калифорния. Поэтому вместо бромата натрия использовали бромноватую кислоту, преимуществом которой является отсутствие сухого остатка после упаривания. Кислоту получали пропусканием раствора бромата калия концентрацией 0,3 моль/л через катионообменную смолу «Токем КУ-2-8»⁷¹ в водородной форме. Остаточную концентрацию бромата калия определяли, взвешивая сухой остаток от упаривания аликвоты раствора, а концентрацию бромноватой кислоты — потенциометрическим титрованием гидроксидом натрия. Содержание молекулярного брома определяли спектрофотометрически по линии поглощения 393 нм. Во всех полученных образцах доля бромноватой кислоты среди всех форм брома составляла не менее 99,9 %.

Сорбцию церия проводили из растворов, содержащих смесь азотной и бромноватой кислот концентрацией 8,0 и 0,1 моль/л соответственно. В этих условиях церий образует устойчивые комплексы с нитрат-анионами и количественно сорбируется на анионите. Для элюирования церия использовали азотную кислоту концентрацией 0,5 моль/л.

⁷¹ Токем КУ-2-8 — высокёмкий сильнокислотный катионит гелевой структуры, обладающий высокой химической стабильностью и механической прочностью, производства фирмы ООО «Производственное объединение "Токем"». — Прим. ред.

Контрольное элюирование проводили смесью той же кислоты той же концентрации и трёхпроцентной перекиси водорода. На этой стадии (рис. 4.14) очистка происходит только от церия, и коэффициент очистки примерно равен 10^4 .

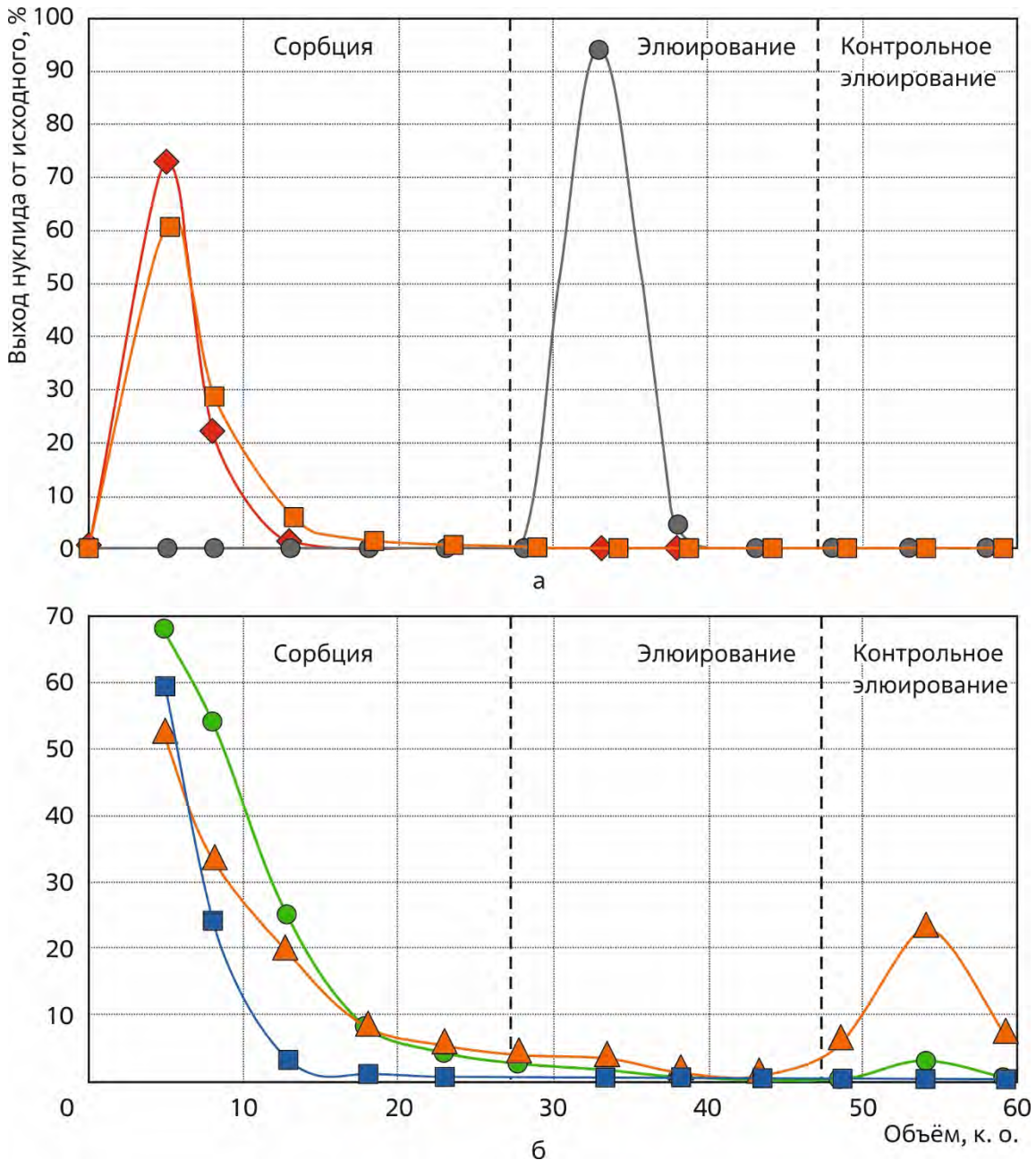


Рис. 4.14. Кривые элюирования радионуклидов на анионите Bio-Rad AG 50W-X8: а – берклия (◆), европия (■), церия (●); б – циркония (■), ниобия (▲), рутения (●)

На втором этапе очищали берклий от калифорния, кюрия и продуктов деления на колонке, содержащей сорбент Ln-Resin (рис. 4.15). Для удаления органических продуктов радиолитического распада в нижнюю часть колонки помещали слой сорбента Prefilter⁷² – 25 % от объема сорбента Ln-Resin. Сорбцию проводили из растворов, содержащих азотную и бромноватую кислоты концентрацией 6,0 и 0,1 моль/л соответственно [3]. Для элюирования берклия его

⁷² Здесь и далее Prefilter – сорбент французской фирмы «ТрисКем» (Triskem International) на основе полиметилметакрилата. – Прим. ред.

восстанавливали до степени окисления +3. Для этого можно использовать ряд восстановителей: перекись водорода, гидразин, гидроксилламин. При элюировании берклия смесью азотной кислоты концентрацией 4 моль/л и пятипроцентной перекиси водорода наблюдали хорошую очистку от калифорния-249, европия-152, кюрия-244, циркония-95 и рутения-106 (коэффициенты очистки примерно равны 102–103), но плохую от ниобия-95 (коэффициент очистки примерно равен двум). При этом значительная часть данного радионуклида в этих условиях сорбируется на смоле Ln-Resin и попадает в элюат берклия-249. Предположили, что элюирование ниобия перекисью водорода происходит за счёт образования пероксидных комплексов. При использовании смесей азотной кислоты и гидразина или соляной кислоты и гидроксилламина (концентрацией первого элемента смеси 4 моль/л, а второго – 0,1 моль/л) берклий также количественно элюируется, а ниобий продолжает удерживаться сорбентом. Его можно элюировать из колонки смесью азотной кислоты концентрацией 4 моль/л и пятипроцентной перекиси водорода. В случае использования азотнокислых растворов гидразина коэффициент очистки от ниобия-95 несколько выше, чем для солянокислых растворов гидроксилламина, и равен $2,6 \cdot 10^2$ и 43 соответственно.

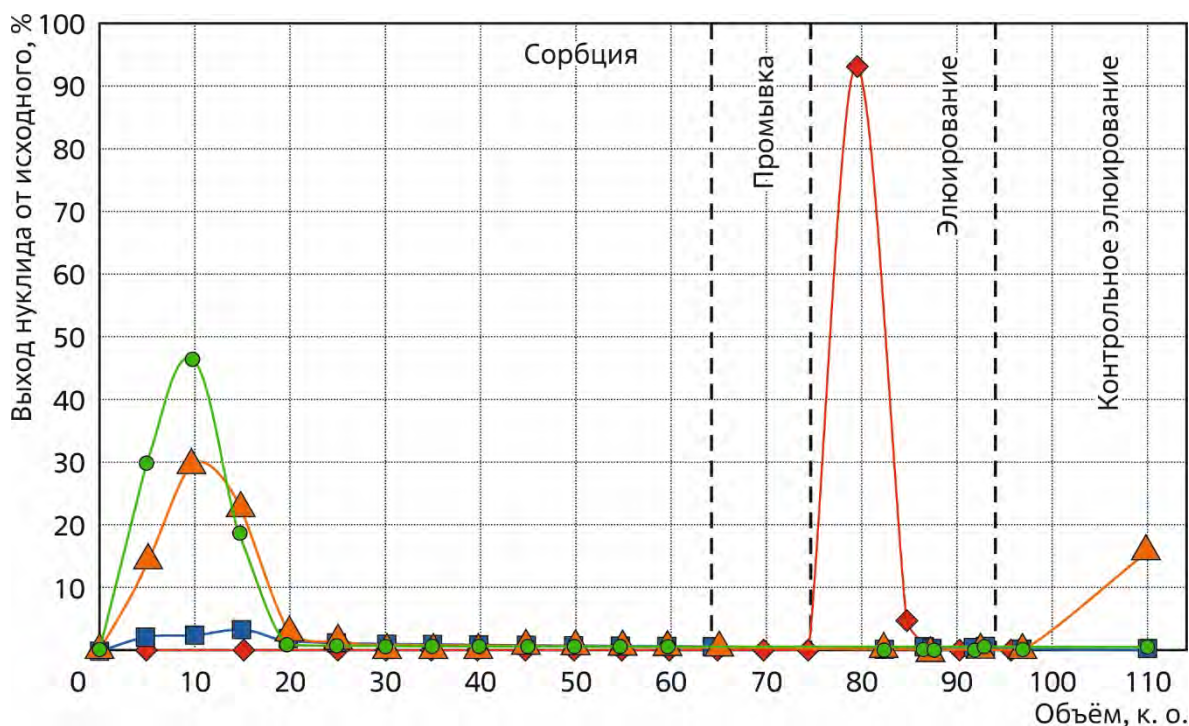


Рис. 4.15. Кривые элюирования берклия (♦), циркония (■), ниобия (▲) и рутения (●) на сорбенте Ln-Resin

Список литературы

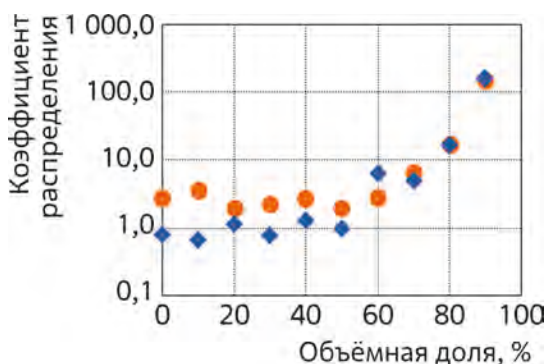
1. Overman R.F. Rapid separation of berkelium from rare earth fission products and trivalent actinides // Analytical Chemistry, 1971. V. 43, Is. 4. P. 600–601.
2. Радченко В.М., Селезнёв А.Г., Рябинин М.А. и др. Получение металлического берклия: препринт: НИИАР-23(704). – Димитровград: НИИАР, 1986. – 20 с.
3. Андреев О.И., Ротманов К.В., Гончарова Г.В. и др. Отработка методов глубокой очистки берклия от изотопов кюрия и калифорния и химических примесей. – Настоящий отчёт. С. 208–211.

П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов,
Р.Г. Абдуллов, А.В. Борзова, А.Ю. Елизеркина, В.Г. Аббязова

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ БЕРКЛИЯ, КАЛИФОРНИЯ, ЕВРОПИЯ И КЮРИЯ НА СОРБЕНТЕ В СМЕСИ УКСУСНОЙ И АЗОТНОЙ КИСЛОТ В СТАТИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

Для выделения берклия из смеси кюрия, калифорния, европия и рутения, а также других осколков деления предложен способ анионообменного выделения на сорбенте Bio-Rad AG 1W-X8 в среде уксусной и азотной кислот. Нитратные комплексы редкоземельных и трансплутониевых элементов обладают разной устойчивостью, что позволяет проводить их разделение на анионообменных смолах. Замена водных растворов на уксуснокислые значительно повышает коэффициенты распределения актиноидов и лантаноидов на анионитах и может применяться для разделения соседних трансплутониевых элементов. В литературе есть данные об успешном разделении америция и кюрия в смеси азотной кислоты концентрацией 0,75 моль/л и восьмидесятипроцентной уксусной кислоты [1]. Ранее в институте было проведено разделение тория, актиния и радия по аналогичной системе на сорбенте Bio-Rad AG 1W-X8 в среде уксусной и азотной кислот [2].

Целью работы было определение в статическом режиме коэффициентов распределения между раствором и сорбентом для берклия, калифорния, европия и кюрия на сильноосновном анионите в среде уксусной и азотной кислот. В пробирки помещали образцы анионообменной смолы Bio-Rad AG 1W-X8 (100–200 меш) в хлоридной форме массой 0,319 г, что соответствует 0,5 мл набухшей смолы. Образцы выдерживали около двух суток под слоем бидистиллированной воды. Далее отделяли смолу центрифугированием, кондиционировали обработкой азотной кислотой концентрацией 8 моль/л двукратно и концентрацией 4 моль/л однократно и рабочим раствором однократно. Далее добавляли рассчитанный объём ледяной уксусной кислоты, азотной кислоты концентрацией 1–16 моль/л, воды и растворов, содержащих радиоизотопную метку берклия-249, калифорния-249, европия-152 и кюрия-244. После перемешивания и термостатирования при 25 °С в течение четырёх часов отделяли маточный раствор центрифугированием. От него для гамма- и альфа-спектрометрического измерения отбирали аликвоты объёмом 1 мл, если это были растворы калифорния-249 и европия-152, и 20 мкл, если это были растворы берклия-249 и кюрия-244. Проводили исследование зависимости коэффициента распределения берклия от объёмной доли уксусной кислоты в азотной кислоте концентрацией 4 моль/л в окислительной и восстановительной среде. Для стабилизации берклия в трёх- или четырёхвалентном состоянии к азотной кислоте добавляли гидразин концентрацией 0,01 моль/л и бромат натрия концентрацией 0,1 моль/л соответственно (рис. 4.16). Если доля уксусной кислоты менее 80 %, берклий практически не удерживается анионитом.

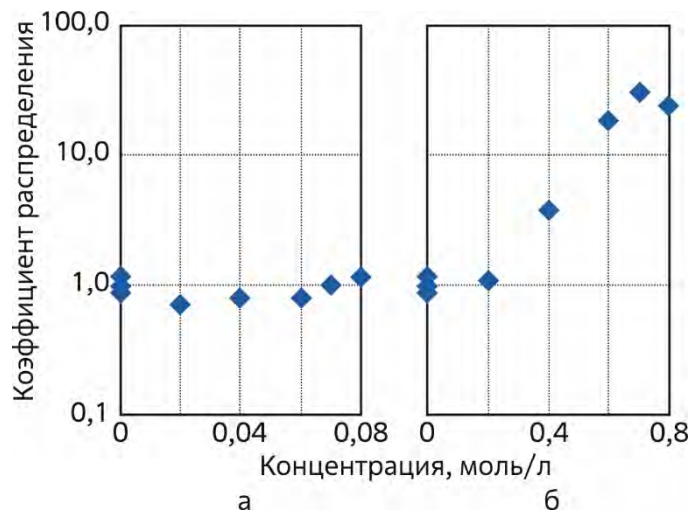


При увеличении доли уксусной кислоты коэффициент распределения берклия растёт. Однако не было получено значительного различия в коэффициентах распределения для растворов с гидразином и броматом натрия.

Рис. 4.16. Изменение коэффициента распределения берклия в зависимости от объёмной доли уксусной кислоты в смесях с гидразином (◆) и броматом натрия (●)

Для уточнения данных провели эксперимент, в котором варьировали концентрацию бромата натрия и гидразина (рис. 4.17). Получено, что коэффициент распределения берклия практически не зависит от наличия и концентрации гидразина. Связано это с тем, что берклий изначально находился в трёхвалентном состоянии и дополнительно его восстанавливать не требовалось. При добавлении бромата натрия заметное увеличение коэффициента распределения наблюдается со значения 0,4 моль/л. Вероятно, уксусная кислота или анионит восстанавливают берклий до трёхвалентной формы или каким-то другим образом мешают его окислению броматом до концентрации 0,4 моль/л.

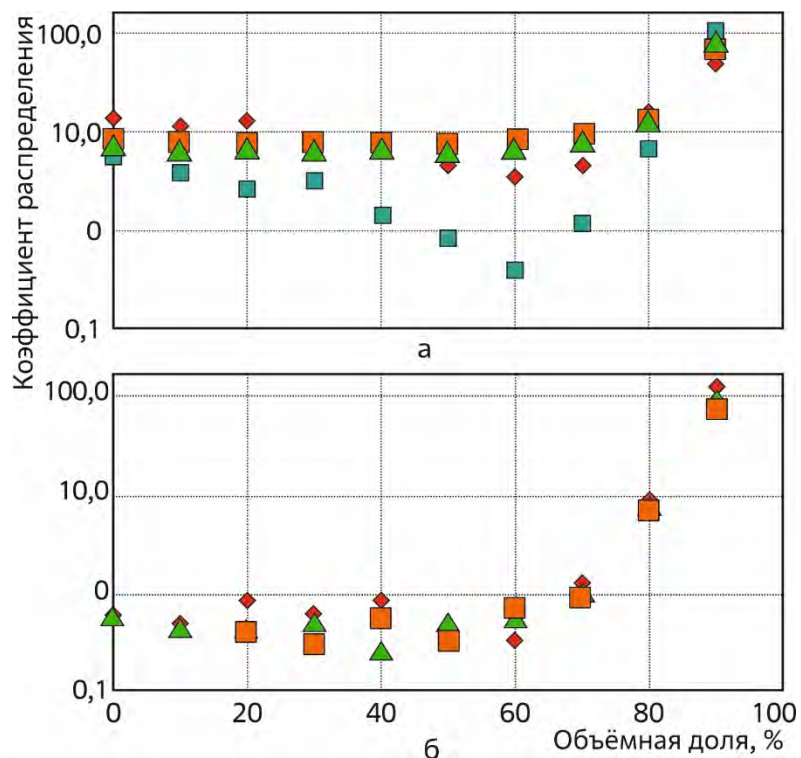
Рис. 4.17. Изменение коэффициента распределения берклия в растворе азотной кислоты концентрацией 1 моль/л и восьмидесятипроцентной уксусной кислоты в зависимости от концентрации гидразина (а) и бромата натрия (б)



Затем исследовали изменение коэффициентов распределения для берклия, европия и калифорния в зависимости от доли уксусной кислоты в растворе в присутствии гидразина концентрацией 0,01 моль/л и бромата натрия концентрацией 0,5 моль/л (рис. 4.18). Если объёмная доля уксусной кислоты в растворе менее 60 %, берклий, европий и калифорний не удерживаются сорбентом и их коэффициенты распределения меньше десяти. При увеличении доли уксусной кислоты в восстановительной и окислительной среде растут и коэффициенты распределения.

С целью разделения калифорния, кюрия, берклия, церия и европия будут проведены эксперименты в динамических условиях.

Рис. 4.18. Изменение коэффициентов распределения берклия (◆), европия (■), калифорния (▲) и кюрия (■) от объёмной доли уксусной кислоты в смеси азотной кислоты концентрацией 1 моль/л с броматом натрия (а) или с гидразином и броматом натрия (б)



Список литературы

1. Гусева Л.И., Тихомиров Г.С., Догадкин Н.Н. Отделение радия от щелочно-земельных и актиноидных элементов на анионите в водно-метанольных растворах HNO_3 . Генератор ^{227}Ac — ^{223}Ra // Радиохимия, 2004. Т. 46, № 1. С. 54–59.
2. Буткалюк П.С., Москвин А.С., Буткалюк И.Л. Получение опытных партий препарата актиния-225 медицинского назначения из смеси тория-228 и тория-229 // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2021. Вып. 4. С. 40–51. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/7417> (дата обращения: 02.03.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=47363196>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47363200> (дата обращения: 02.03.2023).

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Елизеркина,
А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, Р.Г. Абдуллоев*

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ И ИЗГОТОВЛЕНИЕ ОПЫТНЫХ ОБРАЗЦОВ СЕГМЕНТОВ УСКОРИТЕЛЬНОЙ МИШЕНИ С ПЛУТОНИЕМ-242

В качестве основы при разработке технологии изготовления сегментов ускорительных мишеней с плутонием-242 выбран метод молекулярного осаждения из спиртовых растворов под действием постоянного электрического тока [1]. Авторы [1] изучали электроосаждение некоторых лантаноидов и актиноидов из неводных сред и пришли к выводу, что осаждается то же химическое соединение — хлорид или нитрат, которое находится в растворе. Они предположили, что эти соединения образуют положительно заряженные молекулярные кластеры с молекулами органического растворителя и под действием электрического поля мигрируют к катоду. Авторы [2] также отметили, что трансплутониевые элементы в спиртовых растворах существуют в виде сольватов определённого состава и образуют при осаждении на катоде кристаллическую структуру, которая при прокаливании легко переходит в кристаллическую структуру окиси трансплутониевых элементов.

Для изготовления сегментов ускорительной мишени препарат на основе оксида плутония массой 0,613 г по плутонию-242, полученный после глубокой очистки, растворили при нагревании в 20 мл азотной кислоты концентрацией 8 моль/л с добавлением фтороводорода. Затем упарили раствор до сухих солей. К ним добавили 100 мл азотной кислоты концентрацией 1 моль/л, и получили раствор нитрата плутония (IV), который затем применяли в процессе электроосаждения. Использовали электрохимическую ячейку (рис. 4.19), состоящую из полых токоподводов прямоугольной формы из нержавеющей стали с возможностью охлаждения, поджимаемых винтами к электролитической ванне, изготовленной из тефлона. Объём ячейки составлял 30 мл, расстояние между токоподводами — 30 мм. Катодом служила фольга титановая, анодом — танталовая толщиной 0,15 мм, шириной 32 мм и длиной 78 мм. Электролитом был изопропиловый спирт, имеющий достаточно высокую растворяющую способность по отношению к нитратам трансплутониевых элемен-

тов. Перед экспериментами испытывали ячейки на герметичность. Под собранную ячейку подкладывали фильтровальную бумагу, заполняли ячейку изопропиловым спиртом и выдерживали пять минут. По отсутствию пятна спирта на бумаге делали вывод о герметичности ячейки.

Сегмент ускорительной мишени представляет собой титановую фольгу толщиной 1,5 мкм в форме сектора кольца, ограниченного дугами окружностей радиусами 131 и 109 мм и углом 30°. Площадь радиоактивной части сегмента 5,76 см². Масса плутония-242 на каждом сегменте должна составлять $(4,03 \pm 0,61)$ мг, толщина нанесённого плутония-242 — (700 ± 105) мкг/см² по плутонию-242. Чтобы достичь этого, необходимо для каждого сегмента провести четыре процесса электроосаждения, причём с новым электролитом (рис. 4.20).

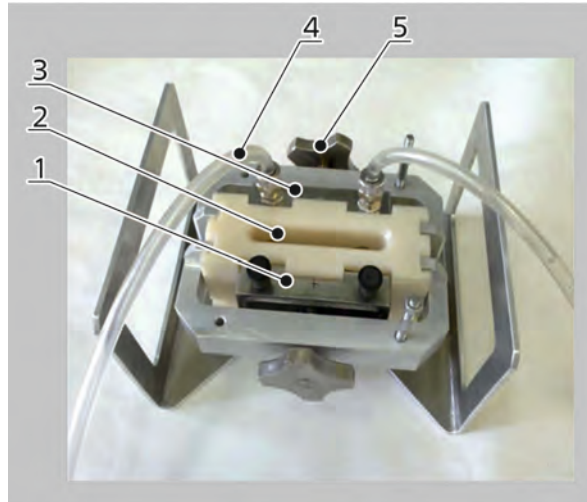


Рис. 4.19. Внешний вид электрохимической ячейки для осаждения гидроксида плутония-242: 1 — анод; 2 — загрузочное отверстие электролитической ванны; 3 — катод; 4 — трубки охлаждения; 5 — зажимные винты

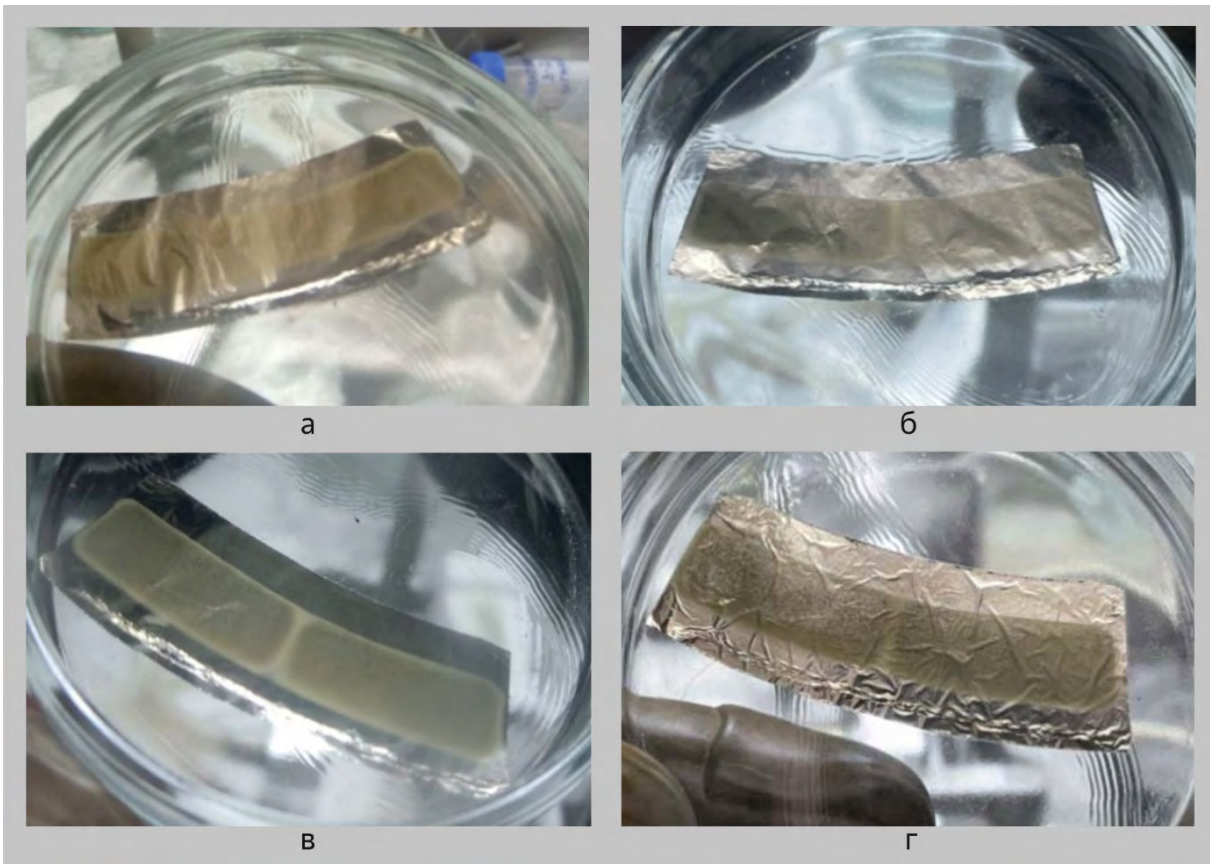


Рис. 4.20. Внешний вид сегмента после первого (а), второго (б), третьего (в) и четвёртого (г) осаждения

Рассчитывали массу нанесённого на сегмент плутония-242 исходя из результатов определения активности исходного и отработанного электролита. Равномерность распределения и вид катодного осадка оценивали визуально. Осадок должен покрывать катод (сегмент) сплошным равномерным слоем с хорошей адгезией к подложке, то есть не осыпаться самопроизвольно при разборке ячейки и не смываться при обмывке спиртом. Допустимо наличие некритичной равномерной трещиноватости – сетки тонких трещин, видимых в микроскоп, без отслоения осадка. При удовлетворительном качестве осадка катод (сегмент) обжигали для повышения прочности осадка и его сцепления с подложкой. При обжиге происходит релаксация внутреннего напряжения титана и рекристаллизация осадка.

Работы выполняли в радиационно-защитном боксе. Токоподвод с размещённой заготовкой сегмента (кольцевой сектор из титановой фольги) водоохлаждаемый (при помощи перистальтического насоса Masterflex L/S). Забор охлаждающей воды проводили из ёмкости, содержащей смесь воды со льдом, что позволило поддерживать температуру охлаждающей воды в интервале от 5 до 7 °С. Осаждение выполняли без принудительного перемешивания раствора. Источником постоянного тока поддерживали вольтастатический режим. Практическим критерием для завершения осаждения служило достижение минимального значения тока в ячейке. Характерные кривые молекулярного осаждения плутония

и информация о его выходе на подложку представлены на рис. 4.21 и в табл. 4.3.

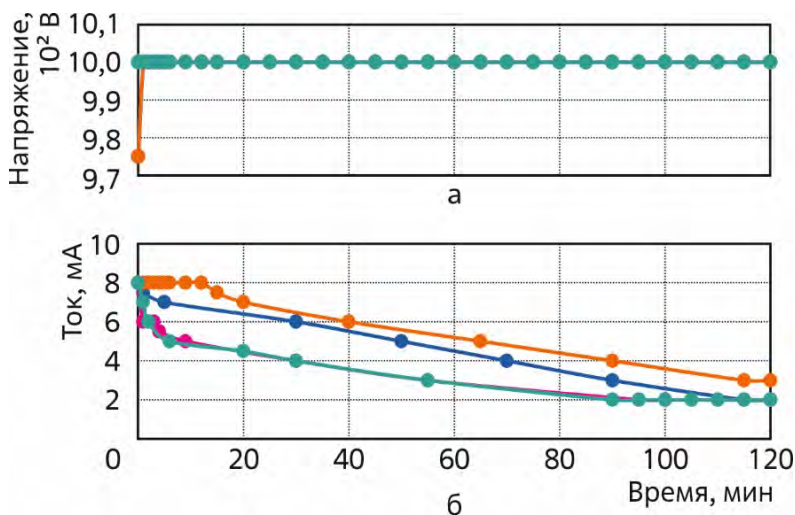


Рис. 4.21. Изменение напряжения между электродами (а) и катодного тока (б) в зависимости от времени первого (—●—), второго (—○—), третьего (—●—) и четвёртого (—●—) осаждения

Таблица 4.3

Результаты работ по изготовлению сегмента

Осаждение	Исходная масса плутония-242, мг	Анализ отработанного электролита			Масса нанесённого плутония-242, мг	Выход плутония-242, %	
		Доля активности в альфа-спектре*, %	Активность, 10 ⁴ Бк	Масса остатка плутония-242, мг			
Первое	1,18	73,2 / 12,3 / 14,5	7,2	0,071	1,109	93,9	
Второе		73,5 / 12,3 / 14,2	3,03	0,029			
Третье		73,4 / 12,1 / 14,5	4,47	0,044			
Четвёртое		74,7 / 10,7 / 14,6	1,75	0,017			
Итого	4,72	—			0,161	4,559	96,5

* Первая цифра дана для плутония-238, вторая — для плутония-239 и плутония-240, третья — для плутония-242.

Список литературы

1. Parker W., Falk R. Molecular plating: A method for the electrolytic formation of thin inorganic films // Nuclear Instruments and Methods, 1962. V. 16. P. 355–357.
2. Короткин Ю.С. Получение циклотронных мишеней из трансплутониевых и редкоземельных элементов электроосаждением из изобутанола // Радиохимия, 1974. Т. 16, № 3. С. 377–382.

О.И. Андреев, И.Г. Зеленковский, Д.А. Пережёлкин, К.В. Ротманов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ СНЯТИЯ, САМОПОГЛОЩЕНИЯ И ГЕОМЕТРИЧЕСКОГО ФАКТОРА ПРИ ИЗМЕРЕНИИ ПОВЕРХНОСТНОЙ ЗАГРЯЗНЁННОСТИ МЕТОДОМ МАЗКОВ

Одним из параметров, определяемых при производстве источников ионизирующего излучения, является их поверхностная загрязнённость. Для этого используют метод мазков: радиоактивное загрязнение поверхности измеряют, определяя активность вещества, снятого с контролируемой поверхности на сорбент [1]. Далее при помощи радиометрического или спектрометрического оборудования измеряют поток частиц от мазка. Активность мазка рассчитывают по формуле [2]

$$A = \frac{I}{(K_{\text{п}} K_{\text{сн}} K_{\text{сп}})} = \frac{A_0}{K}, \quad (4.1)$$

где I — интенсивность излучения, регистрируемая прибором, имп./с; $K_{\text{п}}$ — коэффициент калибровки прибора, связанный с геометрией измерений; $K_{\text{сн}}$ — коэффициент снятия (удаления) активности; $K_{\text{сп}}$ — коэффициент самопоглощения; A_0 — значение активности, измеренное на установке в стандартной геометрии, Бк; K — суммарный коэффициент, учитывающий влияние трёх факторов.

Для проведения исследований использовали стальные подложки диаметром 35 и 70 мм. На них наносили раствор известной активности. При снятии мазка подготовленная заранее ветошь полностью покрывала поверхность подложки. Процедуру выполняли как сухой, так и влажной, то есть смоченной раствором азотной кислоты, ветошью. Полученные мазки и подложки для источников различного типа излучения измеряли до и после снятия мазка, но только после полного высыхания.

В качестве источника гамма-излучения использовали раствор на основе европия-152. Этот радионуклид обладает большим количеством аналитических линий различной энергии, что позволяет применять его для калибровки прибора, измеряющего гамма-излучение. В качестве источника бета-излучения брали раствор, содержащий стронций-90 и его дочерний радионуклид иттрий-90 в состоянии равновесия. В качестве источника альфа-излучения использовали раствор, содержащий америций-241.

Определение коэффициентов проводили в диапазоне значений активности от 15 до 1 000 Бк. Коэффициент снятия определяли из соотношения активности подложки

после снятия мазка и до него для каждого вида излучения отдельно, и, как ожидалось, значения оказались близки друг к другу и в среднем составили $(0,83 \pm 0,09)$ для влажного мазка и $(0,18 \pm 0,03)$ для сухого. Это соответствует нормативным данным [1]: 0,8 для влажного мазка и 0,2 для сухого. Коэффициенты самопоглощения и калибровки отдельно не определяли, а вычисляли суммарный коэффициент, равный произведению трёх коэф-

Суммарный коэффициент для расчёта активности загрязнения поверхности методом мазка

Вид мазка	Тип излучения		
	Альфа	Бета	Гамма
Влажный	$0,17 \pm 0,03$	$0,59 \pm 0,03$	$0,77 \pm 0,12$
Сухой	*	$0,12 \pm 0,07$	$0,20 \pm 0,02$

* Интенсивность альфа-излучения от сухого мазка близка к фоновой для указанных значений активности.

Таблица 4.4

фициентов (табл. 4.4). Вследствие малого поглощения гамма-излучения в материале мазка значения суммарного коэффициента для этого вида излучения близки к значению коэффициента снятия мазка, поэтому на практике нет смысла использовать для гамма-излучения дополнительные коэффициенты. Для других излучателей самопоглощение в материале мазка существенно.

Список литературы

1. МУ 2.6.5.032-2017. Методические указания. Контроль радиоактивного загрязнения поверхностей. — М.: Федеральное медико-биологическое агентство, 2017. — 62 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://files.stroyinf.ru/Data2/1/4293733/4293733000.pdf> (дата обращения 02.03.2023).
2. ISO 7503-1: 2016. Международный стандарт. Оценка поверхностного загрязнения [Электронный ресурс]. Ч. 1. Бета излучатели (максимальная энергия бета-излучения свыше 0,15 МэВ) и альфа-излучатели. — Доступно на сайте Международной организации по стандартизации. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.iso.org/ru/standard/60522.html> или <https://www.gso.org.sa/store/standards/GSO:743320?lang=en> (дата обращения 02.03.2023).

Н.Ф. Демченко, А.В. Гармаш, Р.Н. Минвалиев, М.М. Саликов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МЕТРОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ СКАНИРУЮЩИХ УСТАНОВОК ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ЧИСТОТЫ РАДИОАКТИВНЫХ ПРЕПАРАТОВ

Одним из требований к препаратам, к примеру, на основе йода-131 и молибдена-99 является значение радиохимической чистоты. Она определяется как отношение активности целевого радионуклида в основном химическом соединении к общей активности препарата и выражается в процентах [1]. В институте для определения радиохимической чистоты используют спектрометрический комплекс СКС-07П-Б производства ООО

«Научно-исследовательское производственное предприятие "Грин Стар Инструментс"» и сканирующую установку ГаммаСкан-02А производства ООО «Научно-технический центр "Амплитуда"» (табл. 4.5).

Таблица 4.5

Характеристики установок

Параметр	СКС-07П-Б	ГаммаСкан-02А
Регистрируемая энергия, кэВ	100–600	30–3 500
Измеряемая активность в пробе, кБк	0,1–1 000	10–10 000
Нестабильность показаний за 8 ч работы, %, не более	2	5

Установки имеют схожую конструкцию и состоят из блока детектирования, включающего детектор из сцинтиллирующей пластмассы и фотоумножитель, коллимационного узла со свинцовой защитой и устройства перемещения хроматограммы с блоком управления. Программное обеспечение позволяет устанавливать количество шагов и время сканирования шага. Но в установке ГаммаСкан-02А отсутствует возможность отключения двигателя устройства для перемещения хроматограмм. В большинстве случаев при поверке или калибровке подобных установок определяют лишь эффективность регистрации прибора. Однако на практике для установления радиохимической чистоты более важную роль играет стабильность работы аппаратуры как в течение измерения, так и во всём диапазоне измеряемых значений активности. Целью работы была оценка долговременной нестабильности и системной нелинейности измерительных установок.

Радиохимическая чистота препаратов может быть исследована различными методами, но наиболее распространёнными являются методы хроматографии и электрофореза. Хроматографические методы основаны на распределении вещества между двумя фазами: неподвижной, то есть стационарной, и подвижной, которая перемещается относительно первой [2]. В методах анализа с применением бумажной и тонкослойной хроматографии на готовой хроматограмме определяют распределение активности по её длине. Для обнаружения мест нахождения радиоактивных компонентов на хроматограммах используют автордиографию или радиометрию. Для определения радиохимической чистоты йода-131 применяют метод бумажной хроматографии, а молибдена-99 — метод тонкослойной хроматографии.

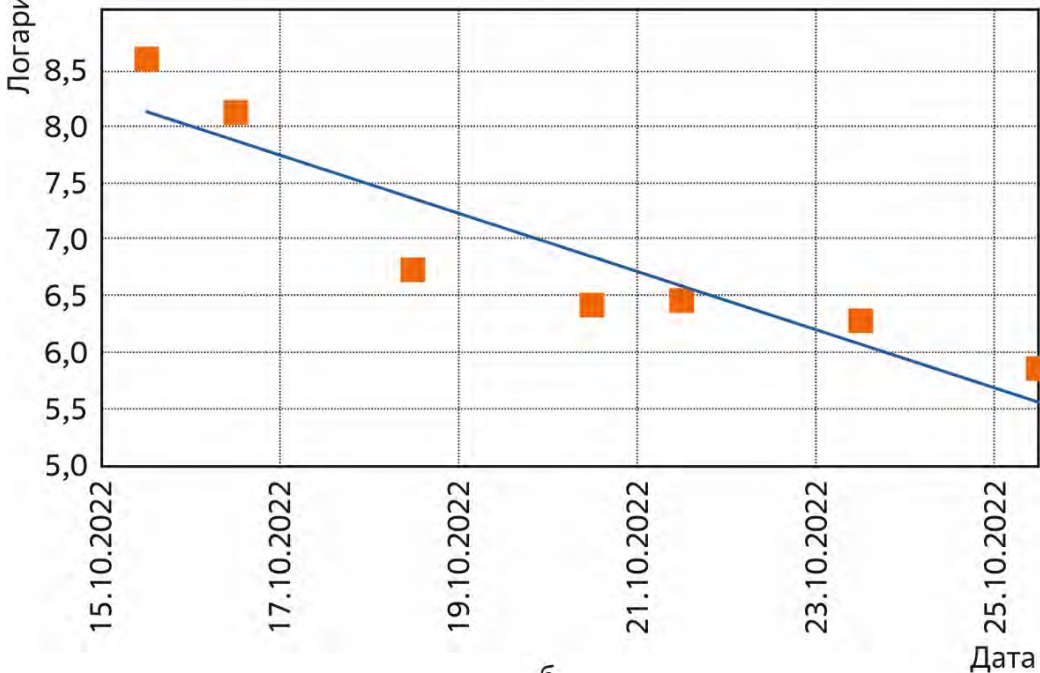
Стабильность средства измерений — свойство средства измерений, отражающее неизменность во времени его метрологических характеристик. Проверка стабильности представляет собой исследование, которое включает периодическое экспериментальное измерение счёта или скорости счёта ионизирующего излучения в неизменной геометрии измерения в течение периода, для которого определяют стабильность. Результаты измерений подтверждают значения нестабильности, заявленные в технических характеристиках установок.

Системная линейность — функция, связывающая наблюдаемое и предсказанное значения активности при изменении скорости счёта импульсов конкретного радионуклидного источника. Системную нелинейность определяли методом распада контрольного источника. Для наглядности измеренные значения представлены в виде графика натурального логарифма скорости счёта импульсов и времени, прошедшего после первого измерения.

Из экспоненциального вида закона радиоактивного распада данный график должен представлять собой прямую (рис. 4.22). Для установки ГаммаСкан-02А линейность не сохраняется. Более детальное изучение показало, что для этой установки при активности менее 100 кБк происходит завышение значений по сравнению с более высокими значениями активности. Этот эффект в конечном счёте приводит к занижению определяемого значения радиохимической чистоты.



а



б

Рис. 4.22. Результаты проверки линейности диапазона активности комплекса СКС-07П-Б (а) и установки ГаммаСкан-02А (б)

Для проверки точности полученных на установках результатов измерения радиохимической чистоты проводили их сравнение со значениями, определёнными референтным методом. Для этого хроматографическую пластину разрезали на отрезки длиной 0,5 см и измеряли активность целевого радионуклида для каждого из этих отрезков. Затем выполняли двадцать измерений одной и той же хроматографической пластины на установке ГаммаСкан-02А (рис. 4.23). Несмотря на то, что среднее значение радиохимической чистоты, равное 97,8 %, близко к полученному методом гамма-спектрометрии — 98,0 %, разброс значений при измерениях довольно велик: среднее квадратическое отклонение составило 1,7 %. В шести случаях из двадцати значение радиохимической чистоты меньше 97 %, а в одном случае меньше 95 %. Таким образом, при измерении радиохимической чистоты на установке ГаммаСкан-02А существует риск отбраковать в действительности годный к использованию препарат. При измерении радиохимической чистоты с использованием комплекса СКС-07П-Б этот разброс существенно меньше: среднее квадратическое отклонение менее 0,1%.

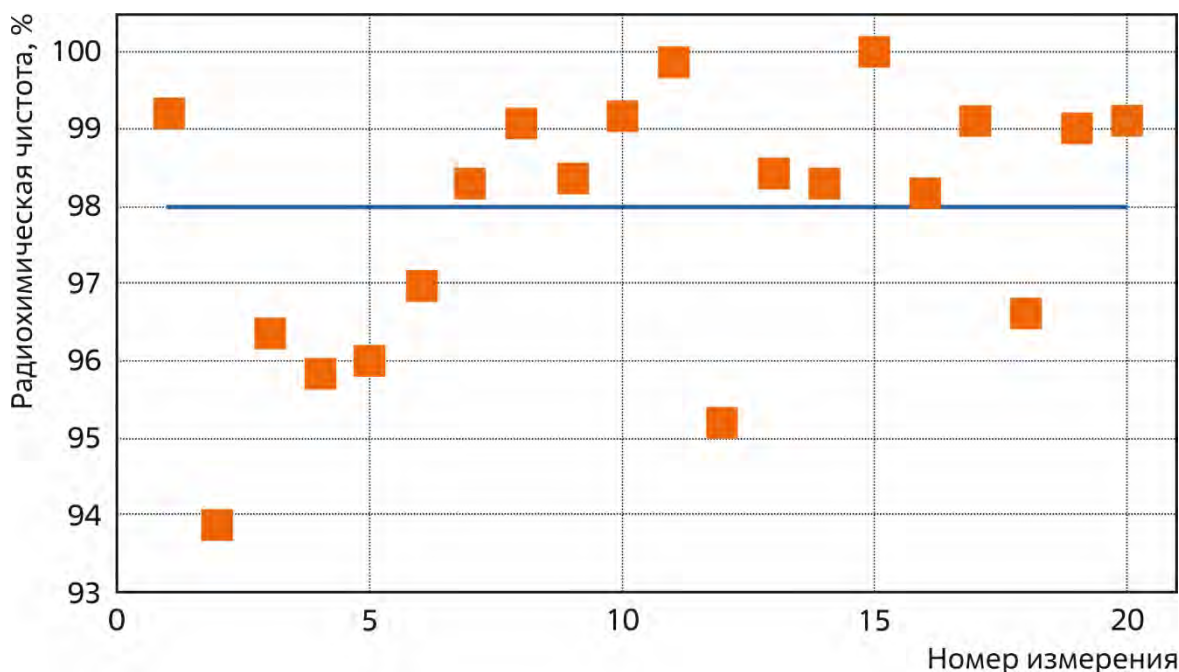


Рис. 4.23. Результаты измерений радиохимической чистоты партии препарата молибдена-99 на установке ГаммаСкан-02А

Определены метрологические характеристики сканирующих бета-установок, используемых для измерения радиохимической чистоты препаратов йода-131 и молибдена-99. Найденные значения долговременной нестабильности соответствуют паспортным значениям. При измерении хроматограмм с нанесённой активностью менее 10^5 Бк на установке ГаммаСкан-02А происходит некоторое занижение значений по причине нелинейности в области малой активности. Полученные результаты будут использованы для разработки методики калибровки сканирующих бета-установок.

Список литературы

1. Хроматография в тонких слоях / под ред. Э. Шталя. — М.: Мир, 1965. — 508 с.

2. Волынец М.П. Тонкослойная хроматография в неорганическом анализе. — М.: Наука, 1974. — 152 с.

*А.В. Гармаш, К.В. Малахова, Р.Н. Минвалиев,
Е.Ф. Павлова, З.Г. Ушакова, Ю.В. Шагако*

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ СВАРКИ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ НАРАБОТКИ УГЛЕРОДА-14

Наработку изотопа углерода-14 из стартового материала — порошка нитрида алюминия — в реакторах МИР и СМ проводят в облучательных устройствах, изготовленных из алюминиевых сплавов САВ 6 и АД31 (рис. 4.24).

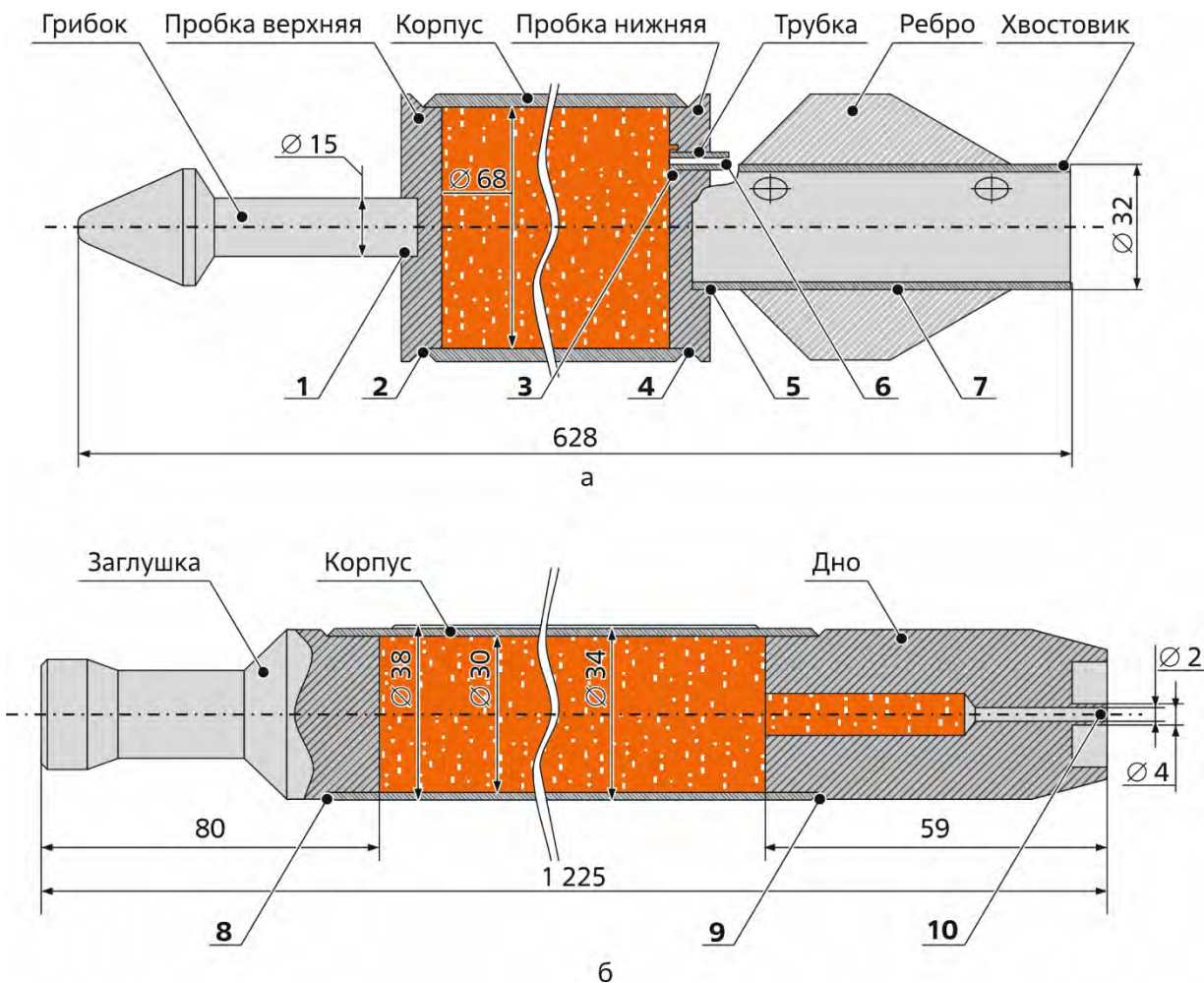


Рис. 4.24. Эскиз облучательного устройства для наработки изотопа в реакторах СМ (а) и МИР (б) с указанием номеров сварных швов

Сложность сварки этих сплавов обусловлена склонностью металла сварного шва к повышенной пористости и образованию оксидных включений (рис. 4.25) [1]. Эти дефекты снижают механические и коррозионные свойства и уменьшают работоспособность сварных конструкций.

Для разработки технологии аргодуговой сварки были изготовлены опытные образцы, повторяющие конструкцию сварных соединений. Повышали качество сварных швов несколькими технологическими приёмами: уменьшали долю участия в сварном шве сложно свариваемых сплавов, предупреждали попадание оксидной плёнки в сварочную ванну, усовершенствовали конструкцию заглушки за счёт выполнения канавки в посадочном месте, использовали в конструкции облучательного устройства узел для вывода расширяющегося газа.

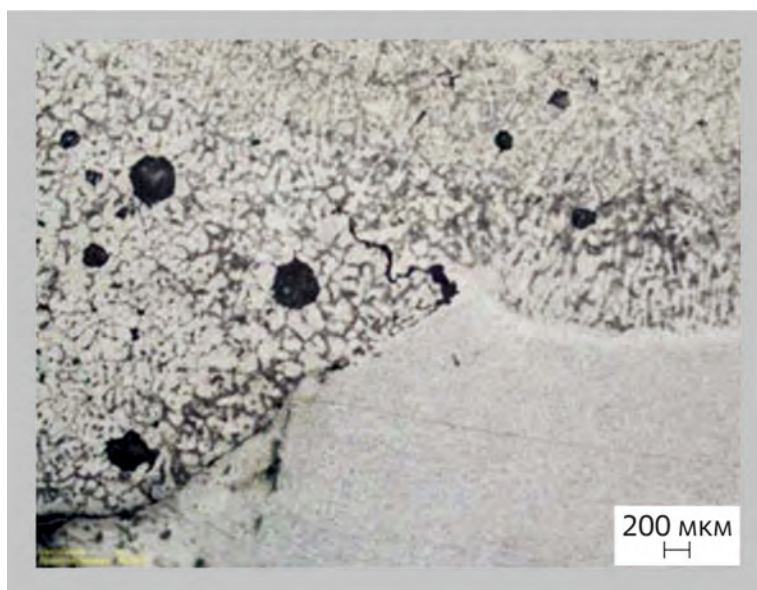


Рис. 4.25. Внешний вид дефектов в виде пор и окисных включений в сварных швах алюминиевых сплавов

Уменьшили долю участия в сварных швах сложно свариваемых сплавов САВ6 и АД31 за счёт использования комплектующих деталей из алюминиевого сплава АД1, имеющего меньшую склонность к образованию пор. Это позволило значительно повысить качество сварных соединений [2]. Разработана конструкция соединения, при которой сварной шов формируется с преобладанием сплава АД1 с требуемой сплошностью и герметичностью.

Для предупреждения попадания оксидной плёнки в сварочную ванну перед сваркой её удаляли с комплектующих деталей механическим способом и химическим травлением. Однако этот приём не позволяет полностью предотвратить попадание оксидной плёнки в сварной шов. Поэтому в стыкозамковых конструкциях герметизирующих швов 2, 4, 7, 8 (см. рис. 4.24) в посадочном месте заглушки изготавливали канавки (рис. 4.26, а). Такой технологический приём позволяет вывести оксидные плёнки, попадающие в сварной шов, в дополнительную полость в заглушке за пределы сварного шва. Проведённые исследования показали, что в сварных соединениях с глубиной канавки 1 мм количество дефектов значительно снижается и качество сварных соединений удовлетворяет требованиям нормативной документации (см. рис. 4.26, б).

Рассматриваемые облучательные устройства изготовлены из алюминиевых сплавов, имеющих высокую теплопроводность по сравнению со сталями. В процессе сварки происходит сильный разогрев как всего изделия, так и его внутреннего свободного объёма. Это приводит к повышению давления газа внутри изделия, и к моменту завершения выполнения кольцевого шва он выходит через расплавленный металл сварочной ванны, образуя газовые полости. При кристаллизации сварочной ванны в этом месте образуются поры [3]. Для снижения давления газа в процессе сварки был изготовлен технологический узел: вварена трубка в отверстие заглушки, через которую выходил

избыточный газ при сварке кольцевых швов. Заключительной операцией являлась герметизация трубки способом точечной аргонодуговой сварки швов 6 и 10 (см. рис. 4.24).

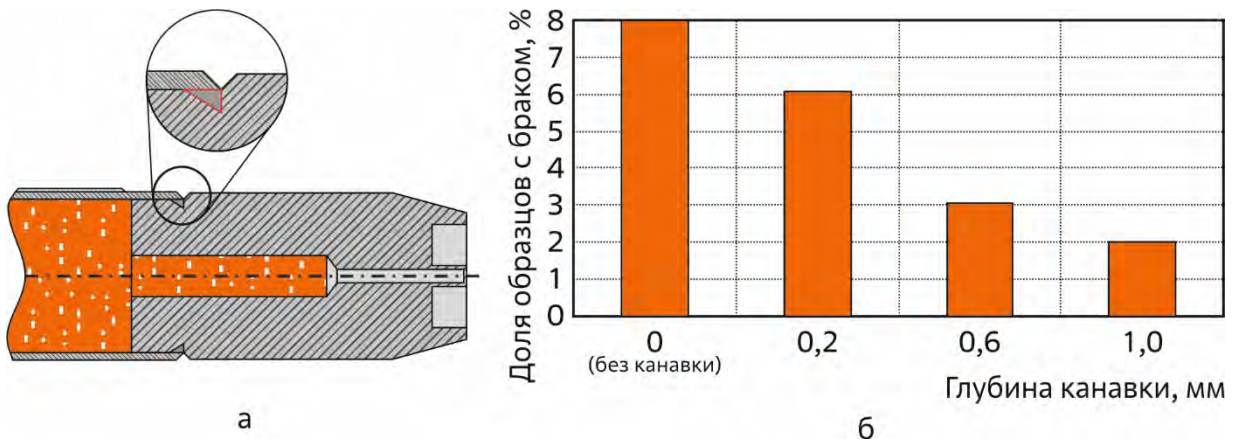


Рис. 4.26. Конструкция сварного соединения с канавкой (а) и влияние её глубины на количество дефектов (б)

По результатам визуально-измерительного, рентгенографического и металлографического контроля сварных швов дефектов не обнаружено (рис. 4.27), качество сварных швов соответствует требованиям нормативной документации.

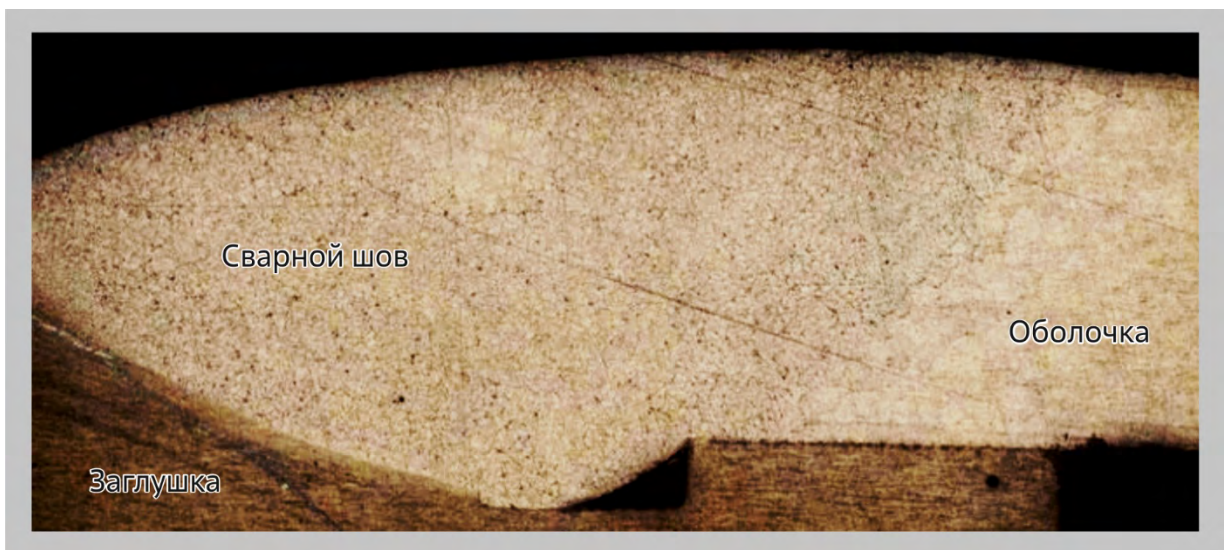


Рис. 4.27. Структура сварного шва

Разработанная технология сварки и конструкции сварных соединений были использованы при изготовлении облучательных устройств для наработки углерода-14 в реакторах СМ и МИР.

Список литературы

1. Табакин Е.М., Иванович Ю.В., Мирошниченко Г.В. и др. Определение возможности улучшения качества сварных швов ампул-накопителей, изготавливаемых из алюми-

ниевых сплавов // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2006. Вып. 2. С. 18–25. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/item/7130> (дата обращения: 08.12.2022).

2. Табакин Е.М. Снижение пористости соединений при сварке плавлением тонкостенных оболочек дисперсионно-упрочнённых оксидами сталей: диссертация на соискание учёной степени кандидата технических наук. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2008. — 167 с. — Также доступно в электронной библиотеке диссертаций DisserCat. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://www.dissercat.com/content/snizhenie-poristosti-soedinenii-pri-svarke-plavleniem-tonkostennykh-obolochek-iz-dispersionn> (дата обращения: 21.03.2023).
3. Табакин Е.М., Иванович Ю.В., Каплин А.В. Опыт применения сварки плавлением при изготовлении изделий активных зон ядерных реакторов в дистанционных условиях // Сварочное производство, 2013. № 2. С. 38–42.

Е.М. Табакин, Ю.В. Иванович, С.А. Андреев, А.В. Беляев





С целью сохранения культурного и национального наследия в городе создана и функционирует под руководством Заббарова Фаниса Хатиповича общественная организация «Димитровградская местная татарская национально-культурная автономия». На протяжении двадцати пяти лет она вносит свой вклад в поддержку и развитие татарской национальной культуры, ее традиций.



**ЯДЕРНАЯ,
РАДИАЦИОННАЯ
И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ
БЕЗОПАСНОСТЬ,
ОБРАЩЕНИЕ
С ОТРАБОТАВШИМ
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
И РАДИОАКТИВНЫМИ
ОТХОДАМИ**

5

ВВЕДЕНИЕ К РАЗДЕЛУ 5

В отчётном году проведено обоснование ядерной безопасности при обращении с ядерными делящимися материалами для различных работ, основными из которых являются производство ядерного топлива реакторной установки МБИР, обращение с отходами производства молибдена-99, транспортирование отработавшего ядерного топлива и подготовка отходов материаловедческих исследований отработавшего ядерного топлива к длительному хранению. Анализ обеспечения требований ядерной безопасности для нормальных условий и постулируемых аварийных ситуаций показал безопасность их проведения и позволил установить количественные и геометрические ограничения.

Обоснование радиационной безопасности технического перевооружения комплекса для производства топлива реакторной установки МБИР потребовало как разработки методологии анализа радиационной безопасности объектов ядерного топливного цикла, так и проведения расчётов доз облучения населения и персонала во время процесса перевооружения и дальнейшей эксплуатации. Другим важным направлением работ являлось обоснование радиационной безопасности нового участка по производству радия-223 в цепочке радиационно-защитных боксов, которое позволило верифицировать применяемую методологию расчётов на основе результатов радиационных испытаний. В ходе проведённых исследований также уточнены результаты расчётов радиационных последствий проектных и запроектных аварий на реакторных установках и обоснованы эксплуатационные пределы и пределы безопасной эксплуатации, исследованы особенности выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду при эксплуатации бассейновых реакторных установок, проведены расчётные оценки состояния радиационной безопасности населения от основных дозообразующих радионуклидов с применением фрактальной модели распределения изотопов в поверхностных слоях почвы.

Разработана и введена в эксплуатацию система радиационного контроля промышленной ливневой канализации и атмосферных осадков. Уникальность системы определяется энергонезависимостью постов радиационного контроля за счёт использования солнечной энергии, применением передачи данных по радиоканалу, наличием собственного устройства сбора и обработки информации с блоков детектирования, а также собственного программного обеспечения по управлению данным устройством.

В рамках работ по усовершенствованию системы обращения с радиоактивными отходами в институте подготовлены рекомендации для создания опытной установки переработки жидких радиоактивных отходов с получением кондиционированных отходов.

Осуществлён информационный обмен в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок, эксплуатируемых двадцатью двумя предприятиями пяти государств СНГ, и анализ отклонений от их нормальной эксплуатации.

В целом состояние ядерной, радиационной и экологической безопасности объектов АО «ГНЦ НИИАР» в отчётном году можно считать удовлетворительным и соответствующим требованиям нормативно-правовой документации.

В.В. Серебряков

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ В ПОДРАЗДЕЛЕНИЯХ ИНСТИТУТА В 2022 ГОДУ

В отчётном году расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности при обращении с ядерными делящимися материалами был выполнен для таких направлений деятельности института, как:

- ◆ производство ядерного топлива для реакторной установки МБИР;
- ◆ обращение с отходами от производства молибдена-99;
- ◆ транспортирование отработавшего ядерного топлива;
- ◆ подготовка отходов материаловедческих исследований отработавшего ядерного топлива к длительному хранению в службе-комплексе по обращению с радиоактивными отходами;
- ◆ временное хранение экспериментальных твэлов исследовательских реакторов;
- ◆ переупаковка ядерных делящихся материалов.

Анализ ядерной безопасности выполнен в полном соответствии с нормативными документами как для нормальных условий эксплуатации, так и для постулируемых аварийных ситуаций. Для анализа использовали результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов, которые были получены с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A. Доказана и обоснована безопасность проведения работ с ядерными делящимися материалами и установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности.

Большой объём работ был связан с разработкой проекта по производству смешанного ураноплутониевого оксидного ядерного топлива (МОКС-топлива) для строящегося реактора МБИР с повышенным по сравнению с топливом энергетических БН-реакторов содержанием плутония. Планируемое техническое перевооружение действующего производства ядерного топлива предусматривает разработку нового оборудования для модернизации существующих и создания новых участков и охватывает полный цикл производства, включающий в себя изготовление топливной композиции — гранулята МОКС-топлива, его подготовку к загрузке в твэлы, изготовление твэлов и ТВС. Также планируется модернизация временных хранилищ ядерных делящихся материалов. В них осуществляется хранение исходной продукции, необходимой для изготовления твэлов, гранулята и готовых изделий в виде твэлов и ТВС. Для каждого из перечисленных этапов изготовления ядерного топлива, а также для хранилищ ядерных материалов необходимо было провести детальный анализ и расчётное обоснование ядерной безопасности. Дополнительная сложность заключалась в том, что анализ ядерной безопасности приходилось вести в итерационном режиме, поскольку геометрические и технологические характеристики оборудования в процессе проектирования менялись. В результате выполненных работ подготовлено восемнадцать томов проектной документации с обоснованием ядерной безопасности всех ядерно опасных участков, которые будут задействованы в производстве МОКС-топлива.

Топливная композиция для загрузки в твэл будет состоять из двух компонентов: гранулята в виде смеси оксидов урана и плутония и перекристаллизованного диоксида плутония. Оба компонента получают в хлораторе-электролизёре в виде катодного или донного осадка методом электрохимической и пирохимической перекристаллизации. Методической особенностью анализа ядерной безопасности двух процессов является исследование каждого этапа получения осадков: загрузки исходных ядерных делящихся

материалов, их растворения в расплаве солей, образования катодного или донного осадка, осаждения топливной композиции на катод.

В ходе перевооружения модернизируется процесс измельчения катодного осадка. Процесс, ранее проводимый на двух разных установках в два этапа (предварительное дробление и последующее измельчение), будет происходить внутри одной установки. Её расчётную модель задавали максимально приближенной к реальной геометрии. В ходе проведения анализа безопасности ядерные делящиеся материалы концентрировали в отдельных зонах расчётной модели, соответствующих местам скопления в реальной установке: в загрузочном и приёмных контейнерах и ступенях измельчения. Поочередно в каждой зоне задавали весь объём ядерных делящихся материалов, загружаемый в установку. Расчёты зависимости от их массы и плотности замедлителя нейтронов (воды) внутри и вне установки показали, что максимальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов достигается при размещении всего делящегося материала в одной из секций дробления, когда установка расположена в воде и заполнена водой плотностью 1 г/см^3 .

Для участков, где проводят отмывку и сушку гранулята в виде диоксида плутония, разработано отдельное оборудование. Отмывка гранулята от захваченных солей происходит в аппарате сложной геометрии. С позиции консервативного подхода его моделировали в виде шара. В ходе выполнения анализа ядерной безопасности исследовали

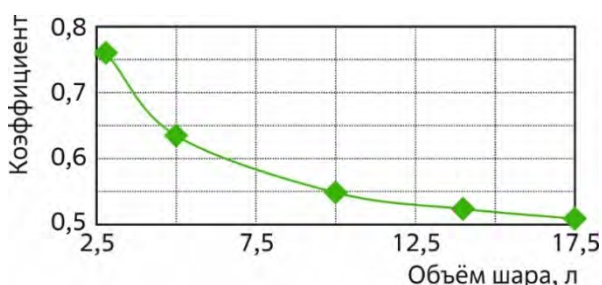


Рис. 5.1. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в зависимости от объёма шара

зависимость коэффициента от объёма шара, заполненного гомогенной смесью гранулята и воды (рис. 5.1).

Сушку гранулята проводят в печи при высокой температуре в вакууме. В ходе анализа ядерной безопасности исследовали влияние на коэффициент размножения частичного и полного заполнения контейнера гранулятом различной плотности. Затем проводили расчёты контейнера с гранулятом, установленного в печь, которую задавали в виде вложенных друг

в друга полых цилиндров (труб) равной высоты, моделирующих её составные части: внешний корпус, теплоизоляцию, нагреватель, внутренний корпус, кожух. Внутри по центру задавали контейнер с ядерными делящимися материалами.

После очистки от солей гранулят фракционируют в классификаторе. Проходя через набор сит, он разделяется на несколько фракций, отличных по размеру частиц. Поскольку равномерность распределения ядерных делящихся материалов между ситами величина не постоянная, рассматривали различные варианты их размещения в установке: одним, двумя или более слоями на одном или нескольких ситах. Результаты расчётов показали, что наибольшее значение коэффициента размножения достигается, когда гранулят равномерно распределён по всем ситам.

Техническое перевооружение предполагает модернизацию существующего производства тепловыделяющих элементов и сборок, а также создание дополнительного. Основную сложность при анализе ядерной безопасности представляло то, что на участках одновременно может находиться и перемещаться большое количество упаковок с ядерными делящимися материалами. Упаковки могут находиться на тележках, поддонах в оборудовании и на выделенных местах столешницы. Требовалось рассмотреть разнообразные варианты совместного размещения упаковок и оборудования. Первоначально анализировали размножающие свойства отдельных систем. Далее рассматривали различные

варианты, моделирующие сближение этих систем в процессе работ. На последнем этапе учитывали транспортирование через сложные системы отдельных упаковок или изделий. По результатам расчётов были установлены ограничения на геометрию размещения и максимальное количество упаковок, расположенных на участке.

При изготовлении ТВС твэлы из двух магазинов в автоматическом режиме собирают в пучок. Далее пучок загружают в чехол ТВС. Установку сборки в расчётах моделировали в виде системы (рис. 5.2), состоящей из двух магазинов с твэлами и одной тепловыделяющей сборки, расположенных вплотную друг к другу (консервативный подход).

В ходе модернизации во временных хранилищах ядерного топлива запланирована замена части существующих и установка дополнительных стеллажей для всей номенклатуры размещаемых в хранилище ядерных делящихся материалов, необходимых для производства топлива реактора МБИР. На стеллажах будут располагать упаковки различного объёма и геометрии. Анализ ядерной безопасности в данном случае проводили в несколько этапов. На первом этапе определяли тип и параметры ядерных делящихся материалов в упаковке, при которых эффективный коэффициент размножения нейтронов достигает максимальных значений. Далее данной упаковкой полностью заполняли стеллаж и определяли зависимость от плотности замедлителя нейтронов (воды) внутри и между упаковками. Поскольку в хранилище могут присутствовать люди, то расчёты проводили с учётом отражателя из воды. Рассматривали аварийные ситуации, связанные с ошибочной постановкой дополнительного контейнера на полку стеллажа, падением упаковки при транспортировании и просыпанием её содержимого рядом со стеллажом. На последнем этапе рассматривали совместное размещение стеллажей в хранилище.

Также за отчётный год было выполнено несколько других, менее объёмных, но значимых с точки зрения ядерной безопасности, работ. В частности, был проведён анализ ядерной безопасности при обращении с контейнерами изменённой геометрии, содержащими отходы от производства молибдена-99. Обоснована безопасность транспортирования облучённых ТВС реакторной установки МИР в переносной ячейке по бассейну выдержки центрального хранилища и транспортирование упаковочных комплектов с МОКС-топливом на временное хранение. Также была обоснована ядерная безопасность технологических операций на создаваемом участке по загрузке пеналов ядерными делящимися материалами с их последующей герметизацией.

А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фраз

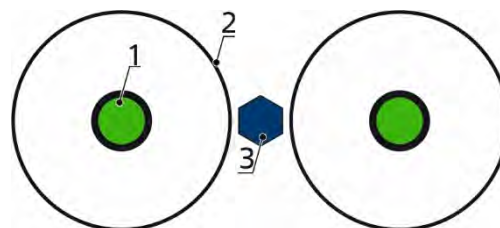


Рис. 5.2. Поперечное сечение расчётной модели системы:
1 — направляющий канал; 2 — магазин с твэлами; 3 — тепловыделяющая сборка реактора МБИР

ОБРАЩЕНИЕ С ЯДЕРНЫМИ ДЕЛЯЩИМИСЯ МАТЕРИАЛАМИ НА РЕМОНТНО-ЗАГРУЗОЧНОМ УЧАСТКЕ КОМПЛЕКСА ПО ПРОИЗВОДСТВУ ТОПЛИВА РЕАКТОРА МБИР

Топливо для сооружаемой реакторной установки МБИР планируют производить в институте. По требованиям нормативных документов в области использования атомной

энергии при проектировании производства ядерного топлива должен быть выполнен анализ и обоснование ядерной безопасности. Существуют методические особенности анализа ядерной безопасности ремонтно-загрузочного участка, расположенного на производственной площадке по изготовлению ядерного топлива реакторной установки МБИР. На участке выполняют множество технологических операций, в ходе которых образуются системы из различного конструктивно не закреплённого оборудования, содержащего различные типы ядерных делящихся материалов, которые должны быть проанализированы с точки зрения ядерной безопасности. Участок состоит из нескольких боксов: приёмного, ремонтного, перегрузочного, ремонтно-загрузочного и бокса мойки, в которые поступают упаковки с различными ядерными делящимися материалами, слитки солевого плава, а также технологическое оборудование.

Основным критерием подтверждения обеспечения ядерной безопасности является не превышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов значений 0,95 в нормальных условиях эксплуатации и 0,98 при постулируемых аварийных ситуациях (смещение изделий со своих штатных позиций, возможное затопление участка водой, просыпание ядерных материалов из упаковок на столешницу, превышение нормы загрузки в опасный тип оборудования). Были детально проанализированы технологические операции, проводимые на рассматриваемом участке. Для каждого типа ядерных делящихся материалов определены безопасные параметры: объём, масса, диаметр бесконечно длинного цилиндра, толщина бесконечно протяжённой пластины. Исходя из данных параметров и требований нормативных документов по ядерной безопасности всё оборудование разделили на два типа по отношению к ядерным делящимся материалам, которые в него загружаются: опасное и безопасное.

При проведении анализа ядерной безопасности были использованы результаты расчётов значений коэффициента размножения нейтронов, полученные с помощью аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A. Анализ выполнен для нормальных условий эксплуатации и постулируемых аварийных ситуаций в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов. При моделировании оборудования и технологических операций применяли консервативный подход, заведомо приводящий к завышенным значениям коэффициента. Поскольку радиационно-защитные боксы на участке являются перчаточными и персонал контактирует с оборудованием и упаковками, содержащими ядерные делящиеся материалы, то в расчётных моделях задавали плотно прилегающий отражатель из воды.

Основными технологическими операциями на ремонтно-загрузочном участке являются транзит упаковок с ядерными делящимися материалами на соседние участки, колка слитков солей, подготовка катодного осадка к дроблению, зачистка оборудования и контейнеров от ядерных делящихся материалов. Ниже приведены методические особенности анализа ядерной безопасности некоторых операций.

На исследуемом участке выполняют зачистку ловушки-холодильника от накопившихся в ней возгонов солей — смеси солей и гранулята, которые образуются в результате работы хлоратора-электролизёра: их извлекают на поддон, затем ссыпают в пакет объёмом не более 2,5 л. Пакет с возгонами не имеет определенной формы, поэтому в расчётах его задавали в форме сферы, поскольку данный вариант геометрии приводит к наибольшим значениям эффективного коэффициента размножения нейтронов. Поддон с ядерными делящимися материалами консервативно моделировали прямоугольным параллелепипедом в виде бесконечного слоя, у которого на трёх боковых поверхностях задано условие зеркального отражения нейтронов. Для анализа ядерной безопасности была смоделирована система (рис. 5.3), состоящая из бесконечного слоя (модель поддона) и одной сферы (модель пакета с возгонами). Внутри слоя и сферы консервативно задавали смесь оксидов

урана и плутония (МОКС-топливо) без учёта солей. Толщину слоя выбирали равной безопасному значению — 38 мм бесконечно протяжённой пластины, состоящей из МОКС-топлива теоретической плотности 11,16 г/см³. Массу топлива в сфере выбирали из предположения, что ловушка-холодильник будет максимально заполнена ядерными делящимися материалами.

Расчёты системы проводили в зависимости от среды (воздух, вода), а также плотности замедлителя нейтронов (воды) внутри и вне элементов системы. Значения эффективного коэффициента размножения нейтронов для технологической операции по зачистке ловушки-холодильника от возгонов солей не превысили допустимых величин, установленных нормативными документами в области ядерной безопасности. По результатам расчётного анализа для данной операции было установлено ограничение: высота поддона, на котором может производиться зачистка, не должна превышать 38 мм.

Была проанализирована операция по очистке сит классификатора от ядерных делящихся материалов, которые остались после рассева гранулята на фракции. Данную технологическую операцию выполняют, если на ситах накапливается 300 г ядерных делящихся материалов, однако в расчётах предполагали накопление в два раза большей массы — 600 г, что учитывает возможные ошибки персонала. Ядерные делящиеся материалы, счищенные с сит, располагаются на поддоне и могут принять любую форму. Предполагали, что в этом случае они имеют наиболее консервативную геометрию (сферу), в отличие от удалённых из ловушки-холодильника (слой), поскольку их масса существенно меньше. Чтобы определить объём сферы, при которой достигаются максимальные значения коэффициента, был проведён расчёт в зависимости от её объёма (рис. 5.4), который показал, что при любом объёме сферы значения коэффициента не превысят допустимых, а максимальное значение достигается при объёме 8 л.

Ядерные делящиеся материалы, которые счистили с сит, пересыпают в контейнер. Для анализа ядерной безопасности этой операции была рассмотрена система, состоящая из контейнера и сферы, расположенных вплотную друг к другу. В расчётах консервативно предполагали, что контейнер полностью заполнен ядерными делящимися материалами массой 12 кг, а сфера, содержащая ядерные делящиеся материалы массой 600 г, имеет объём 8 л, при котором эффективный коэффициент размножения нейтронов достигает максимального значения (см. рис. 5.4).

По результатам расчётов системы, моделирующей пересыпание ядерных делящихся материалов в контейнер, значение коэффициента во всех случаях не превысило допустимое. Таким образом, операция по очистке сит классификатора является безопасной даже в случае, когда на них скопится более 300 г ядерных делящихся материалов.

На ремонтно-загрузочном участке присутствуют фильтры вытяжной вентиляции и контейнеры, предназначенные для смёток и сбора просыпей. Перечисленное оборудование располагается в штатных позициях с расстоянием «в свету»⁷³ более 300 мм до оборудования, содержащего ядерные делящиеся материалы. Однако контейнер / фильтр по ошибке персонала или в случае аварийных ситуаций может оказаться вплотную к оборудованию. Следовательно, необходимо рассмотреть такую систему. Исходя из того, что



Рис.5.3. Поперечное сечение расчётной модели системы, состоящей из бесконечного слоя (1) толщиной 38 мм (модель поддона) и сферы (2) диаметром 168 мм (модель пакета)

⁷³ Расстояние «в свету» — наименьшее расстояние между двумя наружными поверхностями объектов. — Прим. авт.

на участке проводят операции с различными типами ядерных делящихся материалов (соли, гранулят, диоксид плутония, катодный осадок), то каждый из них может накапливаться на фильтре или быть помещён в качестве смётки или просыпи внутрь контейнера. Из всех перечисленных типов ядерных делящихся материалов к наибольшим значениям эффективного коэффициента размножения нейтронов приводит диоксид плутония, поэтому консервативно внутри фильтра и контейнера задавали именно его. Поскольку в расчётах рассматривается нарушение геометрии размещения оборудования, то расчётный анализ должен быть проведён в нормальных условиях, при которых внутри и вне оборудования — воздушная среда, чтобы не произошло наложение двух аварийных событий одновременно. Рассматривали несколько систем, когда контейнер со смётками или фильтр располагаются вплотную к системам, моделирующим пересыпание солей в полиэтиленовый пакет или гранулята после зачистки сит в контейнер, или к одиночному контейнеру, транспортируемому через участок. Наибольшие значения коэффициента достигаются, когда вплотную к системам располагается контейнер со смётками. По результатам расчётов доказано, что при ошибочном размещении фильтра или контейнера со смётками вплотную к оборудованию ремонтно-загрузочного участка коэффициент размножения находится в допустимых пределах. Таким образом, дополнительные ограничения на геометрию размещения оборудования не требуются.

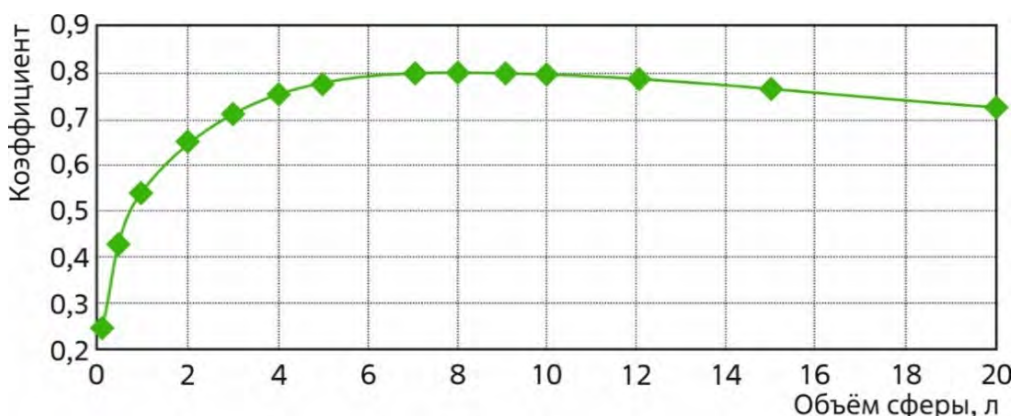


Рис. 5.4. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в зависимости от объёма для расположенной в воде одиночной сферы, заполненной гомогенной смесью воды и ядерных делящихся материалов

Был выполнен анализ и обоснование ядерной безопасности технологических операций, проводимых на ремонтно-загрузочном участке. Разработаны расчётные модели оборудования, в котором могут содержаться ядерные делящиеся материалы. Установлены ограничения по параметрам ядерной безопасности, а также предложены способы их обеспечения. Установленные ограничения обеспечивают не превышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов значения 0,95 при нормальных условиях эксплуатации и 0,98 в рассмотренных аварийных ситуациях. Методические подходы, реализованные в ходе анализа ядерной безопасности ремонтно-загрузочного участка, применимы и для других работ со схожей тематикой.

А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фраз

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕГЕНЕРАЦИИ СОЛЕЙ ЭЛЕКТРОЛИТИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА ТОПЛИВА

Для обеспечения топливом сооружаемой реакторной установки МБИР [1] на площадке института реализуется проект по техническому перевооружению топливного комплекса, где также будет создан участок регенерации солей. Слитки солей электролитов образуются в процессе электрохимической перекристаллизации или пирохимической переработки исходных ядерных материалов. Регенерация заключается в максимально возможном извлечении оставшихся в солях ядерных материалов методами электрохимической и объёмной перекристаллизации для последующего повторного использования.

Для регенерации соли загружают в хлоратор-электролизёр, добавляют диоксид урана до нужного соотношения диоксидов урана и плутония в расплаве солей и проводят электрохимическое осаждение на катод оксидов урана и плутония. В результате образуется катодный осадок для производства гранулята МОКС-топлива. Методические особенности проведения анализа ядерной безопасности хлоратора-электролизёра приведены в работе [2]. Катодный осадок измельчают, отмывают от захваченных солей, проводят высокотемпературную вакуумную обработку от летучих примесей, рассев на разные фракции и смешивание их в определенных пропорциях, а также другие технологические операции, для каждой из которых проведены анализ и обоснование ядерной безопасности. Все расчёты выполнены с помощью аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A [3]. Анализ выполнен в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов. В качестве примера приведены методические особенности анализа ядерной безопасности ряда технологических операций.

Для анализа ядерной безопасности операции дробления катодного осадка рассмотрены три системы (рис. 5.5), моделирующие:

- 1) пересыпание катодного осадка из контейнера в ступу;
- 2) дробление катодного осадка в ступе;
- 3) пересыпание раздробленного катодного осадка в контейнер.

Дробление катодного осадка происходит частями по 4 кг, но при проведении расчётов контейнер и ступу полностью заполняли катодным осадком максимальной плотности 8 г/см^3 (консервативный подход): 45 кг осадка находилось в ступе, 14 кг — в контейнере. Расчёты перечисленных систем проводили для различной комбинации среды [4] внутри и вне контейнера и ступы.



Рис. 5.5. Продольное сечение расчётных моделей систем: 1 — контейнер для катодного осадка диаметром 210 мм и высотой 407 мм; 2 — катодный осадок диаметром 185 мм; 3 — ступа диаметром и высотой 200 мм; 4 — контейнер с раздробленным катодным осадком диаметром 150 мм и высотой 179 мм

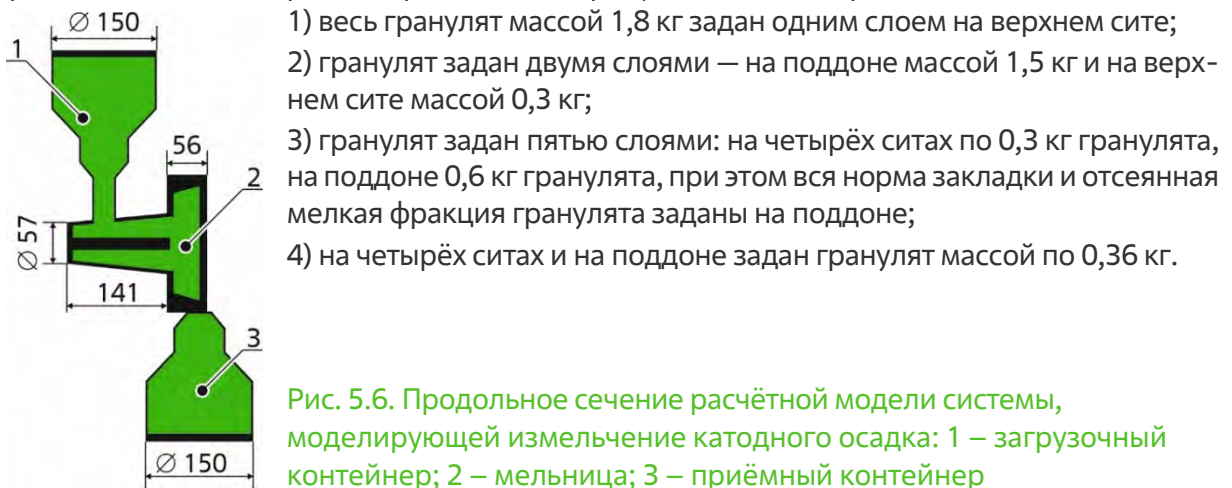
Значения эффективного коэффициента размножения нейтронов при увеличении шага между контейнером и ступой в системах 1 и 3 уменьшаются, максимальные значения достигаются при их расположении вплотную друг к другу.

При проведении анализа ядерной безопасности измельчения гранулята в мельнице была смоделирована система, которая максимально приближена к реальной геометрии,

но с позиции консервативного подхода мельницу и пристыкованные к ней загрузочный и приёмный контейнеры полностью заполняли катодным осадком и гранулятом соответственно (рис. 5.6).

Для проведения высокотемпературной вакуумной обработки гранулят загружают в контейнер и помещают в печь. Для контейнера были проведены расчёты в зависимости от массы гранулята в нём при заполнении водой и расположении его в воде (рис 5.7). Дальнейшие расчёты систем, где присутствует контейнер, проводили при его заполнении гранулятом массой 31,8 кг, когда эффективный коэффициент размножения нейтронов достигает максимального значения (согласно технологическому процессу допустимая масса загрузки составляет не более 10 кг).

Рассев гранулята на разные фракции осуществляют в просеивающей машине, внутри которой расположено пять сит. Каждое из них имеет разный размер ячеек. Просеивающая машина относится к оборудованию опасного типа. Для неё установлены норма загрузки — 1,5 кг, и норма закладки — 0,3 кг гранулята. Для анализа ядерной безопасности рассматривали несколько вариантов размещения гранулята на ситах просеивающей машины:



В соответствии с методическими особенностями анализа ядерной безопасности проведены расчёты каждой единицы оборудования проектируемого участка регенерации, установлены ограничения по параметрам и определены организационно-технические меры для её обеспечения. Расчётными исследованиями проанализированы такие аварийные ситуации, как прекращение подачи внешнего электроснабжения, падение упаковок и просыпание их содержимого, пожар, заполнение боксов и оборудования замедлителем нейтронов (водой) различной плотности, двойная загрузка ядерных делящихся материалов в опасное оборудование, нарушение периодичности зачистки, промывки и замены оборудования.

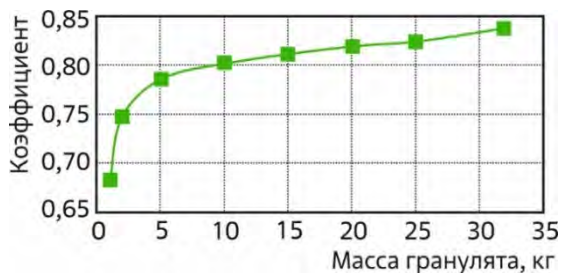


Рис. 5.7. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов для одиночного контейнера, расположенного в воде и заполненного гомогенной смесью гранулята и воды, в зависимости от массы гранулята

По результатам нейтронно-физических расчётов доказано, что ядерная безопасность во время проведения технологических операций по получению гранулята из отработанных солей электролита на проектируемом участке регенерации при соблюдении установленных ограничений обеспечивается как в нормальных условиях, так и в аварийных ситуациях. Наложённые ограничения не препятствуют ведению планируемого технологического процесса. Результаты расчётов подтверждают выполнение нормативных требований обеспечения ядерной безопасности для спроектированного оборудования участка регенерации солей электролитического производства топлива реактора МБИР.

Список литературы

1. Драгунов Ю.Г., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В. и др. Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) — инновационный инструмент для развития ядерных энерготехнологий // Атомная энергия, 2012. Т. 113, вып. 1. С. 25–28.
2. Фрааз Е.С., Акимов А.В., Малков А.П., Самохвалов Р.В. Анализ ядерной безопасности при отработке технологии изготовления топлива реактора МБИР // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2022. Вып.1. С. 59–69. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/6485> (дата обращения: 14.01.2023). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=47666367&selid=47666376>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47666376> (дата обращения: 14.01.2023).
3. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCU DAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып. 3. С. 50–55.
4. НП-063-05. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2005. — 22 с.

А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фрааз

МЕТОДОЛОГИЯ АНАЛИЗА РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Начаты работы по разработке проектной документации в рамках технического перевооружения топливного комплекса по производству тепловыделяющих сборок для реакторной установки МБИР. Выполнены расчётные оценки облучения персонала и населения для количественного подтверждения радиационной безопасности проекта основным положениям и принципам. Расчёт выбросов при аварийных ситуациях на объектах ядерного топливного цикла включал идентификацию аварийных условий, определение постулируемых исходных событий и их потенциальное сочетание, оценку последствий события

и оценку приемлемости исходных событий. В соответствии с нормативным документом [1] основной целью обеспечения безопасности объекта ядерного топливного цикла является защита персонала, населения и окружающей среды от его радиационного воздействия. Объект удовлетворяет требованиям безопасности, если его радиационное воздействие при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии, не приводит к превышению установленных пределов доз облучения, нормативов выбросов и сбросов радиоактивных веществ и их содержания в окружающей среде, а также ограничивает это воздействие при запроектных авариях. Анализ радиационной безопасности топливного комплекса при проектных авариях использовался для классификации её систем и элементов по безопасности, дифференциации предъявляемых к ним требований по качеству и надёжности.

Основными ядерными материалами при производстве топлива для реакторной установки МБИР служат уран и плутоний, факторы опасности при работах с которыми являются следствием их физических, химических и радиологических свойств и включают риск загрязнения, радиационного облучения, пожара и ядерных аварий. Оценка радиационного воздействия на персонал и население при проектных авариях проводили для ингаляционного пути воздействия как наиболее представительного [2–4]. Для этого сравнивали рассчитанное значение выброса ядерных материалов при авариях с установленными контрольными уровнями поступления альфа-аэрозолей в организованный источник вентиляционной системы института — высотную трубу. Расчёт выброса в воздух объекта, спецвентиляцию и высотную трубу проводили с использованием линейного пятифакторного уравнения [3]

$$Source = MAR DR ARF RF LPF, \quad (5.1)$$

где *Source* — масса выброса ядерных материалов в воздух, г;

MAR (Material-at-Risk) — масса ядерных материалов, подвергающихся воздействию при аварии, г;

DR (Damage Ratio) — коэффициент повреждения барьеров глубокоэшелонированной защиты, отн. ед.;

ARF (Airborne Release Fraction) — выброс ядерных материалов в атмосферу при аварии, отн. ед.;

RF (Respirable Fraction) — респирабельная фракция ядерных материалов в атмосфере, отн. ед.;

LPF (Leakpath Factor) — коэффициент утечки, отн. ед.

Такое представление расчёта выброса в основном альфа-нуклидов широко используют при обосновании безопасности предприятий ядерного топливного цикла [3]. Такое же представление выброса активности радионуклидов реализовано в популярном программном средстве HotSpot [5], применяющемся для расчёта радиационных последствий от облака выброса при любых аварийных ситуациях. Для расчёта выброса необходимо определить вышеуказанные коэффициенты способом экспертной оценки либо экспериментальными исследованиями [6, 7]. Подобный дифференцированный анализ выброса проводили для обоснования безопасности производства изотопа молибдена-99.

Радиационные последствия и выброс ядерных материалов из высотной трубы для всех аварийных событий, произошедших в защитном оборудовании топливного комплекса, рассчитаны с учётом единичного отказа, в качестве которого принят отказ первой ступени фильтрации в герметичном оборудовании (табл. 5.1). Согласно схеме организации спецвентиляции загрязнённый воздух после инцидента попадает в коллекторный

узел с фильтровальными ячейками, эффективность очистки которых равна 99,9 %, и далее по спецвентиляции поступает в вентиляционный центр. Проходя очистку на фильтрах Петрянова⁷⁴ с эффективностью очистки 99,9 %, загрязнённый воздух выходит в атмосферу через высотную трубу. В расчётах использовали максимальные значения содержания ядерных материалов в единицах оборудования.

Таблица 5.1

Выброс ядерных материалов в атмосферу бокса / камеры и вентиляционную трубу при аварийных событиях на участке сборки и контроля твэлов

Исходное событие	Масса выброса в атмосферу бокса / камеры, г					Выброс в трубу вентиляционного центра, МБк
	50 контейнеров по 300 г гранулята	10 контейнеров по 6 000 г гранулята	НЕРА-фильтр (300 г оксида плутония)	1 твэл МБИР	Поверхностное загрязнение бокса, 0,14 г/м ²	
Повышение температуры	0,3	1,2	0,03	$5,8 \cdot 10^{-3}$	$7,1 \cdot 10^{-5}$	0,3
Взрыв вне бокса	$1,63 \cdot 10^{-3}$	$6,50 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-3}$	0,33
Дефлаграция в боксе (дозвуковое сгорание объёма)	10,2	40,8	2,55	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$	9,3
Падение с высоты менее 3 м	1,3	5,1	1,28	$2,4 \cdot 10^{-2}$	–	1,3
Ударное механическое воздействие	0,5	2,0	$5,1 \cdot 10^{-1}$	$9,6 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$	0,5
Механическое нарушение герметичности						
Разрыв перчатки бокса	–				$4,8 \cdot 10^{-5}$ (выброс в атмосферу помещения)	0,82
Остановка вентиляции на 1 ч при открытых крышках всех контейнеров (на 1 м ³ объёма)	$4,27 \cdot 10^{-4}$	$2,33 \cdot 10^{-4}$	–	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$9,52 \cdot 10^{-6}$	$5,78 \cdot 10^{-4}$

Максимальное значение выброса из вентиляционной трубы (9,3 МБк) соответствует аварийной ситуации с объёмным горением в боксе. При этой аварии наблюдается высокое значение коэффициента взвешивания респираторной фракции частиц гранулята в воздух. Основную активность в выбросе определяют изотопы плутония, доля которых составляет, %:

плутония-238.....	2	плутония-240.....	1
плутония-239.....	4	плутония-241.....	91

На америций-241 приходится 2 %. Суммарная доля активности оксидов урана составляет менее 0,01 %. Основную активность несёт бета-излучающий изотоп плутоний-241. Выброс плутония-239 в этой аварии составит $4 \cdot 10^5$ Бк, что меньше контрольного уровня, равного $6,97 \cdot 10^5$ Бк в сутки. Суммарный выброс при этой аварии только альфа-аэрозолей около 0,87 МБк не превысит контрольного уровня оперативного реагирования на поступление альфа-излучающих аэрозолей в атмосферный воздух через вентиляционную трубу, равного 5,55 МБк в сутки. Следовательно, данная аварийная ситуация не приведёт к превышению основного предела дозы облучения для населения.

⁷⁴ Фильтр Петрянова — фильтр для очистки воздуха от аэрозолей в приточной и вытяжной вентиляции атомных электростанций и радиохимических производств. Назван в честь российского учёного Игоря Васильевича Петрянова-Соколова. — Прим. ред.

Расчёты выброса альфа-излучающих нуклидов при проектных авариях проведены для всех производственных участков топливного комплекса, для которых менялись проектные основы дальнейшего использования за счёт изменения объёма и состава применяемых ядерных материалов. Результаты расчётов оформлены соответствующим отчётом и включены в проектную документацию по обоснованию радиационной безопасности. Они показывают, что система барьеров глубокоэшелонированной защиты, применяемых на участках, полностью отвечает требованиям по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения. В соответствии с нормативом [1] определены классы безопасности элементов проектируемых, сооружаемых, модернизируемых и реконструируемых участков топливного комплекса. Для систем и элементов оборудования топливного комплекса присвоен 3-й класс безопасности⁷⁵.

Список литературы

1. НП-016-05. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. [Электронный ресурс]. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293852/4293852243.htm> (дата обращения: 10.02.2023).
2. Безопасность установок ядерного топливного цикла. Конкретные требования безопасности. Серия норм безопасности МАГАТЭ № SSR-4. — Вена (Австрия): МАГАТЭ, 2018. — 171 с.
3. NUREG-1140. A Regulatory Analysis on Emergency Preparedness for Fuel Cycle and Other Radioactive Material Licensees: final report [Electronic resource]. — Available from web site of United States Nuclear Regulatory Commission. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML0620/ML062020791.pdf> (date of the application: 18.04.2023).
4. Безопасное обращение с плутонием и его хранение. Серия норм безопасности МАГАТЭ № 9. — Вена (Австрия): МАГАТЭ, 1998. — 125 с.
5. Homann S.G., Aluzzi F. HotSpot. Health Physics Code. Version 3.1. User's Guide. — Livermore, CA (USA): Lawrence Livermore National Laboratory, 2014. — 204 p.
6. NUREG-1320. Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook [Electronic resource]. — Available from web site of United States Nuclear Regulatory Commission. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML1225/ML12254A158.pdf> (date of the application: 18.04.2023).
7. DOE-HDBK-3010-94. Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities [Electronic resource]. — Available from web site of United States Nuclear Regulatory Commission. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML1307/ML13078A031.pdf> (date of the application: 18.04.2023).

П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов, Е.А. Гремячкин

⁷⁵ Класс безопасности — классификация систем и элементов безопасности объекта ядерного топливного цикла по характеру выполняемых ими функций безопасности. Установлено 4 класса безопасности оборудования, к которым относят:

- 1) элементы, отказы которых могут являться исходными событиями запроектных аварий, приводящими к облучению персонала и / или населения, выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду свыше установленных для проектных аварий пределов;
- 2) элементы, отказы которых могут являться исходными событиями, приводящими к проектным авариям;
- 3) элементы систем, важных для безопасности, не отнесённые к классам 1 и 2; содержащие радиоактивные и / или токсичные вещества, поступление которых в помещения и / или окружающую среду при отказах может превысить уровни, установленные в соответствующих нормативными документами; выполняющие функции контроля обеспечения радиационной защиты персонала и населения;
- 4) элементы нормальной эксплуатации объекта ядерного топливного цикла, не влияющие на безопасность и не отнесённые к классам безопасности 1, 2 или 3. — Прим. авт.

ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ТОПЛИВНОГО КОМПЛЕКСА В РАМКАХ ТЕХНИЧЕСКОГО ПЕРЕВООРУЖЕНИЯ

Начата разработка проектной документации в рамках технического перевооружения топливного комплекса для производства ТВС реакторной установки МБИР. Одно из направлений — обоснование радиационной безопасности как самого процесса перевооружения, так и эксплуатации объекта после его завершения. Помимо рассмотрения качественного соответствия требованиям нормативных документов [1, 2], были выполнены расчётные оценки облучения персонала и населения для количественного подтверждения радиационной безопасности проекта.

Расчёт ожидаемых эффективных доз облучения персонала, задействованного в работах по техническому перевооружению, был выполнен из предположения, что ядерные материалы в помещениях во время работ будут отсутствовать; будет проведена дезактивация помещений, боксов, камер и оборудования, что позволит избежать выхода радиоактивных аэрозолей в атмосферу помещения при механическом воздействии на конструкционные материалы; персонал при проведении работ будет использовать средства индивидуальной защиты. Максимально возможное значение мощности эквивалентной дозы в помещениях, где будут проводить работы по техническому перевооружению, будет соответствовать контрольному уровню⁷⁶ для помещений постоянного (12 мкЗв/ч) и временного (24 мкЗв/ч) пребывания персонала. Исходя из оценки затрат времени на каждый вид работ и необходимого количества персонала определено, что ожидаемая среднегодовая индивидуальная эффективная доза облучения сотрудников не превысит 4 мЗв/год, что не выше основного предела дозы для персонала группы А⁷⁷ — 20 мЗв/год [2].

Расчёт облучения персонала участков, подлежащих техническому перевооружению, после завершения работ при нормальной эксплуатации проводили из предположений, что вклад ингаляционного пути в облучение отсутствует либо пренебрежимо мал, так как выход радиоактивных аэрозолей в помещения при нормальной эксплуатации исключён; массовая доля плутония в составе ядерных материалов максимально возможная, то есть радионуклидный состав топлива наиболее радиационно опасный.

На каждом участке был выделен радиационно-защитный бокс и / или камера, в котором возможна максимальная единовременная загрузка ядерных материалов. С помощью расчётного кода MCU-FR были разработаны трёхмерные модели выбранных боксов и камер и определена ожидаемая мощность эквивалентной дозы. Из результатов расчёта для исключения переоблучения персонала была дана рекомендация о необходимости установки дополнительной биологической защиты на боксы или проведения работ по допуску к радиационно опасным работам. Оценку ожидаемой эффективной дозы облучения персонала проводили исходя из условий, что дополнительная биологическая защита не будет установлена, а персонал находится в непосредственной близости к оборудованию 50 % рабочего времени. Согласно результатам ожидаемая среднегодовая эффективная доза облучения персонала составит не более 11 мЗв/год, что не превысит основной предел дозы для персонала группы А [2].

⁷⁶ Контрольный уровень — значение контролируемой величины, устанавливаемое для оперативного радиационного контроля с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды. Является производной величиной от предельного значения контролируемой величины. — Прим. авт.

⁷⁷ Здесь и далее персонал группы А — лица, непосредственно работающие с техногенными источниками излучения. — Прим. ред.

Выброс радиоактивных аэрозолей при нормальной эксплуатации после технического перевооружения увеличится примерно на 2 %. Ожидаемая эффективная доза облучения населения на границе санитарно-защитной зоны не превысит 4,5 мкЗв/год с учётом пищевых цепочек, что соответствует основному пределу дозы для населения — 1 мЗв/год [2].

Также были рассмотрены ситуации с нарушением нормальной эксплуатации объекта после технического перевооружения. В качестве исходных событий проектных аварий были рассмотрены следующие события:

- ◆ отказы обеспечивающих систем: прекращение подачи нормального электропитания или сжатого воздуха;
- ◆ отказы установки и оборудования: утрата функции локализации или протечки, недостаточная изоляция технологических жидкостей, закупорка или обход фильтра / колонны, ложное срабатывание важного для безопасности узла (элемента), отказ конструкций;
- ◆ сбои при выполнении транспортно-технологических операций: падение опасного груза, падение тяжёлого груза на важный для безопасности узел (элемент), отказ элемента подъёмного механизма (крюка, балки, троса);
- ◆ внутренние пожары или взрывы;
- ◆ ошибки персонала: неправильная спецификация поступающих и передаваемых материалов, ошибка или бездействие оператора, ошибка или бездействие при выполнении технического обслуживания.

Из результатов оценки радиационных последствий следует, что наиболее тяжёлой проектной аварией является пожар на участке сборки и контроля твэлов. Максимально возможный выброс при этом может составить $9,3 \cdot 10^6$ Бк, а ожидаемая эффективная доза облучения населения на границе санитарно-защитной зоны — не более 1 мкЗв за первый год после аварии, что не превысит основной предел дозы для населения [2]. По сумме потенциальных последствий наиболее тяжёлой запроектной аварией является самоподдерживающаяся цепная реакция. При проведении расчётов предполагали, что она произошла в одной из радиационно-защитных камер. Ожидаемая поглощённая доза оператора камеры может достигнуть примерно 1,5 Гр, а персонала в соседних помещениях — около 0,1 Гр. Облучение населения на границе санитарно-защитной зоны за первые 10 сут составит не более 1,2 мкЗв и не превысит критериев для принятия неотложных решений на начальном этапе аварии. Введение защитных мероприятий не потребуются. Ожидаемая эффективная доза облучения населения за первый год после самоподдерживающейся цепной реакции не превысит 3,4 мкЗв, что соответствует основному пределу дозы для населения [2]. Радиационные последствия будут локализованы на территории института. Исходя из расчётов топливный комплекс для производства ТВС реакторной установки МБИР после перевооружения можно отнести ко II категории потенциальной радиационной опасности в соответствии с нормативным документом [3].

Список литературы

1. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. — 83 с.

2. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
3. МУ 2.6.5.08-2019. Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта. Методические указания. — М.: Федеральное медико-биологическое агентство, 2019. — 13 с.

*А.Н. Юсупов, С.Н. Кузьмин, Е.А. Гремячкин,
В.Д. Кизин, П.А. Михайлов, А.И. Губкина*

АНАЛИЗ ЗАЩИТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ЦЕПОЧКИ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ БОКСОВ ОРГАНИЗУЕМОГО УЧАСТКА ПО ПРОИЗВОДСТВУ РАДИЯ-223

В институте планируют организовать участок по производству радия-223 в цепочке радиационно-защитных боксов. Одним из условий ввода в эксплуатацию такого участка является расчётно-экспериментальное подтверждение эффективности статических барьеров боксов, то есть способности их конструкционных материалов экранировать гамма-излучение источника до допустимого уровня. Для этого были проведены радиационные испытания, которым предшествовали расчётные оценки с целью определения радиационной обстановки в помещении при выполнении работ по производству препарата с максимальной загрузкой бокса и проверки сплошности⁷⁸ биологической защиты боксов.

Организуемый участок по производству радия-223 разместят в цепочке из трёх радиационно-защитных боксов с манипуляторами, имеющих схожую конструкцию, в помещении постоянного пребывания персонала. Биологическая защита боксов выполнена из свинцовых кирпичей и обшита сталью как внутри, так и снаружи, для смотровой системы использовано радиационно-защитное свинцовое стекло. Технология выполнения работ на участке предполагает получение радия-223 из актиния-227. Работы внутри бокса будут проводить с раствором актиния в азотной кислоте, при этом на любом этапе выполнения вся активность актиния будет сосредоточена в одном из трёх боксов и перемещена между ними при необходимости.

Расчёт радиационной обстановки в операторском помещении проводили с помощью модуля MAVRIC расчётного кода SCALE 6.2.4 с библиотекой ядерных данных ENDF/B-VII [1], реализующего метод Монте-Карло для решения задач переноса гамма-излучения через вещество с учётом вещественного состава конструкционных материалов и трёхмерной геометрии. На основе конструкторской документации была разработана трёхмерная модель бокса. Результаты расчёта продемонстрировали, что при максимальной единовременной загрузке бокса раствором актиния будет превышен проектный уровень мощности эквивалентной дозы — 6 мкЗв/ч [2] — на поверхности

⁷⁸ Сплошность — характеристика, определяющая способность материала заполнять весь занимаемый объём без пустот и дефектов. — Прим. ред.

биологической защиты в районе расположения манипуляторов между смотровой системой и столешницей бокса.

Для проведения радиационных испытаний в качестве источника излучения был выбран раствор молибдена-99, что обусловлено его доступностью в достаточных количествах. Оценку необходимой активности радионуклида выполняли из условия равенства ожидаемой мощности эквивалентной дозы при максимальной единовременной загрузке бокса растворами актиния и молибдена. На период проведения испытаний иные работы с источниками излучения были приостановлены. Всем участникам был оформлен допуск на проведение радиационно-опасных работ в соответствии с действующими в институте инструкциями и нормативными документами. Перед началом проведения радиационных испытаний в помещении было измерено фоновое значение гамма-излучения с помощью поверенного дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М.

Результаты радиационных испытаний качественно подтвердили результаты расчёта, однако в ряде точек детектирования наблюдали существенные различия, при этом их характер менялся от точки к точке. Анализ причин расхождения результатов показал, что наиболее вероятным объяснением является наличие локального дефекта в месте стыка смотровой системы и свинцовой защиты бокса, приводящего к прямому прострелу.

Для соблюдения требований нормативных документов в области радиационной безопасности [2, 3] была дана рекомендация о необходимости установки дополнительной биологической защиты в районе расположения манипуляторов и между ними, а также по периметру смотровой системы внахлест для исключения прямого прострела. В качестве дополнительной биологической защиты было предложено использовать свинцовые листы толщиной не менее 15 мм [4].

Список литературы

1. SCALE Code System. ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3. / eds. B.T. Rearden and M.A. Jessee [Electronic resource]. — Oak Ridge, Tennessee (USA): Oak Ridge National Laboratory. — Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834, 2018. Access mode: in free access. — URL: <https://rsicc.ornl.gov/codes/ccc/ccc8/ccc-834.html> (date of the application: 18.04.2023).
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. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
4. 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, А.И. Пылаев, П.В. Балеевских,
П.С. Буткалюк, А.В. Карасёв, А.И. Губкина, П.А. Михайлов*

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

В соответствии с требованиями нормативных документов [1, 2] и замечаниями, выявленными экспертами ФБУ «НТЦ ЯРБ» в отчётах по обоснованию безопасности реакторных установок СМ и РБТ-6, были выполнены расчёты радиационных последствий дополнительных проектных и запроектных аварий. В отчёты были внесены изменения, связанные с пересмотром контрольных уровней газоаэрозольных поступлений радиоактивных веществ в атмосферу через вентиляционный центр промплощадки. В настоящее время контрольные уровни установлены отдельно для каждого радионуклида и источника выброса с учётом разрешённой квоты на облучение населения за счёт воздействия газоаэрозольных поступлений (70 мкЗв/год) при суммарном воздействии всех имеющихся на предприятии источников выброса. Данные замечания стали поводом для систематизации накопленного опыта и знаний в области радиационной безопасности исследовательских ядерных установок института с целью проверки соблюдения требований нормативных документов и устранения выявленных несоответствий.

Дополнительные расчёты для уточнения результатов радиационных последствий аварийных ситуаций проводили с помощью аттестованной программы для электронных вычислительных машин «Нострадамус». Были оценены обобщённые риски потенциального облучения, выявлено, что для всех исследовательских ядерных установок они пренебрежимо малы в сравнении с установленными граничными значениями [3]: $1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$ для населения и $2,0 \cdot 10^{-4} \text{ год}^{-1}$ для персонала, поэтому корректирующие мероприятия по их снижению не требуются. Была проведена ревизия результатов оценки радиационных рисков наиболее тяжёлых проектных и запроектных аварийных ситуаций, рассмотренных в отчётах по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок института. Для некоторых аварийных ситуаций следует провести более детальный анализ радиационного риска с целью выяснения необходимости корректирующих мероприятий, которые позволят уменьшить вероятность исходного события или увеличить количество барьеров безопасности на пути распространения радиоактивных веществ при развитии аварийной ситуации.

Проведён анализ нормативных документов федерального и отраслевого уровня. Было установлено, что некоторые положения [4] имеют более высокую консервативность по сравнению с другими [3], поэтому значения некоторых проектных пределов были пересмотрены с учётом требований нормативных документов.

Список литературы

1. НП-033-11. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии [Электронный ресурс]. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293796/4293796209.htm> (дата обращения: 02.02.2023).
2. НП-049-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии [Электронный ресурс]. Требования к содержанию отчёта по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293739/4293739676.htm> (дата обращения: 02.02.2023).

3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
4. СП ИР-03 (СанПиН 2.6.1.23-03). Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации ядерных реакторов исследовательского назначения [Электронный ресурс]. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293842/4293842085.htm> (дата обращения: 02.02.2023).

В.Д. Кизин, А.И. Губкина, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов

ОБ УСТАНОВЛЕНИИ ПРОЕКТНЫХ ПРЕДЕЛОВ РАДИАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Проектные пределы⁷⁹ подразделяют на: 1) эксплуатационные⁸⁰, 2) безопасной эксплуатации⁸¹, 3) при проектной аварии⁸², 4) предельно допустимый аварийный выброс⁸³ [1]. Для исследовательских ядерных установок устанавливаются проектные пределы по следующим радиационным параметрам [2]:

- ◆ суточные, месячные и годовые выбросы и сбросы;
- ◆ активность теплоносителя и замедлителя;
- ◆ объёмная активность в воздухе помещений исследовательских ядерных установок;
- ◆ мощность дозы внешнего облучения в помещениях постоянного пребывания персонала;
- ◆ количество радиоактивных отходов;
- ◆ производительность и эффективность очистки вентиляционных систем.

При установлении основных эксплуатационных пределов приняты условия, носящие консервативный характер и основанные на опыте эксплуатации исследовательских ядерных установок и достигнутом уровне радиационной безопасности:

- ◆ непревышение контрольного уровня облучения персонала, установленного для объектов с исследовательскими ядерными установками — 19,5 мЗв/год;
- ◆ квота на внутреннее облучение персонала — 15 %;
- ◆ непревышение административных уровней газоаэрозольных выбросов со зданий исследовательских ядерных установок института.

⁷⁹ Проектные пределы — значения параметров и характеристик состояния систем (элементов) и исследовательской ядерной установки в целом, установленные в её проекте для нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации, включая предаварийные и аварийные ситуации. — Прим. авт.

⁸⁰ Эксплуатационные пределы — значения параметров и характеристик, заданных проектом для нормальной эксплуатации исследовательской ядерной установки. — Прим. авт.

⁸¹ Пределы безопасной эксплуатации — значения параметров технологического процесса, отклонения от которых могут привести к аварии. — Прим. авт.

⁸² Пределы при проектной аварии — значения выброса радиоактивных веществ в окружающую среду, при которых последствия радиационной проектной аварии не должны приводить к облучению населения, требующему принятия любых мер по защите в начальный период радиационной аварии (понятие используется в рамках данной работы). — Прим. авт.

⁸³ Предельно допустимый аварийный выброс — значения выброса радиоактивных веществ в окружающую среду при запроектных авариях на исследовательской ядерной установке, при достижении которых с учётом наилучших погодных условий доза облучения населения на границе санитарно-защитной зоны и за её пределами не превышает значений, регламентированных в действующих нормах радиационной безопасности и требующих принятия решений о мерах защиты населения в случае аварии. — Прим. авт.

Эксплуатационные пределы рассчитаны для следующих параметров:

1. Эксплуатационный предел годовой эффективной дозы облучения персонала группы А принят равным контрольному уровню для объектов с исследовательскими ядерными установками.
2. Эксплуатационный предел мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в помещениях постоянного пребывания персонала рассчитан исходя из не превышения годовой эффективной дозы облучения персонала группы А. Мощность дозы гамма-излучения, равная 11,5 мкЗв/ч, при среднегодовой допустимой плотности потока фотонов и внешнем облучении всего тела в течение 1 700 ч/год приведёт к облучению персонала на уровне 19,5 мЗв за год. С учётом вклада внутреннего облучения с принятой квотой в 15 %, значение эксплуатационного предела мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в помещениях постоянного пребывания составляет 10 мкЗв/час. Значение характерно для всех исследовательских ядерных установок института.
3. Эксплуатационный предел объёмной активности аэрозолей в помещениях постоянного пребывания персонала рассчитан из условия не превышения годового предела эффективной дозы персонала группы А при воздействии внешнего гамма-излучения и внутреннего облучения от ингаляции радиоактивных аэрозолей и с учётом принятой квоты на внешнее и внутреннее облучение. Допустимые значения среднегодовой объёмной активности радионуклидов находятся в широком интервале [3]. При таком разбросе значений целесообразно учитывать радионуклидный состав аэрозолей в атмосфере помещений постоянного пребывания и условия проведения работ. Значение допустимой объёмной активности, при которой годовая эффективная доза персонала группы А составит 19,5 мЗв, различно для разных исследовательских установок, находится в интервале от 1 450 до 3 100 Бк/м³ и зависит от состава аэрозолей, определяющих активность в воздухе помещений. С учётом принятой квоты на внутреннее облучение персонала эксплуатационный предел объёмной активности аэрозолей в помещениях постоянного пребывания персонала для разных исследовательских ядерных установок составляет 220–460 Бк/м³.
4. Эксплуатационный предел объёмной активности йода-131 с учётом квоты на внутреннее облучение персонала группы А составит 160 Бк/м³. Данный параметр важен во время планово-предупредительных работ и возникновения разгерметизации твэлов при работе реактора на мощности. Значение характерно для всех исследовательских ядерных установок института.
5. Эксплуатационный предел активности теплоносителя является важным параметром для определения состояния работы реактора. В среде теплоносителя контролируются разные радионуклиды, характерные для конкретного типа исследовательской ядерной установки. Обоснование эксплуатационного предела активности теплоносителя проводили исходя из не превышения допустимой объёмной активности в помещениях постоянного пребывания персонала и / или эксплуатационного предела газоаэрозольных поступлений радиоактивных веществ в атмосферу из здания исследовательской ядерной установки.
6. Значения эксплуатационных пределов газоаэрозольных поступлений радиоактивных веществ в атмосферу различны для каждой исследовательской установки и равны административным уровням.

При установлении пределов безопасной эксплуатации приняты условия, носящие консервативный характер и основанные на опыте эксплуатации и достигнутом уровне радиационной безопасности:

- ◆ непревышение предела эффективной дозы облучения для персонала группы А — 50 мЗв/год;
- ◆ квота на внутреннее облучение персонала — 40 %;
- ◆ непревышение дозы облучения населения, обусловленной газоаэрозольным поступлением радиоактивных веществ в окружающую среду через вентиляционный центр института — 70 мкЗв/год (установленная для института квота);
- ◆ квота для ограничения облучения населения, учитывающая внешнее и внутреннее облучение, обусловленное в том числе поступлением радиоактивных веществ с воздухом, пищей, водой.

Пределы безопасной эксплуатации рассчитаны для следующих параметров:

1. Предел безопасной эксплуатации годовой эффективной дозы облучения персонала группы А принят равным пределу эффективной дозы облучения [3]. Принято, что при нарушении нормальной эксплуатации часть дозы, которая формируется за счёт внутреннего облучения, увеличивается до 40 %, а внешнего, соответственно, уменьшается до 60 %. Значение характерно для всех исследовательских ядерных установок института.
2. Предел безопасной эксплуатации газоаэрозольных поступлений радиоактивных веществ в атмосферу через вентиляционный центр института устанавливается исходя из условия непревышения квоты облучения населения. Расчёт проводили с учётом того, что нарушение нормальной эксплуатации приведёт к развитию наиболее опасной проектной аварии, характерной для конкретной исследовательской ядерной установки. При расчётах длительность выброса задавали равной суткам. Учитывали вклад в дозу внешнего и внутреннего облучения, в том числе и обусловленное поступлением радиоактивных веществ по пищевым цепочкам. Установлены значения пределов для инертных радиоактивных газов с периодом полураспада более 10 мин, для бета- и гамма-излучающих аэрозолей с периодом полураспада более 24 ч и для изотопа йода-131. Значения различны для разных исследовательских ядерных установок института.

Пределы для проектных аварий рассчитаны с учётом регламентируемых [3, 4] нормативов облучения персонала и населения при аварии. Индивидуальная доза облучения персонала, не превышающая установленные нормы, — 50 мЗв за аварию [4]. Для населения установлен предел при проектной аварии исходя из требования непревышения индивидуальных доз облучения населения выше 5 мЗв за первый год после аварии с учётом пищевых цепочек [4].

Предел для запроектных аварий (предел допустимого аварийного выброса) установлен исходя из предположения, что обеспечивается непревышение эффективной дозы облучения населения — 50 мЗв, при которой необходимо применение защитных мероприятий уровня Б (укрытие) [3]. Ожидаемое облучение населения рассчитывали без учёта потребления загрязнённых пищевых продуктов. Рассматриваемые пределы для проектных и запроектных аварий рассчитаны применительно к вентиляционному центру института как основному источнику поступлений радиоактивных веществ. Длительность выброса задавали кратковременной, погодные условия — наихудшими и постоянными за период выброса, радиационные факторы относили к участку с максимальной приземной концентрацией радиоактивных веществ. Расчёты проведены для факторов радиобиологического воздействия при авариях [3]: внешнего и внутреннего облучения всего тела и критических органов. Радионуклидный состав задавали в соответствии с составом вы-

броса при наиболее опасной проектной и запроектной аварии соответственно. Значения различны для разных исследовательских ядерных установок института.

Полученные результаты расчётов проектных пределов по радиационным параметрам имеют практическое применение, их результаты включены в отчёты по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок.

Список литературы

1. НП-033-11. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии [Электронный ресурс]. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293796/4293796209.htm> (дата обращения: 02.02.2023).
2. НП-049-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии [Электронный ресурс]. Требования к содержанию отчёта по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293739/4293739676.htm> (дата обращения: 02.02.2023).
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
4. СП ИР-03 (СанПиН 2.6.1.23-03). Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации ядерных реакторов исследовательского назначения [Электронный ресурс]. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293842/4293842085.htm> (дата обращения: 02.02.2023).

В.Д. Кизин, А.И. Губкина, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов

ИССЛЕДОВАНИЕ ФАКТОРОВ, ВЛИЯЮЩИХ НА ВЫХОД РАДИОАКТИВНЫХ ПРОДУКТОВ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ БАССЕЙНОВЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Особенностью реакторных установок бассейнового типа является наличие открытой поверхности теплоносителя. Предполагается, что испарение теплоносителя с поверхности бассейна — один из основных путей выхода радиоактивных продуктов в надреакторное пространство. Для снижения их поступления в окружающую среду необходимо воздействовать на влияющие на испарение теплоносителя факторы: площадь открытой поверхности испарения, температуру и скорость движения теплоносителя на поверхности бассейна, скорость потока воздуха над границей раздела между водой и воздухом и температуру и влажность вентиляционного воздуха в надреакторном пространстве.

Циркуляция радиоактивных продуктов по контуру определяется конвективным процессом переноса, связанным с направленным движением теплоносителя и свойствами конкретного радиоактивного продукта: растворимостью в теплоносителе, осаждением

на поверхностях, локализация в застойных зонах и прочим. Радиоактивные продукты выводятся из теплоносителя в результате процессов дегазации для газовых и процессов осаждения и смыва для негасовых радиоактивных продуктов, а также работы системы водоочистки и испарения теплоносителя. Сравнение их выхода при работе реакторных установок РБТ-6 и РБТ-10/2 в режиме нормальной эксплуатации показало, что при прочих практически одинаковых параметрах работы установок выход изотопов йода и других радиоактивных продуктов в реакторе РБТ-10/2 был значительно меньше. На основании этого была выдвинута гипотеза о влиянии особенностей организации циркуляции теплоносителя на поступление радиоактивных продуктов в окружающую среду. Для подтверждения либо опровержения этой гипотезы было рассмотрено влияние основных факторов с точки зрения радиационной безопасности.

Предполагается, что испарение с поверхности бассейна реакторной установки — основной путь поступления радиоактивных продуктов в вентиляционную систему при нормальном режиме работы реактора. В связи с этим был рассмотрен ряд факторов, влияющих непосредственно на скорость испарения воды:

1. *Площадь открытой поверхности испарения.* Две чашки Петри⁸⁴ были заполнены дистиллированной водой. При прочих равных условиях одна из них имела открытую поверхность испарения, а у второй на поверхности плавал объект, закрывающий примерно половину площади. Ежечасно измеряя массу воды, определили скорость испарения для обоих случаев: когда объект закрывал часть площади, скорость была в 1,5 раза меньше, чем с полностью открытой поверхностью.
2. *Температура испаряющейся воды.* Две одинаковые ёмкости были заполнены дистиллированной водой, при этом в одной из них температура воды составляла 22 °С, а в другой была увеличена до 50 °С. Ежечасно измеряя массу воды, определили скорость испарения для обоих случаев: при увеличении средней температуры воды скорость испарения выросла в 18 раз.
3. *Скорость потока воздуха над поверхностью испарения.* Две одинаковые ёмкости были заполнены дистиллированной водой. При прочих равных условиях скорость потока воздуха над поверхностью одной из ёмкостей была увеличена с 0,01 до 1,25 м/с. Ежечасно измеряя массу воды, определили скорость испарения для обоих случаев: при увеличении скорости потока воздуха скорость испарения воды выросла примерно в пять раз.

Имеется также литературное подтверждение изменения скорости испарения воды в зависимости от указанных выше факторов [1, 2].

Вторая группа рассмотренных факторов влияет на концентрацию радиоактивных продуктов в приповерхностном слое бассейна реакторной установки: чем меньше их концентрация, тем меньшее количество выйдет с испаряющимся теплоносителем в воздух надреакторного пространства:

1. *Время циркуляции теплоносителя по контуру.* Принято считать, что чем больше время циркуляции теплоносителя по контуру и его доставки до поверхности бассейна реакторной установки, тем большее количество короткоживущих радионуклидов распадет за время циркуляции. Но период полураспада у основных дозообразующих радионуклидов составляет 5,29 сут для ксенона-133, 8 сут для йода-131 и 5,27 лет

⁸⁴ Чашка Петри — прозрачный лабораторный сосуд в форме невысокого плоского цилиндра, закрываемого прозрачной крышкой. — Прим. ред.

для кобальта-60. Соответственно, при увеличении времени циркуляции на несколько минут или даже часов нельзя достоверно говорить о снижении концентрации радиоактивных продуктов в приповерхностном слое бассейна реакторной установки.

2. *Скорость движения теплоносителя вблизи поверхности бассейна.* Была выдвинута гипотеза, что при снижении скорости теплоносителя вблизи поверхности бассейна уменьшается концентрация радиоактивных продуктов. Предполагали, что их концентрация в тонком приповерхностном слое на границе раздела фаз между теплоносителем и воздухом не зависит от толщины ламинарного слоя [3]. Однако в нём практически отсутствует поток движения теплоносителя, поэтому на распределение концентрации радиоактивных продуктов влияет не направленное движение теплоносителя, а их диффузия в среде. Скорость диффузии веществ в воде является небольшой, например, коэффициент диффузии веществ в воде при 20 °С составляет 10^{-9} м²/с [4]. Также на скорость диффузии влияет температура среды: чем она ниже, тем медленнее идёт процесс [5]. Были проведены расчётные исследования влияния скорости движения теплоносителя на концентрацию радиоактивных продуктов в тонком приповерхностном слое, которые показали, что при снижении скорости теплоносителя вблизи поверхности бассейна реакторной установки увеличивается толщина ламинарного слоя и уменьшается концентрация радиоактивных продуктов в приповерхностном слое теплоносителя.

Исходя из влияния различных факторов предложены следующие методы снижения выхода радиоактивных продуктов при нормальной эксплуатации бассейновых реакторных установок:

- ◆ уменьшение скорости движения теплоносителя вблизи поверхности бассейна реакторной установки путём изменения организации движения теплоносителя по контуру;
- ◆ снижение температуры теплоносителя, например за счёт использования охлаждающих решёток вблизи поверхности бассейна реакторной установки;
- ◆ уменьшение скорости потока воздуха над поверхностью испарения.

Список литературы

1. Орвос М., Сзабо В., Пус Т. Скорость испарения со свободной поверхности нагретой жидкости // Прикладная механика и техническая физика, 2016. Т. 57, №6. С. 168–179.
2. Молчанов Б.С. Проектирование промышленной вентиляции: изд. втор. — Л.: Стройиздат, Ленинградское отделение, 1970. — 228 с.
3. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика: 2-е изд., доп. и перераб. — М.: ГИФМЛ, 1959. — 700 с.
4. Гебхарт Б., Джалурия Й., Махаджан Р., Саммакия Б. Свободноконвективные течения, тепло- и массообмен: пер. с англ. под ред. О.Г. Мартыненко: в 2 кн. Кн. 2. — М.: Мир, 1991. — 528 с.
5. Новый справочник химика и технолога. Процессы и аппараты химических технологий / под ред. Г. М. Островского: в 12 т. Т. 6, ч. 1. — С-Пб.: Профессинал, 2004. — 848 с.

В.Д. Кизин, А.И. Губкина

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ В РАЙОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ ИНСТИТУТА

Чтобы оценить опасность того или иного радиоактивного элемента для населения, необходимо, но недостаточно знать вид излучения, испускаемого данным элементом. Не менее важен и такой физический показатель, как период полураспада, а также применяемый в биологии и медицине показатель — период полувыведения, то есть время, за которое данное вещество наполовину выводится из организма. Но наиболее важен в радиационной медицине эффективный период полувыведения, то есть интегральный показатель периода полураспада и периода полувыведения [1].

Основными дозообразующими техногенными радионуклидами являются стронций-90 и цезий-137. Их геохимические особенности во многом определяются свойствами химически сходных с ними элементов, таких как калий и кальций. У стронция-90 период полураспада составляет 29,1 лет [2], период полувыведения — 18 тыс. сут, а эффективный период полувыведения — 6 400 сут. Он резорбируется в желудочно-кишечном тракте и, следуя за кальцием, накапливается в костях и костном мозге [3]. В период активной кальцификации и роста скелета, например, у детей, процесс отложения стронция в костях идёт более интенсивно. Проникающая способность бета-излучения у стронция-90 из-за ничтожно малой массы частиц значительно выше, чем у альфа-излучения, и в зависимости от энергии в воздухе составляет от 1 до 10 м. Эти частицы способны проникать через всю толщину кожи и вызывать её поражение. Радионуклид цезий-137 является бета- и гамма-излучателем. Период полураспада составляет 30 лет [2], период полувыведения и эффективного полувыведения — 80–110 сут. Цезий-137, попадая внутрь организма, проникает в кровь и равномерно распределяется по внутренним органам и мягким тканям. Примерно 80 % радионуклида находится в мышцах и не более 7 % в скелете [3]. Проникающая способность гамма-излучения цезия-137 убывает обратно пропорционально расстоянию и тем больше, чем тяжелее вещество, через которое проходят эти лучи.

Одним из основных звеньев, от которого зависит скорость распространения радионуклидов по пищевой цепи, является почва. Она может влиять не только на внешнее, но и на внутреннее облучение населения после попадания радионуклидов в организм с пищей и водой.

Изучение происходящих в окружающей среде процессов и явлений, связанных с накоплением, миграцией и распространением радионуклидов, а также разработка различных методик анализа этих процессов и проведение необходимых прогнозных расчётов является важнейшим этапом ведения радиационно-экологического мониторинга, цель которого — снижение потенциального негативного воздействия объектов атомной отрасли на окружающую среду [4].

В рамках радиационно-экологического мониторинга были проведены экспериментальные исследования радиационного состояния объектов окружающей среды на образцах почвы, отобранных в наземных экосистемах в зоне наблюдения института, на примере основных дозообразующих радионуклидов — стронция-90 и цезия-137. Вычислительный эксперимент проводили с применением усовершенствованной методики расчётной оценки распределения их изотопов в поверхностных слоях почвы, основанной на элементах теории фракталов [5]. Расчётно определены значения фрактальных характеристик поверхностных слоёв почвы в пределах зоны наблюдения, которые показали, что механизмы

распространения стронция-90 и цезия-137 в естественной среде являются трендоустойчивыми, что в предположении следования стохастической среды возникшей тенденции может обуславливать их распространение на расстояния большие, чем считалось ранее. Результаты применения данного подхода к анализу распространения долгоживущих радионуклидов в почве могут использоваться для усовершенствования радиационно-экологического контроля состояния и загрязнения окружающей среды, в том числе в интересах проживающего в районе размещения института населения.

Также результаты исследований показывают, что содержание радионуклидов в объектах внешней среды, а именно в почвенном покрове, находится на одном уровне с глобальными значениями и на несколько порядков меньше допустимых уровней, определяемых нормативными документами [2]. Средняя индивидуальная доза облучения населения, проживающего в зоне наблюдения, за счёт деятельности института составляет 0,0001 мЗв/год, эффективные дозы облучения населения не превышают установленные пределы [2]. В целом отмечается благоприятное радиозэкологическое состояние района размещения института.

Список литературы

1. Удалов Ю.Д., Тихомиров Н.Е., Шарапова Т.В., Касымова О.А. Особенности обеспечения радиационной безопасности в ФГБУ «ФНКЦР и О ФМБА России» // Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2022. Т. 67. № 3. С. 94–98.
2. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
3. Ляндзбер Р.А. Какой радиоизотоп опаснее: стронций-90 или цезий-137? — Природные ресурсы, их современное состояние, охрана, промышленное и техническое использование: материалы VIII Всероссийской научно-практической конференции, посвящённой 75-летию рыбохозяйственного образования на Камчатке, Петропавловск-Камчатский, 12–14 апреля 2017 г.: в 2 ч. / отв. за вып. Н.Г. Ключкова. Ч. 2. — Петропавловск-Камчатский: ФГБОУ ВО «Камчатский государственный технический университет», 2017. С. 105–107. — Также доступно в электронной библиотеке на официальном сайте ФГБОУ ВО «КамчатГТУ». — Режим доступа: для авторизованных пользователей. — URL: <https://lib.kstu.su/MegaPro/Web/SearchResult/ToPage/1> (дата обращения 10.10.2022).
4. Агапов А.М., Грачев В.А. Экологическая политика Госкорпорации «Росатом». — М.: Центр содействия социально-экологическим инициативам атомной отрасли, 2011. — 350 с.
5. Тузов А.А., Шарапова Т.В. Расчётные исследования распределения долгоживущих радионуклидов в почве зоны наблюдения Государственного научного центра — Научно-исследовательского института атомных реакторов // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2022. Вып. 4. С. 12–21. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/7353>. — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/contents.asp?id=50147641&selid=50147643>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=50147643> (дата обращения: 17.04.2023).

А.А. Тузов, Ю.Д. Удалов, Т.В. Шарапова

СИСТЕМА РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПРОМЫШЛЕННОЙ ЛИВНЕВОЙ КАНАЛИЗАЦИИ ПРОМПЛОЩАДКИ

Система радиационного контроля промышленной ливневой канализации была разработана, изготовлена специалистами института и запущена в опытную эксплуатацию в ноябре 2022 года. Она предназначена для радиационного контроля стоков промышленной ливневой канализации и атмосферных выпадений на площадках метеонаблюдений института, идентификации событий радиоактивного загрязнения, предоставления информации специалистам, имеющим доступ к системе, и оповещения дежурно-диспетчерского персонала для инициирования регламентных процедур, связанных с радиоактивным загрязнением.

Система радиационного контроля представляет собой трёхуровневую систему сбора данных в режиме реального времени, функционирующую круглосуточно (рис. 5.8). Первый уровень представляет собой девять постов с блоками детектирования; второй — подсистему сбора данных; третий — интегрированную систему мониторинга специализированного кризисного центра института, обеспечивающую весь необходимый сервис по обработке, хранению и предоставлению доступа к данным, включая оповещение.

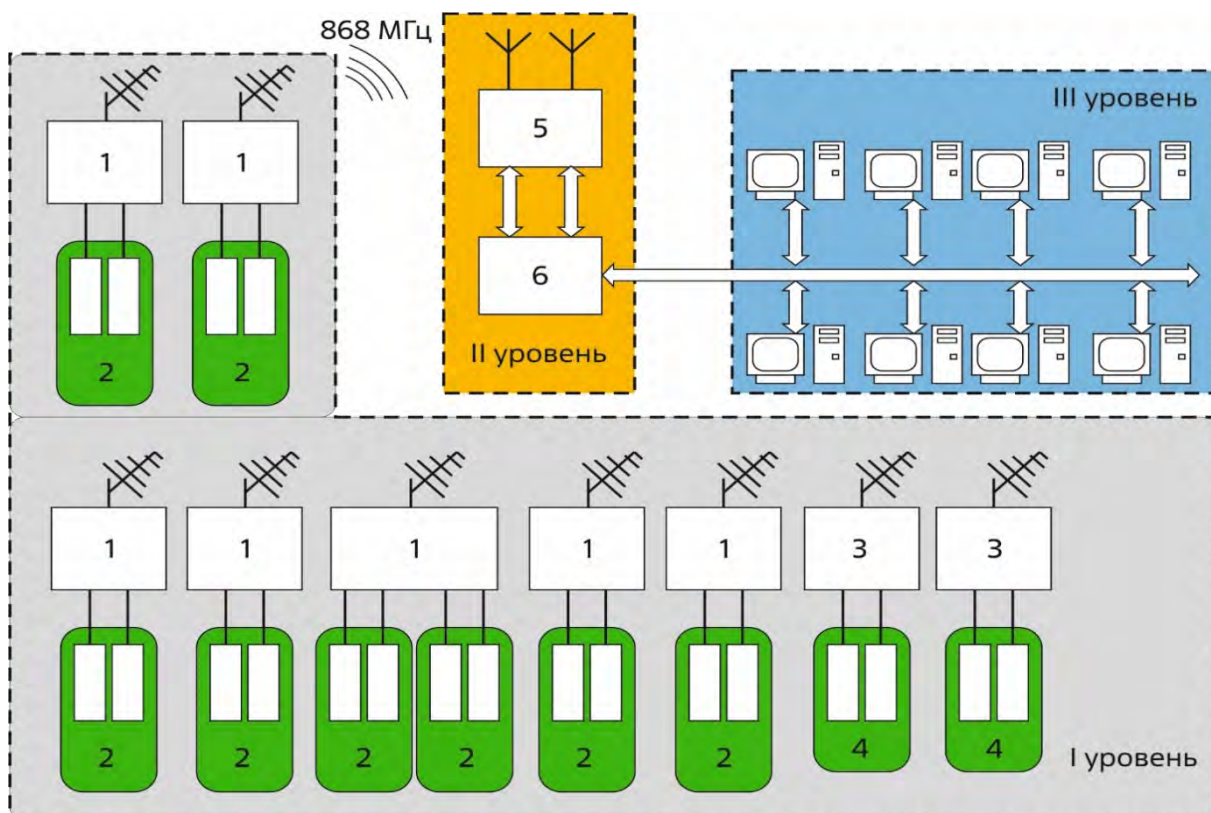


Рис. 5.8. Структурная схема системы радиационного контроля промышленной ливневой канализации: 1 — пост контроля сбросов в промышленную ливневую канализацию; 2 — колодец с гамма-чувствительными блоками детектирования; 3 — пост контроля активности осадков; 4 — поддон для сбора осадков с бета-чувствительными блоками детектирования; 5 — шкаф антенный; 6 — шкаф питания

Первичные данные системы — интенсивность потоков ионизирующих частиц, представленная в виде импульсных дифференциальных сигналов с блоков детектирования двух типов: гамма- и бета-чувствительных. Блоки детектирования разработаны и изготовлены в институте. Гамма-датчики расположены в колодцах промышленной ливневой канализации, соединены кабелями связи с постами, находящимися рядом с колодцами, и контролируют радиоактивность сливов. Бета-датчики установлены непосредственно на опорах, на которых расположены шкафы управления, и необходимы для контроля радиоактивного загрязнения осадков, скапливающихся на поддонах постов.

Посты системы радиационного контроля (рис. 5.9) записывают сигналы с блоков детектирования во внутренние кольцевые буферы, добавляя к ним идентификаторы каналов и временные метки, и передают их на второй уровень, в подсистему сбора данных. Ёмкость буфера каждого поста составляет 200 записей. Они имеют автономное питание от солнечных панелей и, для экономии энергии встроенных аккумуляторов, выходят на связь с верхним уровнем по расписанию, проводя большую часть времени в энергосберегающем режиме, то есть с отключённым модемом. Расписание сеансов связи, обеспечивающее необходимый период опроса, создаётся и поддерживается подсистемой сбора данных автоматически. Для точного соблюдения расписания подсистема сбора данных контролирует и при необходимости синхронизирует внутренние часы постов со своими часами.



Рис. 5.9. Внешний вид постов контроля гамма- (а) и бета-загрязнения (б) промышленной ливневой канализации и атмосферных осадков соответственно

В сети первого уровня системы радиационного контроля используется промышленный протокол ModBus RTU со встроенным контролем целостности данных. Каналами связи для него являются радиоканалы в нелицензируемом диапазоне 868,7–869,2 МГц и с дальностью связи до 1 000 м. В сети второго и третьего уровня используются различные протоколы уровня приложения, функционирующие поверх транспортного протокола TCP/IP. Каналы связи для второго и третьего уровня — инфраструктура корпоративной вычислительной сети института и локальной вычислительной сети специализированного кризисного центра.

Система радиационного контроля промышленной ливневой канализации по своим функциям является системой контроля и обнаружения радиоактивного загрязнения без выполнения измерений с нормированной точностью, поэтому после оповещения системой и принятия диспетчером решения о произошедшем радиационном загрязнении, на место инцидента должен быть направлен специалист службы внешней дозиметрии. Его задача заключается в определении объёма и характера загрязнения с использованием средств измерения утверждённого типа, стоящих на учёте в метрологической службе, для последующего описания события, составления акта и предоставления руководству института параметров загрязнения, измеренных с нормированной точностью.

При проектировании технических средств системы радиационного контроля были использованы современные приборы и технологии: солнечные панели с повышенным коэффициентом полезного действия, МРРТ-контроллеры солнечной энергии, аккумуляторные батареи с расширенным температурным диапазоном, а также новый для России диапазон радиосвязи — 868 МГц. Были разработаны и изготовлены устройства с требуемыми характеристиками: двух- и четырёхканальные контроллеры постов с энергопотреблением 0,025 Вт, гамма- и бета-чувствительные блоки детектирования с энергопотреблением 0,007 и 0,012 Вт соответственно. Дальнейшее развитие системы предполагает утверждение типов отдельных её компонентов и включение их в государственный реестр средств измерений, улучшение потребительских качеств по результатам опытной эксплуатации, а также переход на отечественные комплектующие.

С.А. Муралев, К.Г. Бульдин

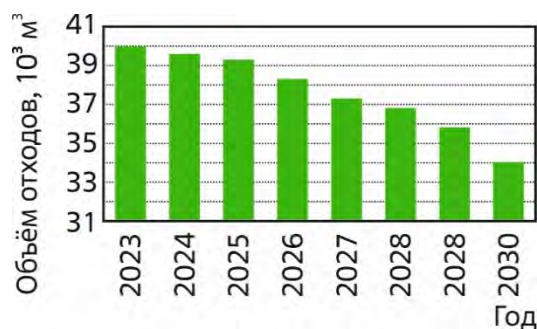
О СОВЕРШЕНСТВОВАНИИ СИСТЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ЖИДКИМИ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В процессе научно-производственной деятельности подразделений института происходит образование жидких радиоактивных отходов. Система обращения с ними реализована в местах их образования и службе-комплексе по обращению с радиоактивными отходами. Жидкие радиоактивные отходы по системам спецканализации направляются в службу-комплекс для осуществления долговременного хранения высокоактивных отходов и сбора, подготовки и передачи на захоронение низко- и среднеактивных отходов в опытно-промышленный полигон глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов. Приём отходов на захоронение и контроль состояния полигона осуществляет димитровградский филиал ФГУП «НО РАО». Полигон глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов представляет собой комплекс подземных и наземных сооружений, предназначенных для захоронения жидких низко- и среднеактивных отходов, удаляе-

мых в глубокие геологические формации, изолированные от ниже и вышележащих водоносных горизонтов.

В рамках обязательств Российской Федерации по конвенции [1] подтверждён план госкорпорации «Росатом» по сокращению объёма жидких радиоактивных отходов вплоть до полного прекращения их захоронения к 2035 году. В дальнейшем отходы должны быть переведены в твёрдую форму и приведены к критериям приемлемости [2]. Для обоснования сокращения объёма таких отходов и реализации плана в институте была разработана концепция сокращения объёма образования жидких отходов (рис. 5.10) и закачки их в полигон глубинного захоронения, которая определяет цели, задачи и основные направления деятельности.

Рис. 5.10. Планируемый годовой объём передачи жидких низко- и среднеактивных радиоактивных отходов



Для реализации плана необходимо решение ряда задач, таких как разработка проектных решений, технологий и технических средств по обращению с жидкими радиоактивными отходами, образующимися при эксплуатации и выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Для этого заключён договор с АО «ВНИИАЭС», включающий в себя выполнение проекта⁸⁵ по обследованию существующей системы обращения с жидкими радиоактивными отходами и разработке установки для их переработки в АО «ГНЦ НИИАР». Совместно со специалистами АО «ВНИИАЭС» проведено обследование системы обращения с такими отходами, которое включало анализ:

- ◆ проектной документации эксплуатирующихся систем сбора, транспортировки и хранения жидких радиоактивных отходов, а также потоков образования таких отходов с учётом опыта эксплуатации;
- ◆ объёма жидких радиоактивных отходов, образующихся при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии;
- ◆ современных способов переработки и кондиционирования жидких радиоактивных отходов и их опыта эксплуатации с датой начала не ранее 2015 года.

По результатам работ подготовлены рекомендации по приоритетной технологии для обоснования необходимости создания опытной установки переработки жидких радиоактивных отходов с получением кондиционированных отходов и разработаны исходные технические требования на выполнение научно-исследовательской и опытно-конструкторской работы по разработке опытной установки. Её создание позволит подтвердить и обосновать возможность переработки отходов соответственно критериям приемлемости для захоронения, получить исходные данные для разработки проекта промышленной установки, обосновать безопасность обращения с жидкими радиоактивными отходами в регулирующих органах, отработать возможность корректировки технологических параметров технологии переработки в зависимости от свойств поступающих отходов.

⁸⁵ Проведение анализа и обследования существующей системы обращения с жидкими радиоактивными отходами и подготовка исходных технических требований на выполнение научно-исследовательской и опытно-конструкторской работы «Разработка установки переработки жидких радиоактивных отходов в АО «ГНЦ НИИАР»». — Прим. авт.

Список литературы

1. Объединённая конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами [Электронный ресурс]. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293841/4293841940.htm> (дата обращения: 01.02.2023).
2. НП-093-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии [Электронный ресурс]. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения. — Сайт информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293769/4293769598.htm> (дата обращения: 31.01.2023).

К.С. Елфимов, А.В. Мамонов, В.В. Серебряков, В.В. Кухарский

НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СОДРУЖЕСТВА НЕЗАВИСИМЫХ ГОСУДАРСТВ

Отраслевой Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок осуществляет техническое сопровождение и актуализацию базы данных автоматизированной информационной системы по опыту эксплуатации исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств. К базе данных системы возможен дистанционный доступ внешних пользователей. Сведения о нарушениях в работе исследовательских установок анализируются и обрабатываются автоматизированной информационной системой (табл. 5.2). Анализ поступающей информации о нарушениях проводят в соответствии с международной шкалой ядерных и радиологических событий ИНЕС [1] и нормативным документом [2], а результат анализа предоставляют в виде ежегодного информационного бюллетеня с детальным описанием нарушений.

Таблица 5.2

Сведения об исследовательских ядерных установках, входящих в контур автоматизированной информационной системы, по состоянию на 01 января 2022 года

Тип установки	Количество установок в СНГ / России, шт.				
	Действующие	На консервации	Выводимые из эксплуатации	Строящиеся	Всего
Исследовательские реакторы	23/18	5/4	8/8	1/1	37/31
Критические стенды	20/17	4/4	2/2	0/0	26/23
Подкритические стенды	5/4	2/2	2/2	0/0	9/8
Итого	48/39	11/10	12/12	1/1	72/62

В 2021 году зарегистрировано восемь нарушений. Все они произошли на предприятиях Российской Федерации. Два из них были вызваны отказами элементов, три нарушения связаны с ошибками персонала и ещё три произошло в результате внешнего воздействия — нарушения электроснабжения в пределах эксплуатационной ответственности эксплуатирующей организации. Нарушения классифицированы категориями П06 (три нарушения), П07 (одно нарушение), П08 (одно нарушение) и П09 (три нарушения) [2].

Нарушения, непосредственными причинами которых стали отказы элементов, зарегистрированы на исследовательских реакторах ИВВ-2М и ИБР-2. По функциональным типам отказавшие элементы классифицированы как приводные устройства (один отказавший элемент) и контрольно-измерительные элементы управления, защиты и автоматики (один отказавший элемент). Нарушения, связанные с ошибками персонала, произошли на исследовательских реакторах ИБР-2 (одно нарушение) и ПИК (два нарушения). Непосредственная причина первого нарушения — неправильный выбор оператором органа регулирования в процессе вывода реактора на мощность, что привело к увеличению средней мощности, а также отсутствие контроля за её изменением со стороны оператора и начальника смены и их несогласованные действия. Второе нарушение произошло по причине неправильного воздействия инженера по управлению реактором на элементы защиты и автоматики, вследствие чего при выводе реактора в критическое состояние высвободилась избыточная положительная реактивность. Третье нарушение из-за ошибки произошло в результате неправильного воздействия на элемент защиты, вследствие чего произошло срабатывание аварийной защиты. Нарушения, причинами которых стало внешнее воздействие, имели место на исследовательских реакторах ИРТ-Т, ВВР-ц и ИР-8.

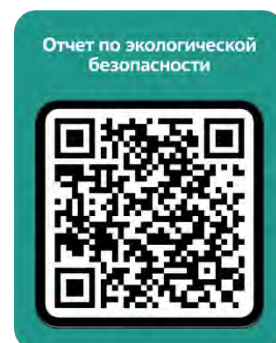
При всех нарушениях остановки исследовательских ядерных установок произошли в результате автоматического срабатывания аварийной защиты в соответствии с предусмотренной логикой работы систем безопасности. Все восемь нарушений по шкале INES классифицированы уровнем 0 — не существенно для безопасности.

Поскольку большая часть нарушений связана с отказом элементов установок и ошибками персонала, необходимо своевременно заменять устаревшие элементы, выполнять качественное технологическое обслуживание и входной контроль поступающего нового оборудования, повышать эффективность программ по управлению ресурсом элементов и систем исследовательских ядерных установок и уделять больше внимания обучению и повышению квалификации обслуживающего персонала.

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.

*М.А. Соловьев, А.Ю. Седин, А.Л. Демидов,
К.В. Федюлин, Н.А. Калиновская*





С целью сохранения культурного и национального наследия в городе создана и функционирует под руководством Саакяна Давида Амаяковича общественная организация «Димитровградская местная армянская национально-культурная автономия». На протяжении восьми лет она вносит свой вклад в поддержку и развитие армянской национальной культуры, ее традиций.

РЕДАКЦИОННО-
ИЗДАТЕЛЬСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

6

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. Одно издание имеет международный стандартный серийный номер, наличие которого обязывает выполнять ряд требований в области выпуска периодических изданий. 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).



Рис. 7.1. Сертификат участника ежегодной областной выставки-конкурса «Симбирская книга»

В соответствии с планом на 2022 год специалистами редакционно-издательской группы департамента коммуникаций подготовлены к печати восемь изданий⁸⁶. Выпущены информационные листы, календари и прочая полиграфическая продукция.

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», 2022. ISSN 1996-6636.



Выпуск 1. — 72 с.

Выпуск 2. — 62 с.

Выпуск 3. — 78 с.

Выпуск 4. — 72 с.

⁸⁶ 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; трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; ядерная, радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и другим.

Содержание выпуска 1 за 2022 год

1. Энергонезависимая система охлаждения исследовательского реактора большой мощности. *В.А. Узиков, Н.Ю. Марихин.*
2. Карботермический синтез смешанного нитридного ураноплутониевого топлива с америцием и нептунием. *М.А. Кузин, С.В. Абрамов, А.Ф. Грачёв, А.А. Жеребцов, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин.*
3. Опытное извлечение твёрдых среднеактивных отходов из отсека хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов АО «ГНЦ НИИАР». *А.В. Мамонов, В.В. Давыдов, Ю.А. Мамонова, С.Г. Разживин, М.Л. Любченко, В.П. Гордеев.*
4. Особенности гамма-спектрометрии криптона-85 в твэлах с нитридным и оксидным топливом. *А.С. Ореховский, С.С. Сагалов, В.А. Жителев, В.Г. Теплов.*
5. Оптимизация нуклидного состава материалов реактора РБТ-10/2 при моделировании выгорания топлива в активной зоне по программе MSU. *Е.И. Ефимов.*
6. Система дозирования газообразного водорода в теплоноситель первого контура петлевых установок реактора МИР. *А.Л. Ижutow, В.А. Свистунов, А.В. Бурукин, О.Н. Владимирова, А.И. Долгов, Е.О. Демидовская, С.А. Дубинина, В.И. Васильев.*
7. Анализ ядерной безопасности при отработке технологии изготовления топлива реактора МБИР. *Е.С. Фрааз, А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов.*

Содержание выпуска 2 за 2022 год

1. Тепловой расчёт корпуса высокопоточного реактора СМ. *И.Р. Сулейманов, Н.В. Киреев, М.Ф. Валишин, В.А. Узиков.*
2. Радиационная устойчивость к внешнему облучению матрицы с двойной структурой поллуксита-таусонита. *Д.М. Яндаев, О.В. Романова, А.А. Колобова, М.И. Хамдеев, Л.М. Аглиуллина, М.Ю. Каленова, И.В. Кузнецов.*
3. Коррозионное состояние твэлов и твэгов сборки ТВС-2М, отработавших от одной до трёх топливных кампаний при повышенной мощности энергоблока. *С.С. Сагалов, Е.А. Звир, А.В. Строжук.*
4. Применение лазерной сварки при изготовлении малогабаритных изделий радиоизотопной продукции. *Е.М. Табакин, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин, С.А. Андреев, А.Н. Назаров.*
5. Исследование потенциальных зон высокого газового сопротивления в макетах твэлов многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах. *Ильнур Ф. Гильмутдинов, О.Н. Никитин, А.В. Беляева, С.С. Сагалов.*
6. Расчётно-экспериментальный метод определения концентрации водорода при испытаниях изделий в реакторе СМ. *А.Л. Ижutow, А.Л. Петелин, О.Н. Владимирова, С.А. Сазонтов, В.И. Васильев, Э.В. Зюзина, Е.О. Демидовская.*

Содержание выпуска 3 за 2022 год

1. Методические особенности проведения в реакторе МИР испытаний твэлов реактора ВВЭР-1000 в условиях проектной реактивной аварии. *А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, Н.А. Иванов, А.Л. Ижutow, И.В. Киселёва, В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов.*
2. Определение бора в сталях методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой после предварительного отделения железа (III) гидроксидом аммония. *М.А. Кулакова, Л.В. Захарова.*
3. Расчёты параметров испытаний твэлов в канале реактора МИР при сверхкритическом давлении воды. *А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, Н.А. Иванов, И.В. Киселёва, М.А. Мокеичев, Т.В. Базова.*
4. Особенности формирования микроструктуры и её влияние на механические свойства направляющих каналов и центральных труб тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000. *Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев, А.В. Обухов, И.Н. Волкова, Е.В. Чертопятов, Г.В. Шишалова.*
5. Результаты экспериментальной резки различными методами образцов-имитаторов расплавленного топлива и конструкционных материалов активной зоны реакторов. *А.О. Макаров, В.Н. Момотов, В.А. Сивкова, П.В. Лакеев, С.Е. Тимофеев.*
6. Определение параметров локальной деформации оболочек по результатам профилометрии твэлов. *В.А. Жителев, Г.Д. Нуруллина.*

Содержание выпуска 4 за 2022 год

1. Разработка инженерной методики расчёта энерговыделения и выгорания топлива с учётом загрузки экспериментальных каналов реактора РБТ-6. *А.А. Хохлин, И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, В.В. Пименов, М.Ф. Валишин, Ю.А. Краснов.*
2. Расчётные исследования распределения долгоживущих радионуклидов в почве зоны наблюдения Государственного научного центра — Научно-исследовательского института атомных реакторов. *А.А. Тузов, Т.В. Шарпова.*
3. О загрузке активной зоны реактора МИР в 2021 году. *П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Калыгин, А.М. Шараев, А.В. Серкин, А.А. Хохлин.*
4. Опыт Государственного научного центра — Научно-исследовательского института атомных реакторов по использованию сверхвысокочастотного излучения для получения оксидов актинидов. *О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев.*
5. Проведение реакторных испытаний кандидатных конструкционных материалов бланкета гибридной реакторной установки. *Ю.В. Набойщиков, С.Г. Ерёмин, А.В. Боев.*
6. Опыт Государственного научного центра — Научно-исследовательского института атомных реакторов по поддержанию водно-химического режима реакторов бассейнового типа. *А.Л. Ижutow, О.Н. Владимирова, А.Ю. Халяпин, С.А. Сазонтов, В.И. Васильев, Е.О. Соловова, С.А. Дубинина, Э.В. Зюзина.*
7. Результаты послереакторных исследований твэлов со смешанным ураноплутониевым нитридным топливом экспериментальной тепловыделяющей сборки ЭТВС-13 после облучения в реакторе БН-600. *А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, П.И. Гринь, С.С. Сагалов, М.В. Скупов, Б.А. Тарасов, Л.М. Забудько, А.Ф. Грачёв.*

Научный годовой отчёт

(отчёт об основных исследовательских работах,
выполненных в 2021 году)

Научное издание

УДК 621.039
ГРНТИ 58.33.01
ББК 31.4
ISBN 978-5-94831-203-3

Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. — 230 с.

Отчёт содержит статьи о выполненных в 2021 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; ядерная, радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Приведены сведения о научно-технической и редакционно-издательской деятельности. Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.



XXII Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок»

г. Димитровград, 24–27 мая 2022 г.

Тезисы докладов

Научное издание

УДК 621.039.58
ГРНТИ 58.33.02
ББК 31.46
ISBN 978-5-94831-202-6

XXII Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 24–27 мая 2022 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. — 70 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XXII Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 24–27 мая 2022 года в городе Димит-

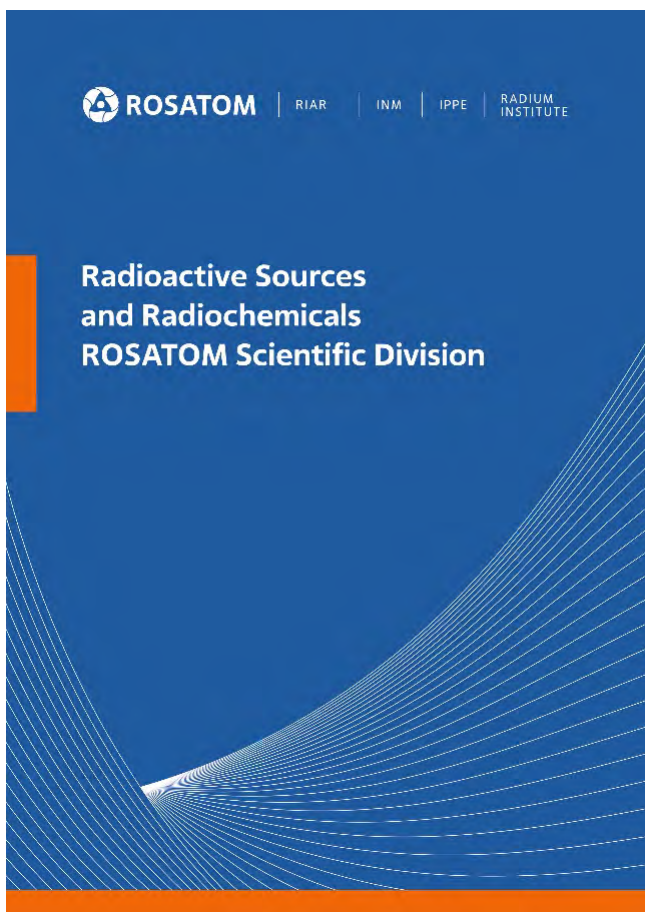


ровграде Ульяновской области. Целью конференции было обсуждение опыта эксплуатации и анализ состояния ядерной и радиационной безопасности реакторов. На конференции рассматривались следующие вопросы, касающиеся исследовательских ядерных установок:

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

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

Радионуклидная продукция научного дивизиона госкорпорации «Росатом»: презентационные материалы



Издание содержит краткую информацию о радионуклидной продукции, выпускаемой институтами научного дивизиона, об основных её характеристиках, а также о системе менеджмента качества предприятий и контроле качества источников, препаратов и изделий.

Издание
на английском языке

UDC 621.039.8(085.2)
SCSTI 58.31.01
LBC 24.13
ISBN 978-5-94831-206-4

Radioactive Sources and Radiochemicals.
ROSATOM Scientific Division:
Promotional Literature. —
Dimitrovgrad: RIAR JSC, 2022. — 97 p.

Издание на русском языке

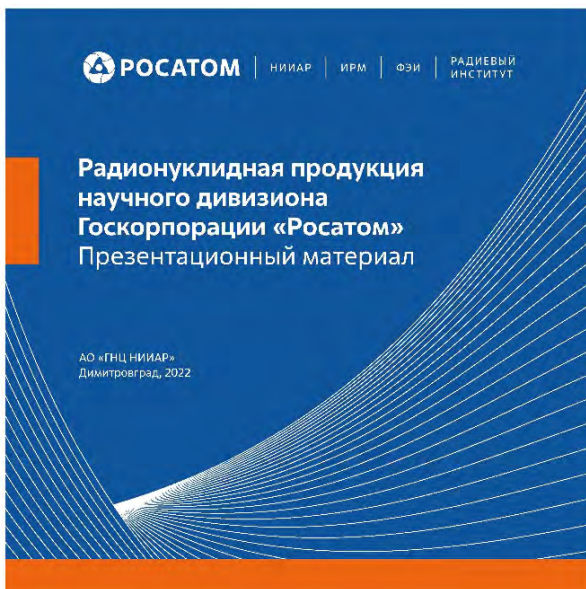
УДК 621.039.8(085.2)

ГРНТИ 58.31.01

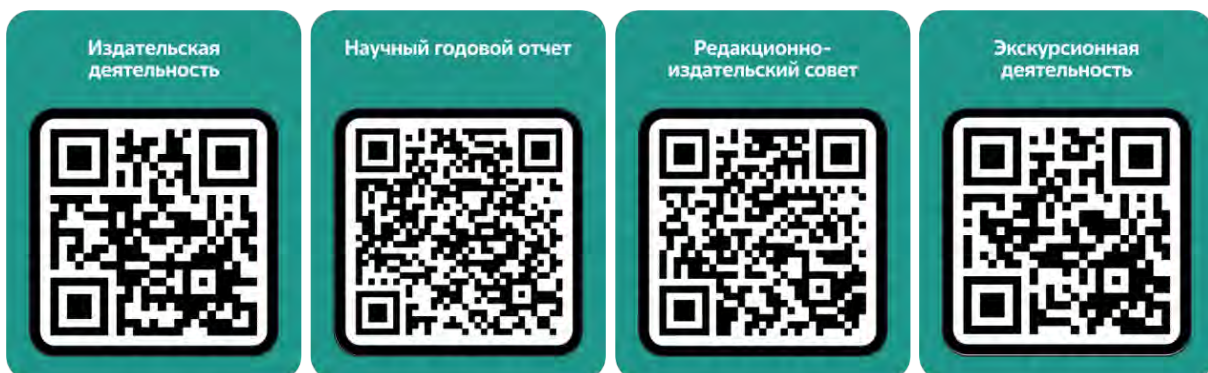
ББК 24.13

ISBN 978-5-94831-204-0

Радионуклидная продукция научного дивизиона госкорпорации «Росатом»: презентационные материалы (рекламное издание) [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (~ 100 Мб). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. — 97 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.



Номер государственной регистрации электронного издания 0322301397

Н.В. Чертухина



С целью сохранения культурного и национального наследия в городе создана и функционирует под руководством Нуянзиной Анны Петровны общественная организация «Димитровградская местная мордовская национально-культурная автономия». На протяжении одиннадцати лет она вносит свой вклад в поддержку и развитие мордовской национальной культуры, ее традиций.



НАУЧНО-
ТЕХНИЧЕСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

7



В области международного сотрудничества АО «ГНЦ НИИАР» продолжило выполнение работ по ранее заключённым внешнеэкономическим контрактам, предметом которых являлось проведение облучения тепловыделяющих элементов, конструкционных материалов и нетопливных компонентов ядерных реакторов и последующих разрушающих и неразрушающих послереакторных исследований. В число зарубежных заказчиков института входят:

- ◆ Корейский институт атомной энергии,
- ◆ Китайская корпорация атомной энергетической промышленности,
- ◆ Китайский институт атомной энергии,
- ◆ Китайский исследовательский институт ядерно-энергетических технологий,
- ◆ Пекинский университет,
- ◆ компания «Фанда Карбон Нью Материал» (Китай),
- ◆ компания «Электрисите де Франс» (Франция),
- ◆ Комиссариат по атомной энергии и альтернативным источникам энергии Франции,
- ◆ ООО «Росатом – Западная Европа» (Франция),
- ◆ Военно-морской технологический центр Сан-Пауло (Бразилия),
- ◆ Технологический институт в Карлсруэ (Германия),
- ◆ компания «Комонвэлф Фьюжн Системс, Инк.»⁸⁷ (США),
- ◆ компания «Бликалла Реакторы Стокгольм АБ»⁸⁸ (Швеция).

В рамках исполнения девятнадцати контрактов было подготовлено и направлено зарубежным заказчикам 28 научно-технических отчётов.

Заклучены новые контракты на выполнение научно-исследовательских работ и работ по облучению материалов, в том числе контракт с Китайским исследовательским институтом ядерно-энергетических технологий. Контракт предусматривает разработку технико-экономического обоснования для проведения испытаний рефабрикованных твэлов в режиме RAMP в петлевой установке реактора МИР и их послереакторных исследований, по результатам которых будет принято решение о дальнейших реакторных испытаниях твэлов.

Общее количество публикаций сотрудников в научных изданиях составило 206 шт., в том числе:

Статьи в научных журналах, шт.:	54
– российских	46
– международных	8
Статьи в научных сборниках	138

Сотрудники института приняли участие в 37 конференциях, симпозиумах, семинарах и школах, среди которых 29 российских и восемь международных.

Создано 28 результатов интеллектуальной деятельности, включая секреты производства (ноу-хау), программы для ЭВМ, базы данных, изобретения, полезные модели. Получено три международных патента на изобретения. Использован 31 результат интеллектуальной деятельности.



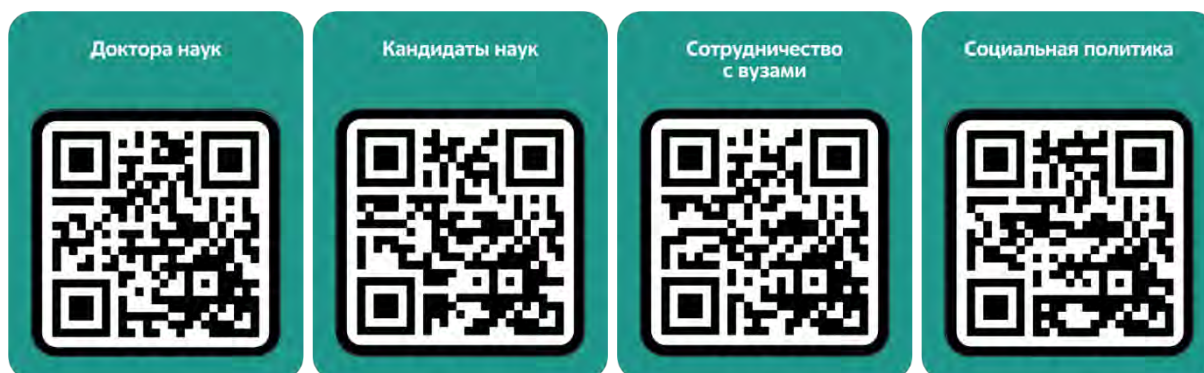
А.В. Шикунов

⁸⁷ Commonwealth Fusion Systems, Inc. – Прим. ред.

⁸⁸ Blykalla Reaktor Stockholm AB. – Прим. ред.

Приложение 1

КАДРОВЫЙ ПОТЕНЦИАЛ



Сведения о награждении работников

Государственные награды	3
Ведомственные награды	132
Награды, учреждённые органами:	
власти субъекта Российской Федерации	32
местного самоуправления	27
Награды института	215
Прочие награды	2
Всего	411

Е.В. Зеленская

Приложение 2

ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ НАУЧНОГО СОВЕТА

Научный совет института создан в соответствии с уставом АО «ГНЦ НИИАР», утверждённым решением общего собрания акционеров АО «ГНЦ НИИАР» (протокол от 01.04.2022 № 62). Совет формируется из числа специалистов подразделений института, имеющих глубокие профессиональные знания, широкий научный и технический кругозор и пользующихся научным авторитетом. Персональный состав утверждён приказом директора от 20.01.2022 № 64/42-П.

Научный совет является коллегиальным совещательным органом для управления научно-технической деятельностью, его компетенция определяется соответствующим положением, утверждаемым директором института. В сферу деятельности совета входят:

- ◆ формирование научной политики института, оценка результативности и степени её реализации;
- ◆ координация и разработка планов стратегического развития института как в целом, так и по основным направлениям научно-технической деятельности, а также планов научно-исследовательских, опытно-конструкторских и технологических разработок;
- ◆ рассмотрение и оценка мероприятий, направленных на повышение научно-технической и экономической эффективности исследований и разработок, включая вопросы усовершенствования структуры и управления научной части отделений (отделов) и института в целом;



- ◆ научно-техническая экспертиза и оценка инициируемых проектов крупных научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, а также результатов их выполнения;
- ◆ выдвижение работ на соискание государственных, правительственных, отраслевых, региональных премий, премий в области науки и техники и имени выдающихся учёных и других;
- ◆ рассмотрение вопросов, связанных с подготовкой и повышением квалификации научных кадров, в том числе по вопросам присвоения учёных степеней и званий.

Решения научного совета носят рекомендательный характер и реализуются приказами по институту.

Д.А. Корнилов

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АД1 — технический сплав с повышенной пластичностью и сопротивляемостью коррозии, который упрочняется давлением.

АД31 — алюминиевый деформируемый сплав с массовой долей элементов: 0,5 % железа, 0,45–0,9 % магния, 0,2–0,6 % кремния, 0,2 % циркония, по 0,15 % титана и прочих элементов, по 0,1 % меди и марганца, остальное — алюминий.

АД31Т1 — сплав алюминия, магния, кремния или деформируемых их авиалей, отличающийся повышенной пластичностью, коррозионной стойкостью, твёрдостью, превосходно прокатывается, штампуются, вытягиваются и поддаётся другим видам механической обработки, из этого сплава изготавливают прутки и профили алюминиевые.

АЗ — аварийная защита.

АКНП — аппаратура контроля нейтронного потока.

АО — акционерное общество.

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» — акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского».

АО «НИКИЭТ» — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея».

АО «ТВЭЛ» — топливная компания «Акционерное общество "Твэл"».

АСУЗ — автоматизированная система управления и защиты.

АТЭС — атомная энерготехнологическая станция.

АЭС — атомная электростанция.

ББК — библиотечно-библиографическая классификация.

БИПР-К — программный код, предназначенный для расчёта трёхмерных полей энерговыделения и выгорания топлива в одноклассовом диффузионном приближении для водо-водяных кипящих реакторов.

БН-600, 800, 1200 — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 600, 800 или 1 200 МВт.

БНАБ — система констант с 26-групповым разбиением сечений нейтронов для расчёта распространения быстрых и промежуточных нейтронов, содержащая данные по всем важным для реакторостроения материалам (за рубежом известна как ABBN), название составлено по начальным буквам фамилий авторов: И.И. Бондаренко, М.Н. Николаева, Л.П. Абаган 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-ц — исследовательский водо-водяной ядерный реактор бассейнового типа АО «НИФХИ имени Л.Я. Карпова». Предназначен для наработки изотопной продукции: молибдена-99, йода-131, самария-153, углерода-14, железа-59.

ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор.

ВВЭР-1000 — водо-водяной энергетический реактор мощностью 1 000 МВ.

ВВЭР-СКД — водо-водяной энергетический реактор с водой сверхкритического давления.

ВИАМ — Всероссийский научно-исследовательский институт авиационных материалов.

ВК-50 — водо-водяной кипящий реактор.

ВП — то же, что и ПВ.

ВТГР — высокотемпературный газоохлаждаемый реактор.

ВУЗ — высшее учебное заведение.

Госатомнадзор (Государственный атомный надзор) — государственный орган власти, организация, которая от имени государства выполняла функции атомного надзора за безопасной эксплуатацией объектов ядерной (атомной) энергетики (объектов использования атомной энергии — АЭС, АСТ, АТЭЦ и других ОИАЭ) в России.

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ — государственный стандарт.

ГРНТИ — государственный рубрикатор научно-технической информации.

ЖК — жидкокристаллический (дисплей).

ЖРО — жидкие радиоактивные отходы.

ЖСР — жидкосолевым энергетический ядерный реактор, в котором теплоносителем является смесь солей (фторидов и хлоридов) металлов.

ЗАО — закрытое акционерное общество.

ИБР-2 — быстрый импульсный реактор периодического действия Лаборатории нейтронной физики имени И.М. Франка. Единственный атомный реактор в мире с подвижным отражателем.

ИБВ-2М — водо-водяной реактор бассейнового типа АО «ИРМ». Предназначен для исследований в области физики твёрдого тела и ядерной физики, радиационной химии, радиационных, ядерных и реакторных технологий, нейтронно-активационного анализа, а также для наработки радиоактивных изотопов.

ИЖСР — исследовательский жидкосолевым ядерный реактор.

ИКАР — интегрированный комплекс автоматизированных расчётов.

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 — водо-водяной исследовательский реактор бассейнового типа НИЦ «Курчатовский институт». Предназначен для проведения исследований в области ядерной физики, физики твёрдого тела и сверхпроводимости, нанотехнологий и наноматериалов, радиационного материаловедения, нейтронно-активационного анализа элементного состава вещества, испытаний образцов новых топливных композиций для перспективных энергетических реакторных установок, наработки изотопов медицинского назначения.

ИРТ-Т — исследовательский реактор Томского политехнического университета, предназначен для проведения научно-исследовательских работ по физике твёрдого тела, нейтронно-активационному анализу элементного состава веществ, производству радионуклидов, легированию кремния, нейтронной радиографии и других работ с использованием реакторного излучения.

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.

Конэлы — конверсионные элементы.

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.

Мария (польск. Maria) — польский исследовательский ядерный реактор в Шверке-Отвоцке, названный в честь польской учёной Марии Склодовской-Кюри, бассейнового типа, работающий на обогащённом уране, вода и блоки из бериллия служат в качестве замедляющего вещества, детали из карбида бора, скрытые под алюминием, используются для управления, компенсации и обеспечения безопасности.

Мак Мастер (McMaster) — второй по величине в Северной Америке, исследовательский реактор одноимённого университета в Гамильтоне (Онтарио, Канада), бассейнового типа, работающий на низкообогащённом уране, мощностью 5 МВт, в качестве замедлителя и охладителя используется вода. Назван в честь канадского сенатора и банкира Уильяма Макмастера.

МБИР — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

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.

МИДА — микроэлектронный датчик.

МИР — материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.

МИФИ — Московский инженерно-физический институт.

МК — микрокомпания.

МОКС-топливо (англ. MOX — Mixed-Oxide fuel) — смешанное ураноплутониевое оксидное ядерное топливо.

МР10РЛ-ВД, МВ30У-ВД — вольфрамowo-молибденовые сплавы, обладающие высокотемпературной прочностью и коррозионной стойкостью.

МР47У-ВД — высоколегированный молибден-ренийевый сплав, обладающий способностью работать в агрессивных средах при высоких температурах.

НИОКР — научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы.

НИЯУ МИФИ — Национальный исследовательский ядерный университет «Московский инженерно-физический институт».

НМ20В3-ВИ, НМ20С3-ВИ — никель-молибденовые сплавы, обладающие коррозионно-стойкими свойствами во фторидных средах при температуре до 650 °С.

Нострадамус — программа, предназначенная для прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосферу.

НРБ — нормы радиационной безопасности.

ОАО — открытое акционерное общество.

ООО — общество с ограниченной ответственностью.

ООО «Атомэкспо» — общество с ограниченной ответственностью «Центр информационной и выставочной деятельности атомной отрасли».

Опт. — оптимизированный (сплав).

ОСПОРБ — основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.

ОСТ — отраслевой стандарт.

О. ч. — особо чистый.

- ОЯТ — отработавшее ядерное топливо.
- ПБЯ — правила ядерной безопасности.
- ПВ — петлевая установка с водяным теплоносителем.
- ПИК — исследовательский ядерный реактор ФГБУ «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова». Предназначен для изучения нейтронов, нейтронного излучения, объектов микромира.
- ПМС-1 — порошок медный стабилизированный электролитический.
- ПНЭ-2 — порошок никелевый электролитический.
- ПРК — полифункциональный радиохимический комплекс.
- Пьюрекс-процесс — технологический процесс переработки облучённого ядерного топлива.
- РБМК — кипящий реактор большой мощности.
- РБТ, РБТ-6, РБТ-10/2 — реактор бассейнового типа.
- РЕМИКС (REgenerated MIXture — REMIX) — инновационное российское ядерное топливо для водо-водяных энергетических реакторов типа ВВЭР, получаемое из неразделённой смеси регенерированного урана и плутония, которая образуется при переработке отработавшего ядерного топлива.
- РИНЦ — Российский индекс научного цитирования.
- РОСФОНД (Российская библиотека файлов оценённых нейтронных данных) — библиотека ядерных данных, которая содержит самые современные оценки нейтронных сечений и законов рассеяния для более чем 680 материалов на основе их тщательного сравнительного анализа и верификации в расчётах многочисленных интегральных бенчмарк-экспериментов.
- РУ — реакторная установка.
- РФ — Российская Федерация.
- САВ 6 — алюминиевый деформируемый сплав с массовой долей элементов: 89,84–90,84 % алюминия, 8,5–9,5 % кремния, 0,2 % железа, 0,08 % циркония, по 0,1 % марганца, кальция, титана, 0,05 % магния, 0,03 % меди.
- СанПиН — санитарные правила и нормативы.
- СВП — стержень с выгорающим поглотителем.
- 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.
- СНГ — Содружество Независимых Государств.
- СНУП — смешанное нитридное ураноплутониевое топливо.
- СПбГУПТД — Санкт-Петербургский государственный университет промышленных технологий и дизайна.
- СПбПУ — Санкт-Петербургский политехнический университет.
- СССР — Союз Советских Социалистических Республик.
- СУЗ — система управления и защиты (реактора).
- 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 сердечником 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-Альфа — тепловыделяющая сборка, комплектуемая восьмью дистанционирующими решётками увеличенной высоты с оптимизированной геометрии ячейки, твэлами с оболочкой меньшей толщины и таблетками без отверстия.

ТВС-Квадрат — тепловыделяющая сборка с квадратными дистанционирующими решётками, 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.

ТПУ — Томский политехнический университет.

ТЭМ-исследование — исследование методом электронной микроскопии, при котором пучок электронов проходит через ультратонкий образец, взаимодействуя с ним при прохождении через него.

УДК — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире; её индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.

ФБУ «НТЦ ЯРБ» — федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности».

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 «НИЯУ "МИФИ"» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования "Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

ФГБОУ ВО «РХТУ им. Д.И. Менделеева» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева».

ФГБУ «ФНКЦР и О» ФМБА России — федеральное государственное бюджетное учреждение «Федеральный научно-клинический центр медицинской радиологии и онкологии» Федерального медико-биологического агентства Российской Федерации.

ФГУП — федеральное государственное унитарное предприятие.

ФГУП «ИРМ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Институт реакторных материалов».

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» — федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова».

ФГУП «НО РАО» — федеральное государственное унитарное предприятие «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами».

ФГУП «РЯЯЦ — ВНИИТФ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина».

ФМБА России — федеральное медико-биологическое агентство России.

ФЭИ — Физико-энергетический институт.

X18H10T — см. 12X18H10T.

X. ч. — химически чистый.

XH80MTЮ, XH80MTЮБ, Хастелой-Н и GH3535 — никель-молибденовые конструкционные материалы для топливного контура жидкосолевого реактора; первые два отечественные, третий и четвёртый американского и китайского производства соответственно.

ЧС138 — 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, от стали марки ЧС139 отличается меньшей долей углерода в составе.

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 (06X16H15M2Г2ТФР) — 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, легированный оловом (1,2 %), ниобием (1 %) и железом (0,4 %).

ЭВМ — электронно-вычислительная машина.

ЭИ652 (XH70Ю) — сплав жаростойкий и жаропрочный на никелевой основе, рекомендуемая максимальная температура эксплуатации в течение длительного времени +1 200 °С, неустойчив в серосодержащих средах.

ЭК181 — жаропрочная, ферритомартенситная, хромистая, малоактивируемая сталь для изготовления деталей и конструкций активных зон энергетических ядерных (реакторов на быстрых нейтронах) и термоядерных реакторов, электростальская (завод).

ЭМ — электрообогреваемый модуль.

ЭП450 (12X12M1БФР) — 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 нанодисперсными 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 (16X12MBCФБР) — 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 (16X12MBCФБР-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.

12X18H10T (X18H10T) — нержавеющая сталь с особыми химическими свойствами (криогенная). Высокоуглеродистая, стойкая к коррозии (нержавеющая), немагнитная, аустенитного класса, титаносодержащая. Используется для изготовления деталей, работающих до 600 °С. Характеризуется отличной свариваемостью, не имеет никаких ограничений, что позволяет применять любые сварочные технологии.

ADL-3 — библиотека ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, из которой используется представление данных о нейтронных сечениях и распределениях вторичных частиц в реакциях, инициируемых нейтронами.

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

ASTM International (American Society for Testing and Materials) — американская международная организация, разрабатывающая и издающая добровольные стандарты для материалов, продуктов, систем и услуг.

AFA (англ. alumina-forming austenitic) — алюминообразующая аустенитная сталь.

ChainSolver — разработанная в АО «ГНЦ НИИАР» программа, предназначенная для моделирования процесса трансмутации ядер при облучении нуклидов в нейтронном поле, позволяющая учитывать эффекты резонансного самоэкранирования в облучаемом материале, фактический график работы реактора с детальным заданием уровня мощности и варьировать значения ядерных констант, определяющих скорость превращения ядер при облучении нейтронами.

DEMO (англ. DEMOnstration Power Plant) — проект электростанции, использующей термоядерный синтез. Постройка планируется после успешного ввода в строй реактора ИТЭР.

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

EUROFER 97/3 — феррито-мартенситная, оксидно-дисперсионная упрочнённая сталь. Разрабатывается как конструкционный материал для быстрых и термоядерных реакторных установок.

Flow Simulation — дополнительный модуль к программному комплексу SolidWorks, обеспечивающий возможность моделирования течения жидкостей и газов.

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).

Inconel 718 — жаропрочный сплав, предназначен для работы при температурах до 700 °С.

ISBN (International Standard Book Number) — международный стандартный книжный номер.

ITER — то же, что и ИТЭР.

KAR — то же, что и КАР.

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.

MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) — программа для моделирования процесса переноса нейтронов, фотонов и электронов в материальных системах с использованием методов Монте-Карло.

MCU (Monte Carlo Universal) — программа расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов.

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.

ММКС — прецизионный нейтронно-физический код, реализующий метод Монте-Карло с непрерывным слежением за энергией нейтронов и использованием поточечных данных библиотеки ядерных данных «Росфонд».

ММКК — прецизионный нейтронно-физический код, реализующий метод Монте-Карло с групповым представлением плотности потока нейтронов (26 и 299 энергетических групп) и использованием библиотеки ядерных данных БНАБ-93.

ModBus RTU (Modicon bus Remote Terminal Unit) — коммуникационный протокол, разработанный фирмой Modicon (ныне Schneider) в 1979 г.

MPPT-контроллеры (Maximum Power Point Tracking, слежение за точкой максимальной мощности) — контроллеры солнечной энергии с технологией повышения эффективности работы солнечной панели.

MS Excel (Microsoft Excel) — программа для работы с электронными таблицами корпорации «Майкрософт» (Microsoft).

MSK-64 — 12-бальная шкала интенсивности землетрясений Медведева — Шпонхойера — Карника. TCP/IP (Transmission Control Protocol/Internet Protocol) — сетевая модель передачи цифровых данных, описывающая способ передачи данных от источника информации к получателю.

PREPRO_2017 — пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF.

PWR (Pressurized water reactor) — реактор с водой под давлением.

RE (Reactive elements) — реакционноспособные элементы, добавки, которые снижают риск образования карбидов хрома, отрицательно сказывающихся на коррозионной стойкости. Они также позволяют удерживать на достаточно низком уровне долю алюминия в стали, что обеспечивает её хорошую свариваемость.

RIA (Reactivity initiated accident) — реактивно-инициированная авария, авария с неконтролируемым возрастанием реактивности.

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, теплообмена и др.

TRIGEX (Three-dimensional Hexagonal Geometry) — комплекс программ, разработанный в ФГУП «ГНЦ РФ — ФЭИ», 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.

TRIUM (TRIGEX Upgrade Monte-Carlo) — программный комплекс, позволяющий наиболее эффективно организовать трудоёмкие расчёты по определению нейтронно-физических характеристик с использованием прецизионных программ; реализован на базе известного и широко применяемого комплекса программ TRIGEX.

TRR (Tehran Research Reactor) — иранский реактор бассейнового типа, работающий на низкообогащённом уране, мощностью 5 МВт, замедлитель — лёгкая вода, отражатель составной: лёгкая вода и графит.

USA — United States of America.



С целью сохранения культурного и национального наследия народов России, в том числе башкир, в регионе действует управление по делам национальностей и межконфессиональных отношений администрации губернатора Ульяновской области. Управление способствует социальной и культурной адаптации и интеграции представителей разных народов.



**СПИСОК АВТОРОВ СТАТЕЙ
С УКАЗАНИЕМ
СТРАНИЦ ИЗДАНИЯ**

СПИСОК АВТОРОВ СТАТЕЙ С УКАЗАНИЕМ СТРАНИЦ ИЗДАНИЯ

А

Аббязова Вероника Геннадьевна204, 208,
211, 214
Абдуллоев Рафаэль Геннадьевич201, 204,
208, 211, 214,
Абрамов Сергей Валентинович 160
Акимов Александр Викторович 231, 233, 237
Акулин Иван Евгеньевич76
Алексеев Александр Вениаминович 14, 15,
16, 33
Андреев Олег Иванович 198, 208, 216, 224
Андреев Степан Алексеевич 154
Анисимов Владислав Юрьевич 49, 104, 106,
109, 112

Б

Базова Татьяна Вячеславовна 72, 74
Балеевских Павел Витальевич 245
Безднякова Елена Александровна 175, 178
Белозёров Сергей Витальевич 152
Белозерова Алла Равильевна 39, 60, 63
Беляев Александр Владимирович 224
Беляева Анна Викторовна 137
Бобин Валентин Александрович 121
Боев Антон Владимирович 48, 109
Болдаков Валентин Андреевич 167, 189
Борзова Анастасия Владимировна 204, 208,
211, 214
Бреусова Елена Геннадьевна97
Буланова Татьяна Михайловна 141, 147
Бульдин Константин Геннадьевич 256
Бурукин Андрей Валентинович 6
Буткалюк Ирина Львовна 201, 204, 208,
211, 214
Буткалюк Павел Сергеевич 201, 204, 208,
211, 214, 245

В

Валишин Марат Фаритович 20, 22, 24, 70, 72
Васильев Владимир Иванович40
Васюнина Елена Владимировна 187
Владимирова Ольга Николаевна40
Власов Юрий Александрович 134, 149
Волков Алексей Юрьевич 190, 192
Волкова Ирина Николаевна 118, 131

Г

Гармаш Алёна Владимировна219, 220
Гатауллин Руслан Нафисович 149

Гильмутдинов Ильнур Фаилович 118, 137
Глушкова Александра Константиновна 141
Головко Григорий Алексеевич25
Гончаренко Юрий Денисович 139, 141
Грачёв Валерий Дмитриевич76
Гремячкин Евгений Анатольевич239, 243
Гринь Пётр Иванович 137
Громов Михаил Олегович25
Губкина Алёна Ивановна 243, 245, 247,
248, 251

Д

Демидов Александр Леонидович 260
Демченко Николай Фёдорович 219
Дмитриев Михаил Геннадьевич 178, 188
Дмитриева Ольга Сергеевна 167, 175, 178,
185, 188, 189
Долгов Антон Игоревич70
Дреганов Олег Игоревич 14, 15, 16, 24,
25, 29, 33
Дьяченко Алексей Евгеньевич 104, 106,
109, 112

Е

Евсеев Леонид Александрович 141
Елисеев Кирилл Владимирович 178
Елфимов Кирилл Сергеевич 258
Енизеркина Алиса Юрьевна204, 208,
211, 214
Енин Сергей Александрович63
Ерёмин Сергей Григорьевич 126, 134,
147, 149
Ефимов Евгений Ильич 70, 89
Ещеркин Антон Геннадьевич 12, 16, 30,
33, 36

Ж

Жемков Игорь Юрьевич43, 45, 46, 47,
48, 49, 53, 109

З

Замалтдинова Алия Ремисовна 189
Зайченко Павел Александрович 30, 79, 89
Звир Елена Аркадьевна 116, 118, 121
Зеленковский Иван Георгиевич 216
Зеленская Елена Владимировна 273
Зюзина Эльвира Валерьевна40

И

Иванов Никита Алексеевич 14, 15, 16
Иванович Юлия Витальевна 154, 224
Ижutow Алексей Леонидович 12, 30, 139
Ильин Павел Александрович 118, 121, 131
Ильина Татьяна Сергеевна 118
Ишунина Ольга Васильевна 53

К

Казаков Лев Леонидович 199
Калинина Наталия Константиновна 18, 20,
22, 24, 25,
38, 139
Калиновская Наталья Александровна 260
Калыгин Владимир Валентинович 79
Каплин Александр Васильевич 154
Каплина Марина Сергеевна 24, 25, 38
Капралов Данил Андреевич 188
Карасев Александр Владимирович 245
Карсаков Алексей Анатольевич 141
Кизин Виктор Дмитриевич 243, 247, 248, 251
Киреев Николай Викторович 65, 68
Киселёва Ирина Владимировна 14, 15, 16, 33
Кисляков Валерий Анатольевич 24
Кобылянский Геннадий Петрович 118,
122, 126
Кожанов Антон Андреевич 162
Козолуп Александр Николаевич 45
Копанева Кристина Олеговна 189
Корнилов Александр Степанович 167, 189
Корнилов Дмитрий Александрович 273
Краснов Юлий Анатольевич 95
Крюков Фёдор Николаевич 49, 137
Кузин Михаил Александрович 164, 172,
180, 183
Кузнецова Елена Евгеньевна 12, 30
Кузьмин Сергей Николаевич 243
Куприянов Алексей Владимирович 74, 199
Кухарский Вадим Владимирович 258

Л

Лакеев Павел Владимирович 169
Латыпов Марат Назымович 184
Лизин Андрей Анатольевич 139, 161, 185
Лобаненко Валерия Вадимовна 208
Лобин Сергей Валентинович 12, 30

М

Мазаев Андрей Олегович 122, 126
Макаров Артём Олегович 169, 190
Макаров Евгений Игоревич 139

Малахова Ксения Владимировна 220
Малков Андрей Павлович 29, 36, 79, 82, 86,
89, 95, 104, 106,
112, 231, 233, 237
Мамонов Алексей Владимирович 258
Марихин Николай Юрьевич 18, 22, 25
Маркелов Александр Николаевич 14, 33
Маркелов Дмитрий Евгеньевич 145
Маркелов Максим Владимирович 97
Меркулов Андрей Иванович 43, 45, 48
Минвалиев Рамиль Наильевич 219, 220
Миннебаев Марат Искандерович 60, 63
Михайлов Павел Александрович 239, 243,
245, 247, 248
Моисеев Виталий Сергеевич 18, 24, 25, 38
Моисеев Дмитрий Сергеевич 46, 47
Момотов Владимир Николаевич 61, 139,
184, 190, 192
Муралев Сергей Анатольевич 256
Муралева Елена Михайловна 147

Н

Набойщиков Юрий Владимирович 46, 47, 48,
49, 53, 56,
106, 109
Нагайцев Вадим Геннадьевич 25
Незговоров Николай Юрьевич 162, 169
Неустроев Виктор Степанович 139
Никитин Олег Николаевич 137
Новиков Антон Сергеевич 134
Новиков Игорь Викторович 204
Нуждов Андрей Анатольевич 18
Нуруллина Гульшат Давроновна 122

О

Обухов Александр Валерьевич 122, 126,
145
Овчинников Владимир Александрович 12, 14,
16, 30, 33
Одабашян Артём Арутюнович 24

П

Павлов Валерий Витальевич 63
Павлова Елизавета Фаильевна 201, 220
Пайдулов Андрей Владимирович 82, 86, 95
Палачёв Павел Сергеевич 18, 20,
22, 139
Перепёлкин Дмитрий Андреевич 204, 216
Перепёлкин Сергей Олегович 131
Петелин Алексей Леонидович 6, 40
Пименов Василий Вениаминович 70, 89, 95

Плотников Андрей Иванович	149	У	Удалов Юрий Дмитриевич	254
Погляд Николай Степанович	46, 47, 49		Узиков Виталий Алексеевич	74
Погляд Сергей Степанович	167, 175, 178, 187, 189		Ушакова Зарина Геннадьевна	220
Позигун Наталья Олеговна	167, 189	Ф	Федулин Кирилл Викторович	260
Попыванов Кирилл Вадимович	53, 56		Феофанов Николай Васильевич	40
Посевин Алексей Олегович	134		Филимонов Артём Евгеньевич	25
Протопопов Дмитрий Павлович	6		Фрааз Елена Сергеевна	231, 233, 237
Пылаев Алексей Игоревич	245	Х		
Пылаева Алёна Андреевна	169, 178, 190		Хамдеев Марс Ильгизерович	161, 162, 190
Р			Ханбиков Разиль Загафярович	82, 86
Роговой Ярослав Александрович	97		Хохлин Алексей Александрович	79, 89, 95
Рогожкин Сергей Владимирович	40		Хренов Алексей Сергеевич	131
Романов Евгений Геннадьевич	199		Хусаинов Дамир Тагирзанович	185
Романова Ольга Владимировна	175	Ч		
Ротманов Константин Владиславович	204, 208, 211, 216		Черников Дмитрий Александрович	12, 30
С			Чернышева Татьяна Ивановна	63
Сагалов Сергей Сергеевич	121, 131		Чертопьятов Евгений Владимирович	118, 122, 126, 147
Сазонтов Сергей Аркадьевич	40, 95, 199		Чертухина Наталия Владимировна	264
Саликов Марат Мударисович	219	Ш		
Самохвалов Роберт Владимирович	231, 233, 237		Шагако Юлия Валерьевна	220
Сафиулина Ирина Алексеевна	112		Шаландин Владимир Евгеньевич	204
Седин Алексей Юрьевич	260		Шараев Айрат Марселевич	29, 89
Серебряков Владимир Валерианович	230, 258		Шарапова Татьяна Валерьевна	254
Серкин Алексей Владимирович	79		Шаронова Марина Геннадьевна	48
Сидоренко Оксана Георгиевна	131		Шахмуть Елена Евгеньевна	12, 30
Синявина Екатерина Владимировна	97, 101		Шевляков Григорий Владимирович	131
Скрябин Андрей Андреевич	97, 101		Шикунов Андрей Владимирович	272
Соколовский Дмитрий Анатольевич	126, 139		Широков Сергей Владимирович	112
Соловьев Максим Анатольевич	260		Широкова Надежда Ивановна	109
Сороколетов Алексей Сергеевич	134		Шिशалова Галина Владимировна	118
Сосипаторов Семён Николаевич	141	Ю		
Сулейманов Ильдар Радикович	72, 74		Юсупов Антон Наильевич	239, 243, 245, 247, 248
Сычугув Максим Сергеевич	14, 30, 33, 36		Юсупова Альбина Эмильевна	106
Т			Юсупова Лейсян Маратовна	185
Табакин Евгений Мордухович	154, 225	Я		
Тарасов Валерий Анатольевич	199		Яндаев Дени Моулдинович	184, 185
Тихонова Дарья Евгеньевна	190, 192		Яшин Роман Андреевич	12, 30
Тузов Александр Александрович	3, 254			

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов	3
------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

Введение к разделу 1.	
А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, Д.П. Протопопов	6
Эксперимент «Манёвр» с твэлами и твэгами водо-водяного реактора.	
А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, А.Л. Ижутов, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, Р.А. Яшин, С.В. Лобин, Д.А. Черников	12
Испытания ATF-твэлов в канале реактора МИР в условиях проектных аварий.	
О.И. Дреганов, А.В. Алексеев, И.В. Киселёва, В.А. Овчинников, М.С. Сычугов, А.Н. Маркелов, Н.А. Иванов	14
Изучение поведения твэга с высоким выгоранием топлива в петлевом канале реактора МИР в условиях аварии с потерей теплоносителя.	
А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, Н.А. Иванов, И.В. Киселёва	15
Изучение поведения твэла с выгоревшим РЕМИКС-топливом в канале реактора МИР в условиях реактивной аварии.	
А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, А.Г. Ещеркин, Н.А. Иванов, И.В. Киселёва, В.А. Овчинников	16
Испытания в расплаве топливной соли и гелии кандидатных конструкционных материалов жидкосолевого реактора.	
А.А. Нуждов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, П.С. Палачёв, В.С. Моисеев	18
Испытания конструкционных материалов в топливной соли на основе фторидов лития, натрия, калия с добавками.	
П.С. Палачёв, Н.К. Калинина, М.Ф. Валишин	20
Испытания нетопливных компонентов и источников нейтронов в канале с естественной циркуляцией теплоносителя.	
П.С. Палачёв, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, М.Ф. Валишин	22
Испытания экспериментального графита и его клеёных соединений.	
В.А. Кисляков, Н.К. Калинина, А.А. Одабашян, М.Ф. Валишин, М.С. Каплина, О.И. Дреганов, В.С. Моисеев	24
Исследование выхода газообразных продуктов деления из топливных компактов.	
М.С. Каплина, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, М.О. Громов, Г.А. Головкин, В.Г. Нагайцев, А.Е. Филимонов, В.С. Моисеев, О.И. Дреганов	25
Исследование на критическом стенде реактора МИР влияния экспериментальной тепловыделяющей сборки с кольцевыми твэлами на нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора.	
А.М. Шараев, А.В. Пайдулов, А.П. Малков, О.И. Дреганов	29

Облучательные устройства для испытаний с изменением мощности. А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, А.Л. Ижутов, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, Р.А. Яшин, С.В. Лобин, М.С. Сычугов, А.Н. Козлов, Д.А. Черников, П.А. Зайченко	30
Обоснование выбора конструкции облучательного устройства для проведения экспериментов RIA в канале реактора МИР. М.С. Сычугов, А.В. Алексеев, А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, И.В. Киселёва, О.И. Дреганов, А.Н. Маркелов	33
Расчёт влияния конвертера на основе урана-238 на изменение спектра нейтронов в опускном участке петлевого канала реактора МИР. М.С. Сычугов, А.П. Малков, А.Г. Ещеркин	36
Предварительные теплогидравлические расчёты облучательного устройства для испытаний макета стержня аварийной защиты реактора СМ. В.С. Моисеев, Н.К. Калинина, М.С. Каплина	38
Определение активности топливной соли флиак с коррозионными имитаторами. А.Р. Белозерова	39
Контроль газов в теплоносителе первого контура реактора СМ. А.Л. Петелин, О.Н. Владимирова, С.А. Сазонтов, В.И. Васильев, Н.В. Феофанов, Э.В. Зюзина, С.В. Рогожкин	40
Обеспечение в реакторе БОР-60 требуемых условий облучения твэлов реактора МБИР. И.Ю. Жемков, А.И. Меркулов	43
Теплогидравлические условия облучения в реакторе БОР-60 твэлов реактора МБИР. А.Н. Козолуп, И.Ю. Жемков, А.И. Меркулов	45
Расчётно-экспериментальное определение температурных условий облучения образцов графита в реакторе БОР-60. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, Д.С. Моисеев	46
Расчётно-экспериментальное определение температурных условий облучения в реакторе БОР-60 образцов стали марки EUROFER 97/3. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, Д.С. Моисеев	47
Ампульные испытания в реакторе БОР-60 макетов твэлов в свинцовой среде. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.В. Боев, А.И. Меркулов, М.Г. Шаронова	48
Анализ изменения расхода теплоносителя через штатные тепловыделяющие сборки реактора БОР-60 в процессе облучения. Ю.В. Набойщиков, Ф.Н. Крюков, И.Ю. Жемков, Н.С. Погляд, В.Ю. Анисимов	49
Расчётно-экспериментальная оценка флюенса нейтронов и повреждающей дозы на критических элементах реактора БОР-60. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, О.В. Ишунина, К.В. Попыванов	53
Применение модулей комплекса программ ИКАР для расчёта нейтронно-физических характеристик на примере реальной микрокомпании реактора БОР-60. Ю.В. Набойщиков, К.В. Попыванов	56
Метод определения спектрального коэффициента поля быстрых нейтронов в ячейке реактора БОР-60. А.Р. Белозерова, М.И. Миннебаев	60

Нейтронно-дозиметрическое сопровождение реакторных экспериментов в 2022 году. С.А. Енин, В.В. Павлов, А.Р. Белозерова, Т.И. Чернышева, М.И. Миннебаев	63
Динамический анализ сейсмостойкости корпуса с крышкой реакторной установки СМ. Н.В. Киреев	65
Нелинейный анализ устойчивости корпуса облучательного устройства для наработки углерода-14. Н.В. Киреев	68
Расчётные исследования реакторной наработки углерода-14. Е.И. Ефимов, М.Ф. Валишин, В.В. Пименов, А.И. Долгов	70
Разработка и расчётное обоснование конструкции устройства для облучения в реакторе РБТ-6 микросфер гольмия-165. Т.В. Базова, М.Ф. Валишин, И.Р. Сулейманов	72
Расчёт теплофизических характеристик ампулы с изотопами берклия и калифорния при облучении в нейтронной ловушке реактора СМ. И.Р. Сулейманов, В.А. Узиков, А.В. Куприянов, Т.В. Базова	74
Тестирование расчётного кода Vikond2 при решении механической задачи при установившейся ползучести. И.Е. Акулин, В.Д. Грачёв	76
Особенности формирования загрузки и анализ показателей работы реактора МИР в 2022 году. П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Калыгин, А.А. Хохлин, А.В. Серкин	79
Характеристики активной зоны и обеспечение требований ядерной безопасности при эксплуатации реактора СМ. Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов	82
Организация методического сопровождения реактора СМ после модернизации. Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов	86
Особенности выбора загрузки активной зоны реактора РБТ-10/2 в 2022 году. А.А. Хохлин, А.П. Малков, В.В. Пименов, П.А. Зайченко, Е.И. Ефимов, А.М. Шараев	89
Анализ показателей работы реактора РБТ-6 в 2022 году. А.А. Хохлин, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, В.В. Пименов, С.А. Сазонтов	95
Расчётно-экспериментальное сопровождение эксплуатации реактора ВК-50 в пятидесятую кампанию. Е.Г. Бреусова, А.А. Скрябин, Е.В. Синявина, М.В. Маркелов, Я.А. Роговой	97
Анализ изменения мощности и эффективного коэффициента размножения нейтронов в активной зоне реактора ВК-50 при срабатывании аварийной защиты. А.А. Скрябин, Е.В. Синявина	101
Анализ результатов определения в 2022 году важных для ядерной безопасности реактора БОР-60 параметров. А.П. Малков, А.Е. Дьяченко, В.Ю. Анисимов	104
Определение эффективности рабочих органов системы управления и защиты реактора БОР-60 в подкритическом состоянии по данным проверок их подвижности. В.Ю. Анисимов, А.Е. Дьяченко, А.П. Малков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Юсупова	106

Анализ результатов проведения проливов в реакторе БОР-60. В.Ю. Анисимов, Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, Н.И. Широкова, А.Е. Дьяченко	109
Моделирование активной зоны реактора БОР-60 в программном комплексе МСУ. И.А. Сафиулина, С.В. Широков, В.Ю. Анисимов, А.П. Малков, А.Е. Дьяченко	112

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Введение к разделу 2. Е.А. Звир	116
Материаловедческие исследования твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива, испытанных в условиях, моделирующих штатный и аварийные режимы сухого хранения. Е.А. Звир, И.Н. Волкова, Г.П. Кобылянский, П.А. Ильин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, Г.В. Шишалова, Е.В. Чертопьятов, Т.С. Ильина	118
Исследование поведения полномасштабных твэгов реактора ВВЭР-1000 в режимах вакуумной сушки и проектной аварии при сухом хранении. Е.А. Звир, П.А. Ильин, В.А. Бобин, С.С. Сагалов	121
Коррозионное состояние, механические свойства и микроструктура направляющих каналов и центральной трубы тепловыделяющей сборки ТВС-2М, отработавшей в реакторе ВВЭР-1000 одну топливную кампанию. А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский, А.В. Обухов, Г.Д. Нуруллина, Е.В. Чертопьятов	122
Механические свойства и микроструктура направляющих каналов сборки ТВС-2М, отработавшей в реакторе ВВЭР-1000 в течение двух топливных кампаний. Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев, С.Г. Ерёмин, Д.А. Соколовский, Е.В. Чертопьятов, А.В. Обухов	126
Основные результаты послереакторных исследований сборки ТВС-2М, отработавшей три топливные кампании на втором энергоблоке Ростовской атомной электростанции. С.О. Перепёлкин, Г.В. Шевляков, И.Н. Волкова, П.А. Ильин, С.С. Сагалов, О.Г. Сидоренко, А.С. Хренов	131
Термическая стабильность радиационных дефектов в модельных сплавах циркония. А.О. Посевин, С.Г. Ерёмин, Ю.А. Власов, А.С. Сороколетов, А.С. Новиков	134
Результаты материаловедческих исследований экспериментальных твэлов с ураноплутониевым нитридным топливом после облучения в реакторе БН-600 до максимального выгорания 9 % тяжёлых атомов. А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, П.И. Гринь	137
Материаловедческие исследования образцов сплава ХН80МТЮБ, облучённых в реакторе СМ. А.Л. Ижутов, Е.И. Макаров, Ю.Д. Гончаренко, В.С. Неустроев, Д.А. Соколовский, П.С. Палачёв, Н.К. Калинина, В.Н. Момотов, А.А. Лизин	139

Дореакторные исследования свойств и структуры кандидатных конструкционных материалов для изготовления элементов активной зоны исследовательского жидкосолевого реактора. А.К. Глушкова, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, Ю.Д. Гончаренко, Л.А. Евсеев, С.Н. Сосипаторов	141
Структурно-фазовое состояние высоконикелевого сплава после низкотемпературного облучения в реакторе МИР до повреждающей дозы 0,3 сна. Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов	145
Механические свойства и структура кандидатных конструкционных материалов, планируемых для применения в бланкете гибридной реакторной установки. С.Г. Ерёмин, Е.М. Муралёва, Т.М. Буланова, Е.В. Чертопятов	147
Облучательное устройство для испытания в реакторе БОР-60 в газовой среде образцов конструкционных материалов для малых модульных реакторов со свинцовым теплоносителем. А.И. Плотников, С.Г. Ерёмин, Ю.А. Власов, Р.Н. Гатауллин	149
Определение содержания водорода в поглощающей композиции на основе гидрида гафния. С.В. Белозеров	152
Оценка свариваемости сплавов на основе никеля и молибдена применительно к конструктивным элементам жидкосолевых реакторов. Е.М. Табакин, А.В. Каплин, С.А. Андреев, Ю.В. Иванович	154

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Введение к разделу 3. С.В. Абрамов.....	160
Коррозионная устойчивость никелевых сплавов в расплавленной топливной соли на основе фторидов лития и бериллия в условиях облучения в реакторе СМ. А.А. Лизин, В.Н. Момотов, М.И. Хамдеев	161
Влияние расплава фторидов лития и бериллия различной концентрации на альфа-спектрометрический анализ радионуклидов. А.А. Кожанов, Н.Ю. Незговоров, М.И. Хамдеев	162
Апробация процессов изготовления перспективных топливных композиций. М.А. Кузин	164
Экспериментальная проверка осуществимости количественного отделения цезия перед проведением Пьюрекс-процесса. С.С. Погляд, А.С. Корнилов, В.А. Болдаков, Н.О. Позигун, О.С. Дмитриева	167
Исследование процесса высокотемпературной обработки гранулированного ядерного топлива с массовой долей плутония более 30 %. А.О. Макаров, П.В. Лакеев, А.А. Пылаева, Н.Ю. Незговоров	169

Определение скорости растворения имитаторов оболочек твэлов в жидком цинке. М.А. Кузин	172
Узел керамизации полифункционального радиохимического исследовательского комплекса. Е.А. Бездьякова, О.В. Романова, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева	175
Экспериментальное подтверждение иммобилизации высокоактивных отходов в боросиликатное стекло. О.С. Дмитриева, С.С. Погляд, М.Г. Дмитриев, Е.А. Бездьякова, А.А. Пылаева, К.В. Елисеев	178
Концепция автоматизированной системы управления технологическим процессом перспективных научных радиохимических комплексов. М.А. Кузин	180
Обращение с фосфатными и хлоридными отходами пироэлектрхимической переработки отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах. М.А. Кузин	183
Экспериментальная переработка отработавшего аэрозольного фильтра радиационно-защитной камеры. Д.М. Яндаев, В.А. Резцова, М.Н. Латыпов, В.Н. Момотов	184
Изготовление и исследование стеклоподобных фосфатных матриц для иммобилизации молибденсодержащих высокоактивных отходов. Д.М. Яндаев, В.А. Резцова, Д.Т. Хусаинов, Л.М. Юсупова, А.А. Лизин	185
Химическая деструкция ионообменной смолы. Е.В. Васюнина, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева	187
Создание и испытания экспериментальной сверхвысокочастотной установки по выделению оксидов актинидов из продуктов гидрометаллургической переработки. О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев, Д.А. Капралов	188
Очистка урана-233 от накопившихся дочерних продуктов распада. А.С. Корнилов, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, К.О. Копанева, А.Р. Замалтдинова, В.А. Болдаков, Н.О. Позигун	189
Выделение и анализ состава нептуния и америция из облучённых мавэлов. А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова, А.О. Макаров, В.Н. Момотов, М.И. Хамдеев, А.А. Пылаева	190
Послереакторные радиохимические исследования диоксидов нептуния и америция, облучённых в реакторе БОР-60. В.Н. Момотов, А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова	192
ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ	
Введение к разделу 4. О.И. Андреев	198

Наработка высокоактивного кобальта-60 в модернизированной ловушке реактора СМ. Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Тарасов, Л.Л. Казаков, С.А. Сазонтов	199
Отработка режимов радиохимической переработки берклиевых мишеней с матрицей из порошков меди или никеля. П.С. Буткалюк, Е.Ф. Павлова, Р.Г. Абдуллоев, И.Л. Буткалюк	201
Получение препаратов радия-223 и тория-227 медицинского назначения. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллоев, А.В. Борзова, В.Е. Шаландин, И.В. Новиков, А.Ю. Енизеркина, В.Г. Аббязова, Д.А. Перепёлкин	204
Отработка методов глубокой очистки берклия от изотопов кюрия и калифорния и химических примесей. О.И. Андреев, К.В. Ротманов, Г.В. Гончарова, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев, А.Ю. Енизеркина, В.Г. Аббязова, А.В. Борзова, В.В. Лобаненко	208
Очистка берклия от кюрия, калифорния и продуктов деления. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллоев, А.В. Борзова, А.Ю. Енизеркина, В.Г. Аббязова	211
Определение коэффициентов распределения берклия, калифорния, европия и кюрия на сорбенте в смеси уксусной и азотной кислот в статических условиях. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Енизеркина, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, Р.Г. Абдуллоев	214
Разработка технологии и изготовление опытных образцов сегментов ускорительной мишени с плутонием-242. О.И. Андреев, И.Г. Зеленковский, Д.А. Перепёлкин, К.В. Ротманов	216
Определение коэффициентов снятия, самопоглощения и геометрического фактора при измерении поверхностной загрязнённости методом мазков. Н.Ф. Демченко, А.В. Гармаш, Р.Н. Минвалиев, М.М. Саликов	219
Определение метрологических параметров сканирующих установок для измерения радиохимической чистоты радиоактивных препаратов. А.В. Гармаш, К.В. Малахова, Р.Н. Минвалиев, Е.Ф. Павлова, З.Г. Ушакова, Ю.В. Шагако	220
Разработка технологии сварки облучательных устройств для наработки углерода-14. Е.М. Табакин, Ю.В. Иванович, С.А. Андреев, А.В. Беляев	224

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Введение к разделу 5. В.В. Серебряков	230
Анализ ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами в подразделениях института в 2022 году. А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фрааз	231
Обращение с ядерными делящимися материалами на ремонтно-загрузочном участке комплекса по производству топлива реактора МБИР. А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фрааз	233
Анализ ядерной безопасности регенерации солей электролитического производства топлива. А.В. Акимов, А.П. Малков, Р.В. Самохвалов, Е.С. Фрааз	237
Методология анализа радиационной безопасности объектов ядерного топливного цикла. П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов, Е.А. Гремячкин	239
Обоснование радиационной безопасности топливного комплекса в рамках технического перевооружения. А.Н. Юсупов, С.Н. Кузьмин, Е.А. Гремячкин, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов, А.И. Губкина	243
Анализ защитных характеристик цепочки радиационно-защитных боксов организуемого участка по производству радия-223. А.Н. Юсупов, А.И. Пылаев, П.В. Балеевских, П.С. Буткалюк, А.В. Карасёв, А.И. Губкина, П.А. Михайлов	245
Расчётные исследования для обоснования радиационной безопасности исследовательских ядерных установок. В.Д. Кизин, А.И. Губкина, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов	247
Об установлении проектных пределов радиационных параметров исследовательских ядерных установок. В.Д. Кизин, А.И. Губкина, П.А. Михайлов, А.Н. Юсупов	248
Исследование факторов, влияющих на выход радиоактивных продуктов в окружающую среду при эксплуатации бассейновых реакторных установок. В.Д. Кизин, А.И. Губкина	251
Радиационная безопасность населения в районе размещения института. А.А. Тузов, Ю.Д. Удалов, Т.В. Шарапова	254
Система радиационного контроля промышленной ливневой канализации промплощадки. С.А. Муралев, К.Г. Бульдин	256

О совершенствовании системы обращения с жидкими радиоактивными отходами. К.С. Елфимов, А.В. Мамонов, В.В. Серебряков, В.В. Кухарский	258
Нарушения в работе исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств. М.А. Соловьев, А.Ю. Седин, А.Л. Демидов, К.В. Федупин, Н.А. Калиновская	260

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина	264
----------------------	-----

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

А.В. Шикунов	272
Приложения «Кадровый потенциал» и «Деятельность научного совета»	273
Список сокращений	274
Список авторов статей с указанием страниц издания	284

Научное издание

Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР»

отчет об основных исследовательских работах,
выполненных в 2022 году

Под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина

Редакторы: В.С. Киверова (116–159, 228–261, 274–296 с.)
С.М. Пискунова (160–195 с.)
Н.В. Чертухина (1–115, 196–227, 262–274 с.)

Корректоры: В.С. Киверова, С.М. Пискунова
Дизайн издания М.В. Мочалина
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 15.08.2023. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~ 23,9. Усл. печ. л. 34,41. Печать полноцветная. Бумага мелованная.
Гарнитура Rosatom, Cambria Math.
Тираж 100 экз. Заказ № ПСНФ-000432

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»

Адрес: Западное шоссе, д. 9, г. Димитровград, Ульяновская обл., 433510

Тел.: +7 (84235) 9 83 83

Факс: +7 (84235) 9 83 83

E-mail: niiar@niiar.ru

www.niiar.ru

ISBN 978-5-94831-212-5



9 785948 312125