



НИИАР
РОСАТОМ

65 РАБОТАЕМ
НА БЛАГО
РОДИНЫ!

ГНЦ НИИАР

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ 2021

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

НАУЧНЫЙ ГODOVOЙ ОТЧЕТ 2021

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,
ВЫПОЛНЕННЫХ В 2021 ГОДУ

Димитровград
2022

УДК 621.039
ГРНТИ 58.33.01
ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет 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.

Отчет 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; трансураниевые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Приведены сведения о международной научно-технической и редакционно-издательской деятельности. Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

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

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

© Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт
атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2022

ISBN 978-5-94831-203-3

В 2021 году ГНЦ НИИАР отметил 65-летие со дня образования: 15 марта 1956 года было принято постановление Совета Министров СССР «О строительстве в Мелекессе опытной станции для испытания новых ядерных котлов суммарной мощностью 200 МВт, включая реакторы БН-50, ТГ-50, ВК-50, ГН-50». Минувя один за другим этапы строительства, становления и развития, институт прошел большой и интересный путь от «почтового ящика 30» до государственного научного центра, имеющего статус международного центра исследований под эгидой МАГАТЭ в области реакторных испытаний, реакторного материаловедения, радиохимии, топливных циклов, разработки инновационных видов ядерного топлива и материалов, производства радионуклидов на основе наукоемких технологий.

В основе успехов отечественной атомной отрасли в целом и института в частности всегда лежали высокий профессионализм, научный подход, творческое горение и исключительная ответственность всех участников: от руководителей до непосредственных исполнителей. На шмуцтитулах издания отражена историческая информация о действующих на территории института реакторных установках и находящемся на стадии строительства многоцелевом исследовательском реакторе на быстрых нейтронах МБИР, производственных комплексах предприятия, обзорно представлены их краткие характеристики.

Проекты, реализуемые на площадке института, вносят неоценимый вклад в развитие отечественной атомной науки и техники. На протяжении всей своей истории коллектив ГНЦ НИИАР плодотворно трудится на благо Родины!

ВВЕДЕНИЕ

Основные направления работ института в 2021 году были ориентированы на обеспечение решения научных, технических и технологических задач, стоящих перед Госкорпорацией «Росатом» в ее деятельности по обеспечению долгосрочного устойчивого развития атомно-энергетического комплекса и экономики России, а также достижения глобального технологического лидерства. Особое внимание в отчетном году было уделено реализации проектов комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года».

В рамках данной программы по федеральному проекту «Создание современной экспериментально-стендовой базы для разработки технологий двухкомпонентной атомной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом» были проведены научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы для обоснования создания объектов новой инновационной исследовательской инфраструктуры — реактора МБИР и полифункционального радиохимического комплекса, призванных обеспечить в будущем сохранение лидирующих позиций Российской Федерации в области экспериментального подтверждения реализуемости замыкания ядерного топливного цикла. Выполнен комплекс опытно-конструкторских работ для обеспечения безопасной эксплуатации реакторной установки БОР-60 и проведения экспериментальных исследований.

Продолжены научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в рамках федерального проекта «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» по обоснованию использования сталей марок ЭК181, ЧС138, ЧС139 в гибридных реакторных системах, предназначенных для ускорения промышленного внедрения термоядерных технологий в действующую систему ядерной энергетики.

В рамках федерального проекта «Разработка новых материалов и технологий для перспективных энергетических систем», направленного на сохранение передовых позиций России в области получения и изучения свойств новых сверхтяжелых элементов, экспериментально подтверждена возможность полномасштабной наработки в реакторе СМ изотопов берклия-249 и калифорния-251, которая запланирована на 2025–2030 годы.

Институт продолжил реализацию важных проектов в рамках единого отраслевого тематического плана научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ Госкорпорации «Росатом». Выполнен большой объем экспериментальных и расчетных исследований для обоснования состава топливных солей и конструкционных материалов жидкосолевого реактора, завершён первый этап реакторных испытаний и послереакторных исследований перспективных конструкционных материалов в солевой системе $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ с различными топливными и коррозионными примесями. Разработан технический проект петлевой реакторной установки с естественной циркуляцией для солевых систем $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ и FLiNaK .

Успешно завершена первая стадия разработки и обоснования технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в боковых экранах быстрых натриевых реакторов. Проведены послереакторные исследования макетов элементов для выжигания америция и нептуния, изготовленных по технологии виброуплотнения, облученных до выгорания около 2 % этих изотопов. Модернизированы и аттестованы экспериментальные методики, предназначенные для проведения ускоренных испытаний по определению коррозионных свойств и прочностных характеристик различных материалов активных зон ядерных энергетических установок.

По проектному направлению «Прорыв» выполнен очередной этап испытаний в реакторе БОР-60 макетов твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым (СНУП) топливом и оболочками из сталей марок ЭП823-Ш, ЧС139, ЭП450-ДУО и ЭП823-ДУО, а также макетов пэлов

реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200. В реакторе МИР проведены испытания твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом с моделированием переходных режимов типа RAMP. Продолжены послереакторные исследования твэлов с таким топливом после испытаний в реакторе БОР-60 в составе сборно-разборных облучательных устройств и реакторе БН-600 в составе экспериментальных тепловыделяющих сборок. Выполнены исследования изготовленной в институте тепловыделяющей сборки с виброуплотненным ураноплутониевым топливом после эксплуатации в составе гибридной активной зоны реактора БН-800 в течение трех микрокампаний.

Для отработки технологии изготовления рефабрицированных таблеток СНУП-топлива с младшими актинидами сформулированы технические предложения по модернизации установки высоковольтной электроимпульсной консолидации для обоснования технологии гидрометаллургической переработки отработавшего ядерного топлива. Проведены исследования по проверке методов перевода в раствор нерастворенного остатка окисленного ураноплутониевого нитридного топлива.

В исследовательском реакторе МИР продолжены испытания так называемого ATF-топлива, экспериментального для реакторов ВВЭР и PWR и устойчивого к тяжелым авариям. Исследования после второго этапа облучения показали удовлетворительное состояние как защитных покрытий на основе хрома циркониевых оболочек твэлов типа ВВЭР и PWR, так и твэлов в оболочках из сплава 42ХНМ.

С целью внедрения усовершенствованных тепловыделяющих сборок на российских атомных электростанциях и лицензирования для зарубежных проведены испытания в петлях реактора МИР экспериментальных и полномасштабных твэлов типа ВВЭР-1000 в условиях циклического изменения мощности. Выполнены испытания облученных трубчатых образцов на ползучесть под внутренним давлением для определения характеристик оболочечных труб из сплава Э110 с целью обоснования переходных режимов для сборок реактора ВВЭР-1000.

Завершены работы по обоснованию безопасного вывода из эксплуатации атомной электростанции «Фукусима-Дайити». Получены данные, по результатам которых разработана прогнозная модель изменения топливосодержащих материалов под воздействием деградирующих факторов.

Постоянное развитие компетенций, уникальный опыт безопасной эксплуатации научно-производственного комплекса и широкий спектр проводимых исследований подтверждают значимый вклад АО «ГНЦ НИИАР» в долгосрочное и устойчивое развитие атомного энергопромышленного комплекса Российской Федерации.

А.А. Тузов, директор АО «ГНЦ НИИАР»

САМЫЙ МОЩНЫЙ ВЫСОКОПОТОЧНЫЙ КОРПУСНОЙ ВОДО-ВОДЯНОЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР

СМ

Физический пуск — 23 мая 1961 г., энергетический — 15 октября 1961 г.

Ввод в эксплуатацию: 1961 г.

Реконструкции: 1964 г. (малая), 1965 г. (первая), 1974 г. (вторая),
1977–1978 гг. (третья), 1991–1993 гг. (четвертая).

Модернизация: 2020 г.

Идея: И.В. Курчатов.

Научный руководитель: С.М. Фейнберг.

Разработка:

проекта реактора — НИКИЭТ,

твэлов — ВНИИНМ,

проекта комплекса — ВНИПИЭТ (АО «Атомпроект»).

Разработчикам реактора была присуждена Ленинская премия в 1967 г.

Активная зона с жестким нейтронным спектром, скорость накопления
повреждений близка к реакторам на быстрых нейтронах.

Высокая плотность потока резонансных и тепловых нейтронов в активной зоне.

Каналы в отражателе с плотностью потока тепловых нейтронов

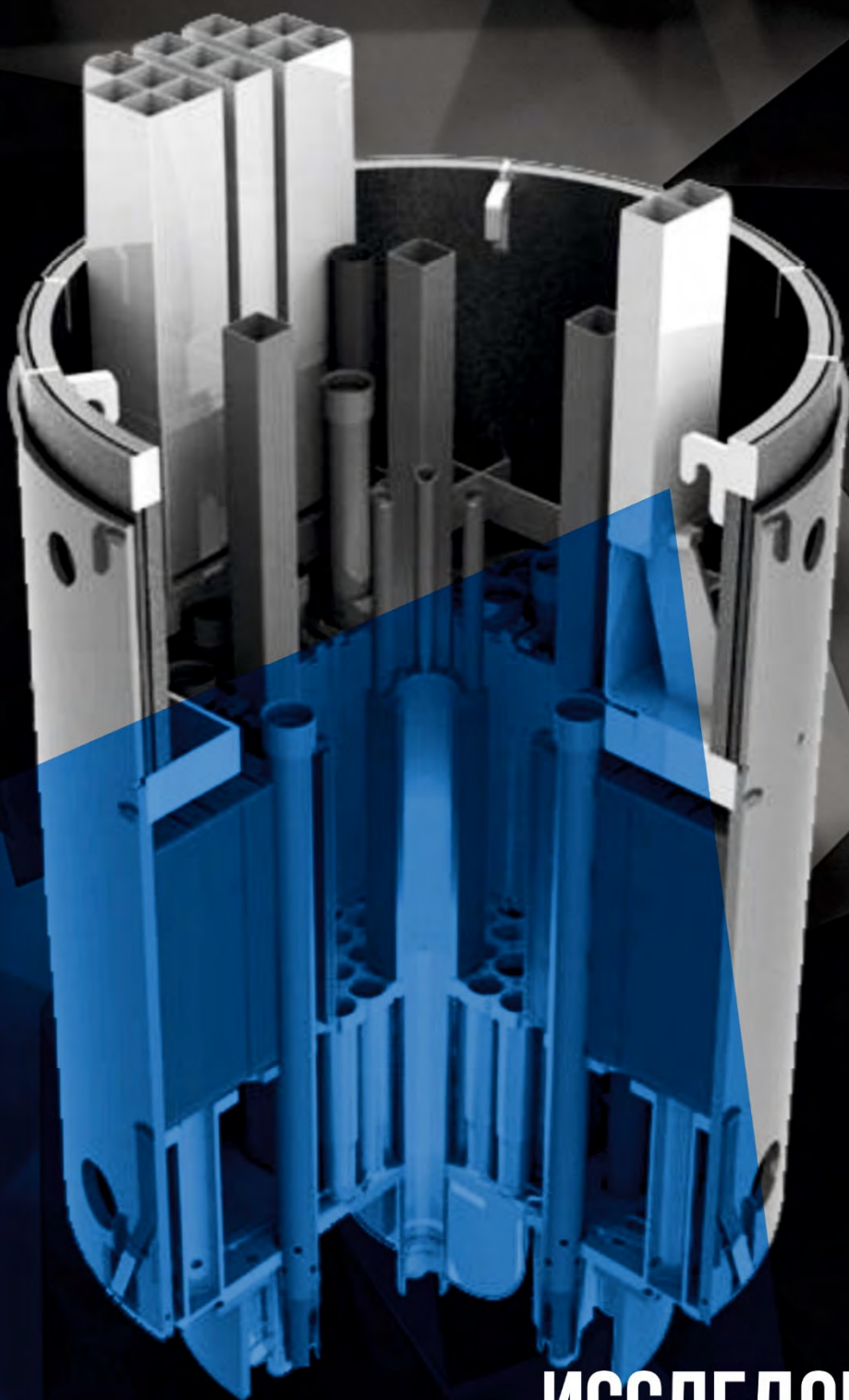
от 10^{14} до $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Наличие нейтронной ловушки с плотностью потока тепловых нейтронов
до $5,0 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Облучение конструкционных материалов при 270–300 °С
и водно-химических режимах теплоносителя.

Ведущее место в России по производству трансурановых элементов
и накоплению радионуклидов с высокой удельной активностью.

Единственный в России производитель калифорния-252.



1

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

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, моделирующих как штатные режимы, так и нарушения 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

Показатели работы реакторов

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60	ВК-50
Максимальная мощность, МВт:						
тепловая	90	6	44	10	50	200
электрическая			–		До 8,0	До 34,32
Выработка электрической энергии, МВт·ч			–		31 837	59 088
Выдача тепла в сеть, Гкал			–		25 489	25 161
Коэффициент использования каналов, отн. ед.	0,86	0,33	0,72	0,50	1,00	–
Число остановок	33	38	21	43	8	2

РЕАКТОР БОР-60

С использованием современных программных средств выполнены расчётное моделирование гидродинамических процессов при аварийной ситуации, связанной с большой течью воды в натрий в парогенераторе, и расчётный анализ аварии при разгерметизации трубопровода слива жидких радиоактивных отходов. Также проведено обоснование ядер-

ной безопасности работ с изделиями, содержащими делящиеся материалы, в радиационно-защитной камере и получено заключение по ядерной безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива. Проведена замена обшивки и установлены ветровые перегородки градирни. По результатам обследования технического состояния строительных конструкций принято решение о продлении срока службы здания исследовательской ядерной установки до 2047 года. Разработан проект по техническому перевооружению реактора (этап 2).

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

- ◆ образцов конструкционных материалов и элементов активных зон реакторов различного назначения, в том числе новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных реакторов типа ВВЭР;
- ◆ макетов твэлов с ураноплутониевым нитридным топливом, оболочками из сталей марок ЭП823-Ш, ЧС139, ЭП450-ДУО и ЭП823-ДУО, а также с гелиевым и свинцовым подслоем, и макетов пэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200;
- ◆ твэлов 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 blankets гибридной реакторной установки;
- ◆ макетов твэлов, конструкционных и поглощающих материалов в рамках контрактов с Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции, компанией «Электрисите де Франс» (Франция);
- ◆ образцов конструкционного графита, предназначенного для эксплуатации в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе, по контракту с компанией «Фангда Карбон» (Китай).

Таблица 1.2

Характеристики материаловедческих сборок и параметры их испытаний

Тип облучательного устройства	Число устройств	Температура испытаний, °С	Достигнутый флюенс нейтронов энергией более 0,1 МэВ, 10^{22} см^{-2}	Характеристика объекта испытаний
Радиационный нагрев	4	330–750	До 2,2	Графит высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (Китай)
	3	315–325	До 2,6	Циркониевый сплав
	1	315–335	До 4,6	Циркониевый сплав (Франция)
Твэльный подогрев	1	315–535	До 3,5	Поглощающий материал
	2	475–525	До 7,4	Поглощающий элемент (Франция)
	4	330–550	До 2,1	Конструкционный материал blankets гибридной реакторной установки
	2	390–550	До 3,2	Конструкционный материал внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР

Таблица 1.3

Краткие характеристики тепловыделяющих сборок и параметры их испытаний

Состав топлива	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %	Вид топлива	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС	
					Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов с энергией более 0,1 МэВ, 10 ²² см ⁻²		
Выгруженные из реактора									
Диоксид урана	27	37	75	Виброуплотнённое	17,5	33	14,6	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450	
	2	19	75		4,3	26	7,4		
	2	19	75		4,9	32	8,6	Разборная; твэльный подогрев	
	1	7	75		1,1	35	1,8		
	1	19	75		1,1	32	1,9		
Находящиеся в реакторе									
Диоксид урана	108	37	75	Виброуплотнённое	15,9	39	11,8	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450	
	1	8	75		1,1	32	1,8		
Нептуний и америций	2	4	—		5,0	—	1,9	Разборная; младшие актиниды	
Композиция на основе нитридов урана и плутония	4	7	0,3	Нитридное смешанное, с массовой долей плутония:	12–21 %	8,1	37	12,1	Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
	1	19	0,3		50 %	6,7	35	6,1	
	1	7	0,3		20 %	1,6	44	3,2	Разборная; макеты твэлов реактора БН-1200

РЕАКТОР РБТ-10/2

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы. Перевод на топливо с увеличенным содержанием урана продолжается без изменения графика работы реактора. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов установки. Осуществлены ядерное легирование кремния и радиационное окрашивание минералов, наработка йода-131 и молибдена-99, последний — в режиме еженедельных поставок. Ведутся работы по модернизации участка ядерного легирования кремния (проект «Горноста́й»¹).

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

РЕАКТОР РБТ-6

Продолжена реализация перспективной программы научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2021–2030 годы. Завершён перевод реактора на топливо с увеличенным содержанием урана, 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. Разработан проект по модернизации иницирующей части автоматизированной системы управления и защиты и начаты работы по изготовлению. В рамках выполнения производственной программы продолжено облучение мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок и получения йода-131. На основе ранее разработанной технической документации ведётся изготовление оборудования для участка радиационного окрашивания минералов (проект «Горностаи»).

РЕАКТОР МИР

Проведены работы, предусмотренные программой управления ресурсом систем и элементов реакторной установки, важных для безопасности. Приняты различные технические и организационные меры, направленные на обеспечение безопасной и надёжной эксплуатации систем и элементов реактора, реализованы мероприятия по поддержанию противоаварийной готовности. Выполняется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы (табл. 1.4). В петлевых установках реактора испытывали экспериментальные твэлы: с композитным ураноциркониевым топливом — в стационарном режиме, со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом — в среде свинца при условии нарушения нормальной эксплуатации, облучали образцы конструкционных материалов.

Таблица 1.4

Основные сведения об экспериментах и петлевых испытаниях твэлов

Цель испытаний	Длина твэла, мм	Число твэлов	Выгорание топлива
Обоснование работоспособности твэла со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом в среде свинца при условиях нарушения нормальной эксплуатации	200	1	—
Обоснование работоспособности толерантного ядерного топлива для реакторов ВВЭР и PWR	500	42	Около 25 МВт·сут/кг урана
Подтверждение ресурсных и коррозионных характеристик экспериментальных твэлов типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима	1 000	10	
Подтверждение ресурсных характеристик и работоспособности экспериментальных твэлов с ураноциркониевым топливом		55	0,3 г/см ³
Обоснование работоспособности экспериментальных твэлов с композитным ураноциркониевым топливом	500	12	Около 10 МВт·сут/кг урана
Подтверждение ресурсных характеристик и работоспособности экспериментальных твэлов в стационарном режиме и режиме циклического изменения мощности	900	24	60–70 МВт·сут/кг урана
Изучение поведения полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000 в режиме циклического изменения мощности	3 836 (активная часть 1 300)	4	

Продолжены петлевые испытания экспериментальных ТВС с ураноциркониевым топливом (по контракту с Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии) и твэлами типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима (по контракту с Китайским институтом атомной энергии), а также полномасштабных твэлов 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. Проводили наработку иридия-192, облучение мишеней со стартовым материалом для наработки тяжёлых изотопов плутония.

РЕАКТОР СМ

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ на 2021–2030 годы и перспективу до 2040 года. После завершения работ по инвестиционному проекту «Барсук»² реактор эксплуатируется на производственном уровне мощности. 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 с целью продления назначенного срока службы. Разработан проект по модернизации информационно-измерительной системы, начаты поставки оборудования в соответствии со спецификацией проекта. Получена очередная лицензия на эксплуатацию реактора до 30 апреля 2026 года.

В облучательных ячейках нейтронной ловушки продолжена наработка трансплутониевых элементов по проекту «Окапи»³, необходимых для изготовления мишеней и проведения экспериментов в Объединённом институте ядерных исследований (г. Дубна) по получению изотопов новых сверхтяжёлых элементов.

Проведены два уникальных эксперимента по изучению коррозионного поведения под облучением при контакте с топливной солью на основе расплавов фторидов лития и бериллия с добавками тетрафторида урана и теллура образцов высоконикелевых сплавов ХН80МТЮ, в том числе и модифицированного, предлагаемых в качестве кандидатных конструкционных материалов жидкосолевого реактора. Разработан технический проект петлевой установки с естественной циркуляцией топливной соли на основе расплавов фторидов лития и бериллия, а также фторидов лития, натрия и калия с добавлением тетрафторида урана при максимальной температуре теплоносителя до 750 °С, включая обеспечивающие системы и стенды, для испытаний образцов кандидатных конструкционных материалов жидкосолевого реактора.

Проведён методический эксперимент и аттестована методика испытаний трубчатых образцов перспективных конструкционных материалов, нагруженных внутренним давлением газа, при высокодозном облучении в канале с естественной циркуляцией воды. В ячейках отражателя реактора начаты испытания макетов нетопливных компонентов и источников нейтронов на основе америция и бериллия по контракту с Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии, а также ураноциркониевого карбонитридного топлива. Разрабатывается методика и ведётся подготовка к облучению образцов кандидатных оболочечных материалов твэлов реакторов ВВЭР-СКД с промежуточным и быстрым спектром нейтронов при сверхкритическом давлении воды, выполняются работы по созданию испытательного оборудования.

Отработана транспортная технология перегрузки ячеек наружного ряда нейтронной ловушки без снятия крышки реактора, что позволило оптимизировать логистику поставок радионуклидной продукции с высокой удельной активностью и увеличить объём поставок.

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

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

В нейтронной ловушке реактора нарабатывали радионуклиды медицинского применения с высокой удельной активностью, такие как селен-75, вольфрам-188, лютеций-177, гадолиний-153. Продолжена наработка иридия-192, кобальта-60 с высокой удельной активностью и востребованного в ядерной медицине йода-125. Осуществляется программа получения изотопов трансплутониевых элементов, в том числе калифорния-252, предназначенного для изготовления нейтронных источников.

КРИТИЧЕСКИЕ СТЕНДЫ РЕАКТОРОВ СМ И МИР

На критическом стенде МИР исследовано влияние на нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора облучательного устройства в условиях нормальной эксплуатации и моделируемых переходных режимах. Полученные данные использованы для обоснования безопасности проведения испытаний указанного устройства в петлевом канале реактора МИР, выданы рекомендации по компоновке активной зоны.

На критическом стенде реактора СМ продолжены исследования нейтронно-физических характеристик реактора с модернизированной активной зоной. Выполнены эксперименты по определению реактивностных характеристик активной зоны при установке в её каналы имитаторов мишеней-накопителей для наработки изотопа берклия-249 (проект «Окапи»). Проведены работы по подготовке изменений конструкторской документации с целью приведения критического стенда в соответствие с модернизированной активной зоной реактора, сформирован комплект документов для получения изменений в условия действия лицензии на эксплуатацию.

РЕАКТОР ВК-50

Реализованы организационно-технические мероприятия по увеличению эффективности и безопасности эксплуатации основного энергетического оборудования. Выполнен капитальный ремонт турбогенератора, паровой турбины, системы её автоматического регулирования, конденсаторов турбины, основных эжекторов и эжектора уплотнений с заменой трубной системы и косметический ремонт центрального и машинного залов. Восстановлены эксплуатационные характеристики градирни с заменой оросительной системы и водораспределительного устройства, усилены строительные конструкции зданий.

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 259 100 МВт·ч.

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

ИСПЫТАНИЯ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ ВОДО-ВОДЯНОГО РЕАКТОРА В РЕЖИМЕ МАНЕВРИРОВАНИЯ МОЩНОСТЬЮ

В петлевом канале реактора МИР проводят эксперимент «Манёвр-1» с твэлами и твэгами из отработавших штатных тепловыделяющих сборок водо-водяного реактора. Основная цель эксперимента — подтверждение работоспособности твэлов российского производства в условиях, характерных для режима маневрирования мощностью реактора. Создано специальное облучательное устройство, позволяющее изменять мощность экспериментальных твэлов примерно в два

раза за время от одной секунды и более. Оно позволяет одновременно испытывать до 12 твэлов. Возможно загружать ранее облучённые полномасштабные длиной до 3 860 мм и рефабрикованные укороченные твэлы, которые оснащены разными датчиками, в том числе для измерения температуры топлива, давления газов под оболочкой, удлинения твэлов.

Облучательное устройство загрузили в канал одной из петлевых установок реактора МИР. Изменение мощности твэлов выполняли, поворачивая поглощающий нейтроны гафниевый экран относительно центральной оси устройства с помощью электропривода (рис. 1.1). Длительность реакторных испытаний составила 188 эфф. сут, в режиме маневрирования мощности — 70 эфф. сут. Выполнено 140 циклов снижения и увеличения мощности. Мощность экспериментальных твэлов изменяли примерно за 12 мин (рис. 1.2).

Показания штатных систем контроля герметичности оболочек твэлов в петлевой установке, а также результаты измерений удельной гамма-активности продуктов деления в пробах теплоносителя во время всего периода испытаний свидетельствовали о сохранении целостности твэлов и их работоспособности.

Эксперимент будет продолжен до достижения 200 циклов снижения и увеличения мощности. После этого запланировано исследование состояния твэлов.

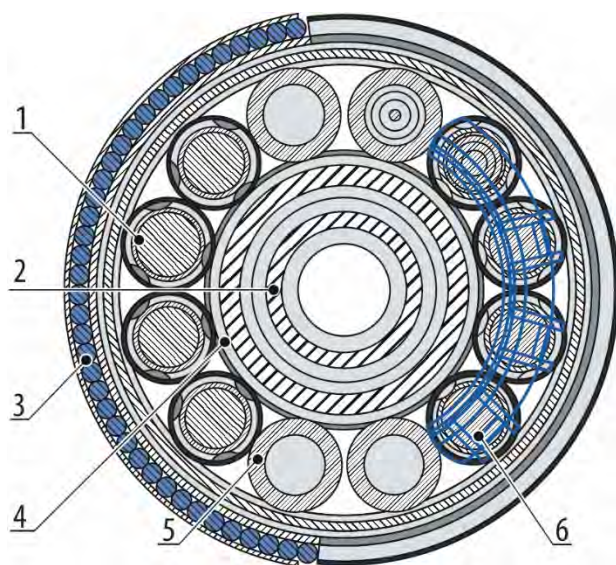


Рис. 1.1. Принципиальная схема облучательного устройства: 1 — полномасштабный твэл; 2 — вал; 3 — поворотный гафниевый экран; 4 — центральный вытеснитель; 5 — вытеснитель; 6 — рефабрикованный твэл

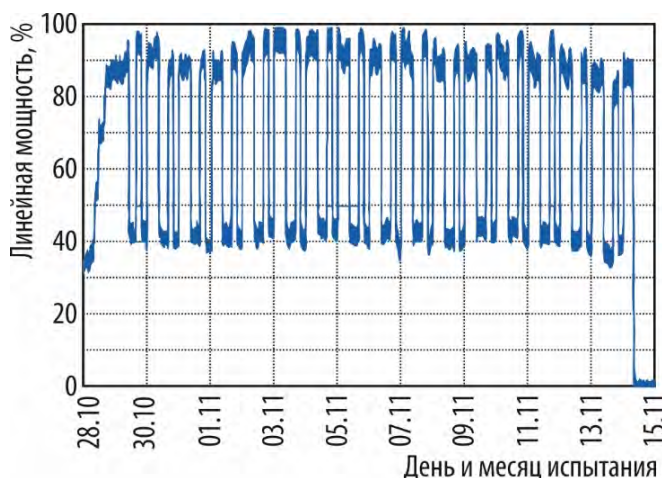


Рис. 1.2. Изменение линейной мощности твэла во время испытаний в режиме маневрирования мощности

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

ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В УСЛОВИЯХ АВАРИИ С ПОЛНЫМ ВВОДОМ РЕАКТИВНОСТИ

Для обоснования применения плотного нитридного ураноплутониевого топлива в активных зонах создаваемых реакторов на быстрых нейтронах выполняют комплекс экспериментальных работ, включающих реакторные испытания и последующее исследование топлива в радиационно-защитных камерах. В частности, в реакторе МИР проведён эксперимент, моделирующий поведение твэла с таким топливом в условиях реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем при неконтролируемом вводе положительной реактивности, который вызывает увеличение мощности примерно в 1,7–1,8 раза от номинального уровня приблизительно за 30 с. В эксперименте была использована ампула, заполненная свинцом и содержащая один укороченный твэл с исследуемым топливом (рис. 1.3). Устройство с ампулой было загружено в петлевой канал реактора МИР, который выводили на уровень мощности, соответствующий номинальной мощности экспериментального твэла, устанавливали необходимую стартовую температуру оболочки и топлива испытуемого твэла. Выдержка при постоянных параметрах перед моделируемым событием составила примерно 12 ч.

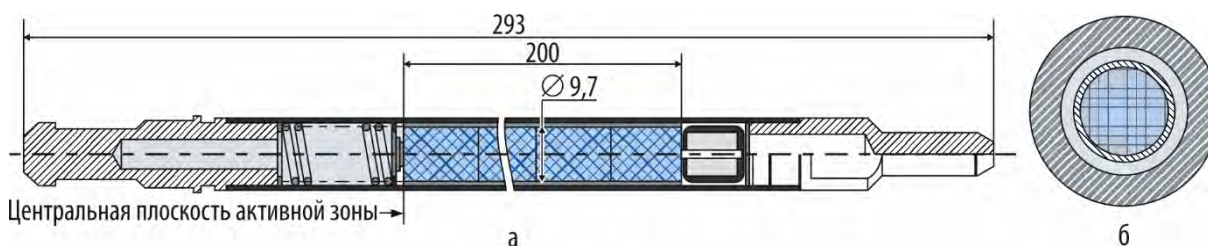


Рис. 1.3. Продольное (а) и поперечное (б) сечение ампулы с экспериментальным твэлом

Далее увеличивали мощность твэла, перемещая относительно него в течение 30 с гафниевый поглотитель. На рис. 1.4 показано изменение мощности экспериментального твэла, определённое по показаниям термоэлектрических преобразователей типа хромель-алюмель и штатных приборов измерения массового расхода теплоносителя. На 50-й секунде после начала моделирования режима с вводом положительной реактивности сработала аварийная защита, и реактор был переведён в подкритическое состояние и остановлен.

Мощность твэла за 20 с была увеличена в 1,8 раза от номинального уровня. Затем была двадцатисекундная выдержка, в течение секунды сработала аварийная защита. На рис. 1.5 и 1.6 показано изменение линейной мощности твэла и распределение температуры по радиусу ампулы в зоне с максимальной температурой, соответствующей расстоянию 120 мм от нижнего торца топливного сердечника, во время эксперимента.

Максимальная температура оболочки твэла до увеличения мощности составила около 570 °С, после её увели-

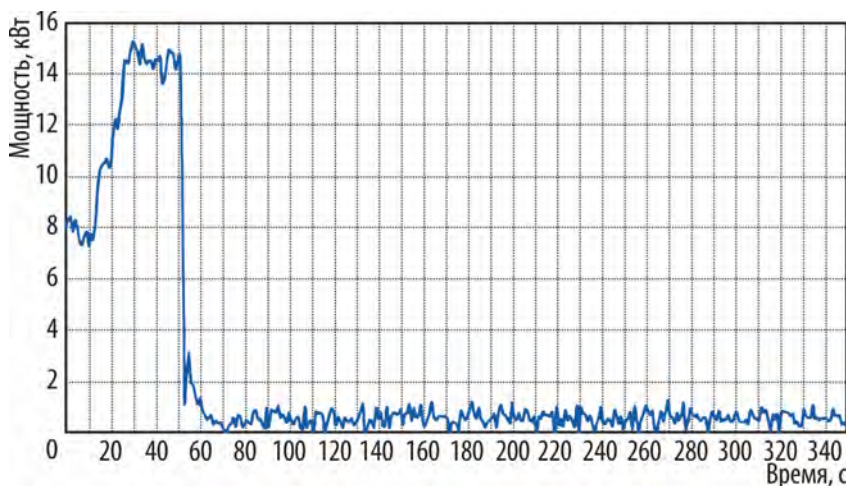


Рис. 1.4. Изменение мощности твэла во время эксперимента

чения — примерно 730 °С, для топлива аналогичные показатели приблизительно равны 1 320 и 1 960 °С.

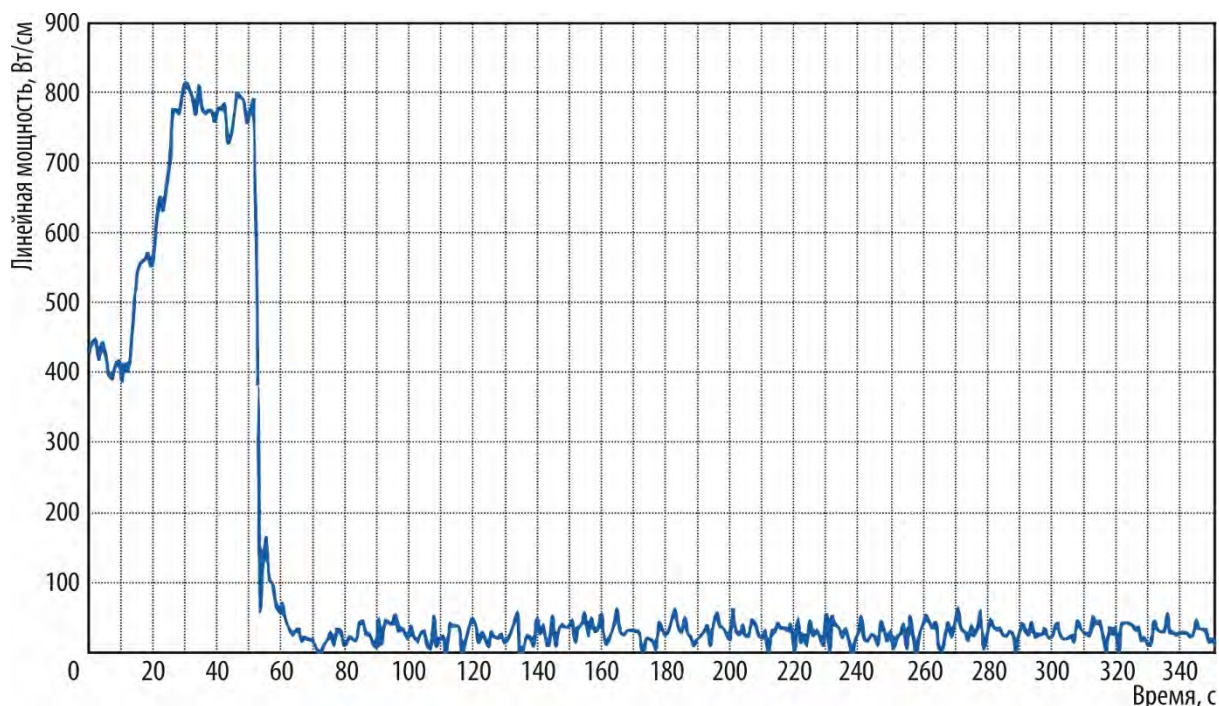


Рис. 1.5. Изменение линейной мощности твэла в зоне с максимальной температурой во время эксперимента

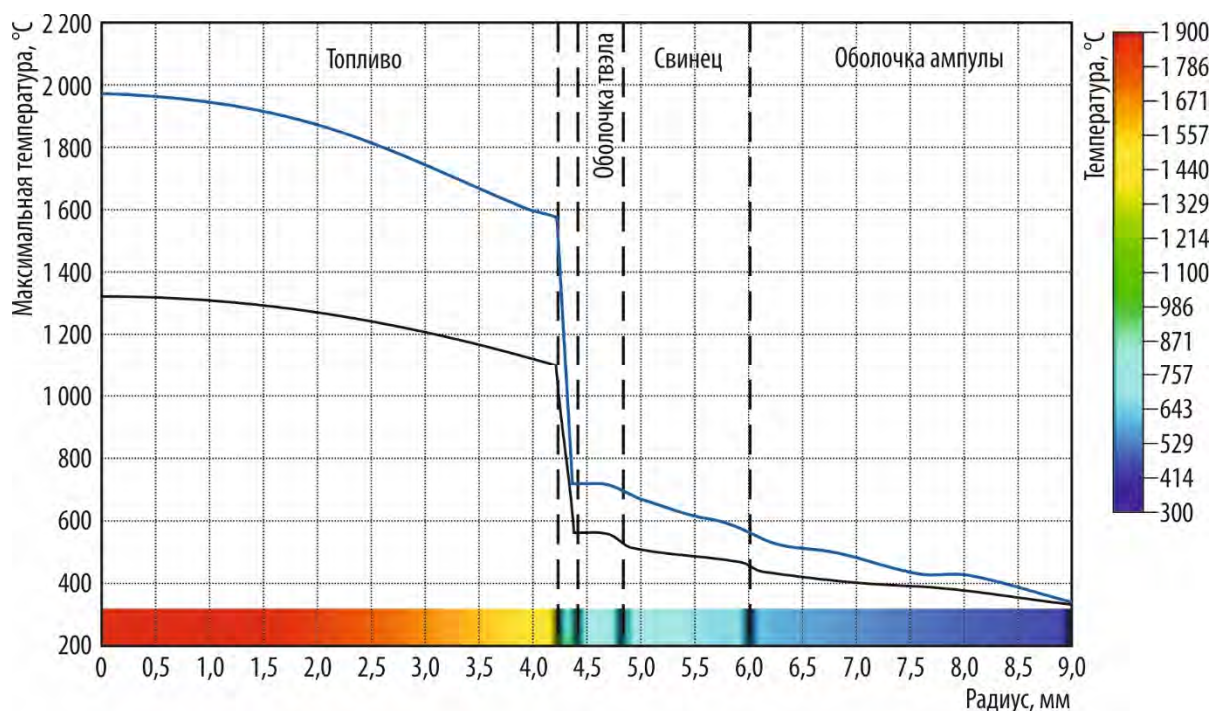


Рис. 1.6. Распределение температуры по радиусу ампулы с твэлом до (—) увеличения мощности и после (---) на координате 120 мм от нижнего торца топливного сердечника

Экспериментальные данные о поведении твэла с плотным нитридным топливом в таком режиме получены впервые.

А.Г. Ещеркин, Е.Е. Кузнецова, А.Л. Ижutow, В.А. Овчинников,
Е.Е. Шахмуть, Р.А. Яшин, С.В. Лобин

ИСПЫТАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РАСПЛАВЕ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ С ДОБАВКАМИ ТЕТРАФТОРИДА УРАНА И ТЕЛЛУРА

Проведены испытания кандидатных конструкционных материалов для реакторов на расплавах солей. Два ампульных устройства (рис. 1.7) облучали в ячейке 11 второго ряда отражателя реактора СМ. Оба устройства представляли собой ампулу в форме полого цилиндра, внутри и снаружи омываемого водой первого контура реактора. Корпус ампулы выполнен из стали марки 12Х18Н10Т. Внутри ампулы в шести обоймах из ванадия на шести этажах размещены образцы и капсулы с коррозионной средой, включающей расплав топливной соли $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ с добавкой тетрафторида урана и теллура.

На первых трёх нижних этажах были размещены по шесть капсул с солью и образцами, на следующих трёх — капсулы с парами теллура и образцы для испытаний в среде гелия. Облучательные устройства располагали в ячейке отражателя таким образом, чтобы центральная плоскость активной зоны проходила по уровню соли в капсулах третьего этажа. Типы образцов, выполненных из высоконикелевых сплавов ХН80МТЮ, ХН80МТЮБ, Хастелой-Н и GH3535, представлены на рис. 1.8.

Для контроля температурного режима в обоймах облучательных устройств было установлено двенадцать термоэлектрических преобразователей типа хромель-алюмель диаметром 1,5 мм по два на этаж. Давление гелия в полости ампулы у всех устройств составляло 0,3 МПа в течение всего периода облучения. Во время остановок реактора между кампаниями облучения среда в ампуле полностью заменялась. Время облучения и максимальный флюенс быстрых нейтронов энергией более 0,1 МэВ в первом облучательном устройстве составили 78,4 эфф. сут и $4,80 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$, во втором — 68,9 эфф. сут и $4,22 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$. Температура образцов, рассчитанная по показаниям термоэлектрических преобразователей, в первом устройстве находилась в диапазоне от 459 до 817 °С, во втором — от 697 до 861 °С.

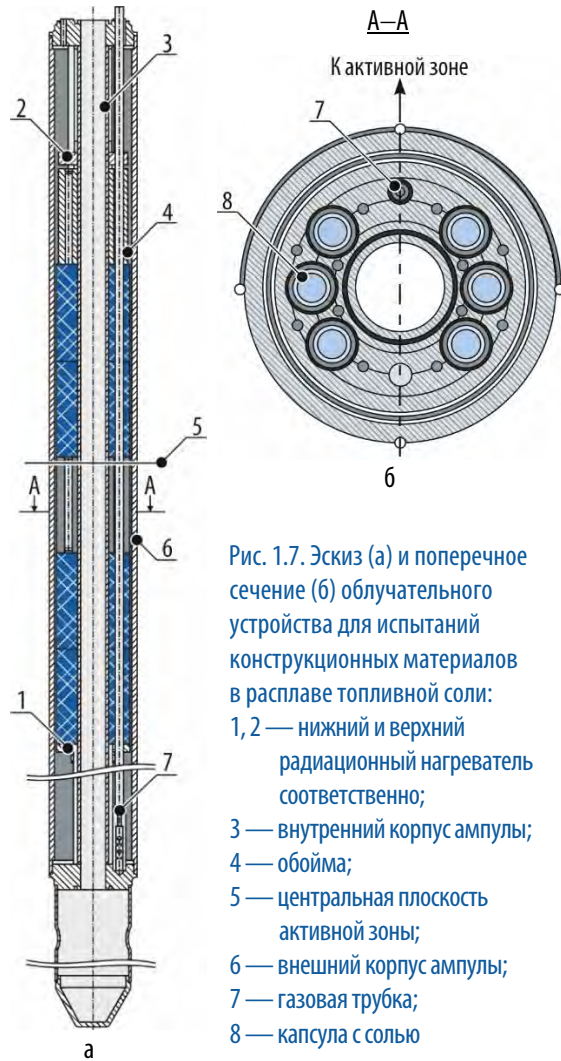


Рис. 1.7. Эскиз (а) и поперечное сечение (б) облучательного устройства для испытаний конструкционных материалов в расплаве топливной соли:

- 1, 2 — нижний и верхний радиационный нагреватель соответственно;
- 3 — внутренний корпус ампулы;
- 4 — обойма;
- 5 — центральная плоскость активной зоны;
- 6 — внешний корпус ампулы;
- 7 — газовая трубка;
- 8 — капсула с солью

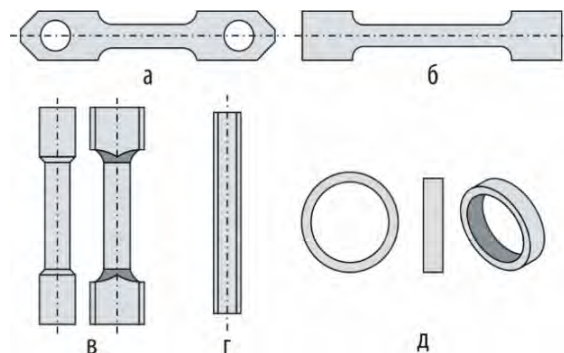
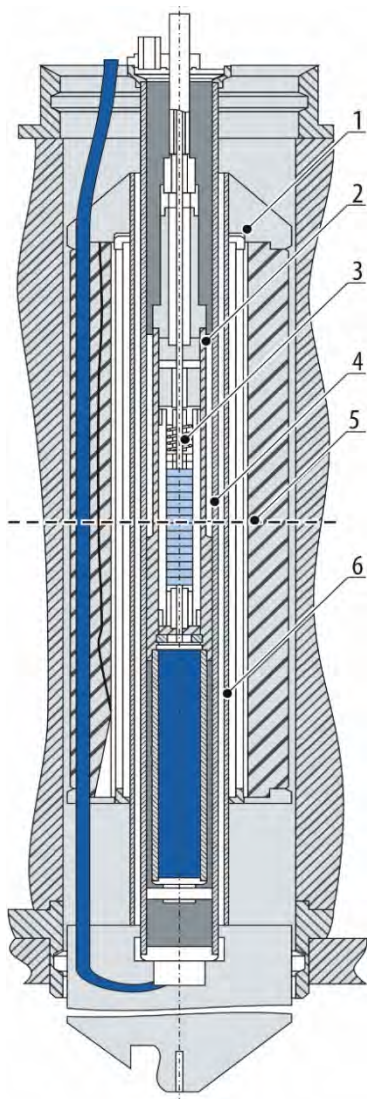


Рис. 1.8. Виды образцов для испытаний в реакторе: плоские (а, б), цилиндрические (в), трубчатый (г) и кольцевой (д)

ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ КАПСУЛЫ С УРАНОЦИРКОНИЕВЫМ КАРБОНИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ



В рамках работ по установлению свойств и характеристик ураноциркониевого карбонитридного топлива в условиях ионизирующего облучения проведены реакторные испытания экспериментальной капсулы со статистически значимой партией таблеток⁴.

Условия испытаний:

Температура..... До 1 327 °С
 Энерговыведение 500–550 Вт/см³
 Среда испытаний..... Гелий
 Давление газа До 0,5 МПа
 Время облучения..... До 200 эфф. сут

Конструкция облучательного устройства включает:

- 1) ампулу из нержавеющей стали диаметром 24 мм и толщиной 1,5 мм, охлаждаемую водой первого контура реактора СМ и выполняющую роль корпуса устройства (рис. 1.9);
- 2) герметичную капсулу, установленную внутри ампулы (рис. 1.10);
- 3) комбинированный экран из гафниевого провода ГФИ-1 диаметром 2,45 мм;
- 4) стальной вытеснитель;
- 5) подвеску с фланцем для крепления на крышке реактора.

Экспериментальная капсула содержит 17 ураноциркониевых карбонитридных таблеток диаметром 8 мм и толщиной 5 мм: 13 исследуемых таблеток, две вспомогательные таблетки низкого обогащения, находящихся в нижней части сердечника, для повышения равномерности температурного поля и две таблетки с центральным отверстием диаметром 2 мм для ввода термоэлектрических преобразователей.

Рис. 1.9. Схема облучательного устройства:

1 — бериллиевый блок; 2 — стальной вытеснитель; 3 — гафниевый экран; 4 — капсула; 5 — центральная плоскость активной зоны; 6 — корпус ампулы

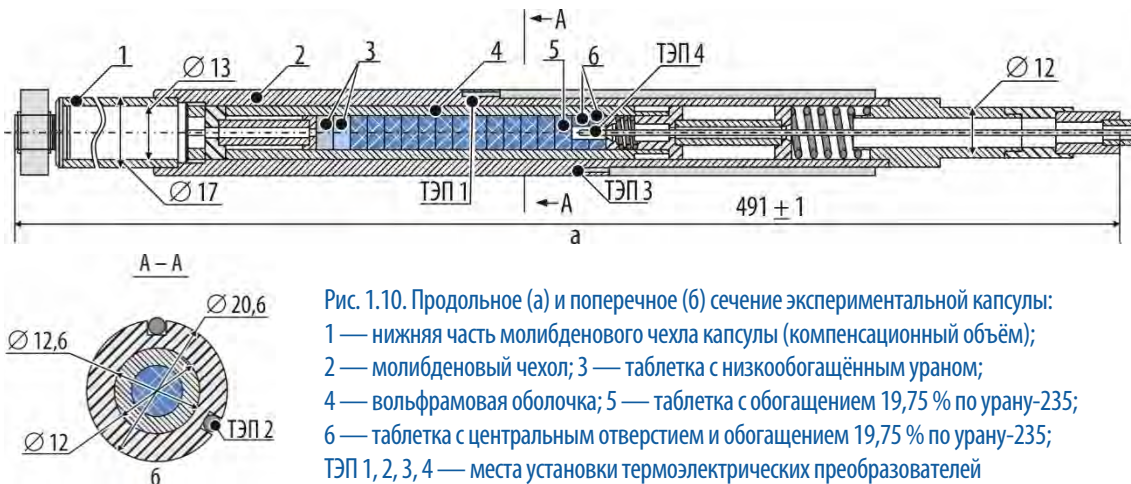


Рис. 1.10. Продольное (а) и поперечное (б) сечение экспериментальной капсулы:

1 — нижняя часть молибденового чехла капсулы (компенсационный объём);
 2 — молибденовый чехол; 3 — таблетка с низкообогащённым ураном;
 4 — вольфрамовая оболочка; 5 — таблетка с обогащением 19,75 % по урану-235;
 6 — таблетка с центральным отверстием и обогащением 19,75 % по урану-235;
 ТЭП 1, 2, 3, 4 — места установки термоэлектрических преобразователей

⁴ По заказу АО «НИИ "НПО „Луч“». — Прим. авт.

На рис. 1.11 представлены первые данные о температуре топливных таблеток и давлении в ампуле в условиях ионизирующего излучения.

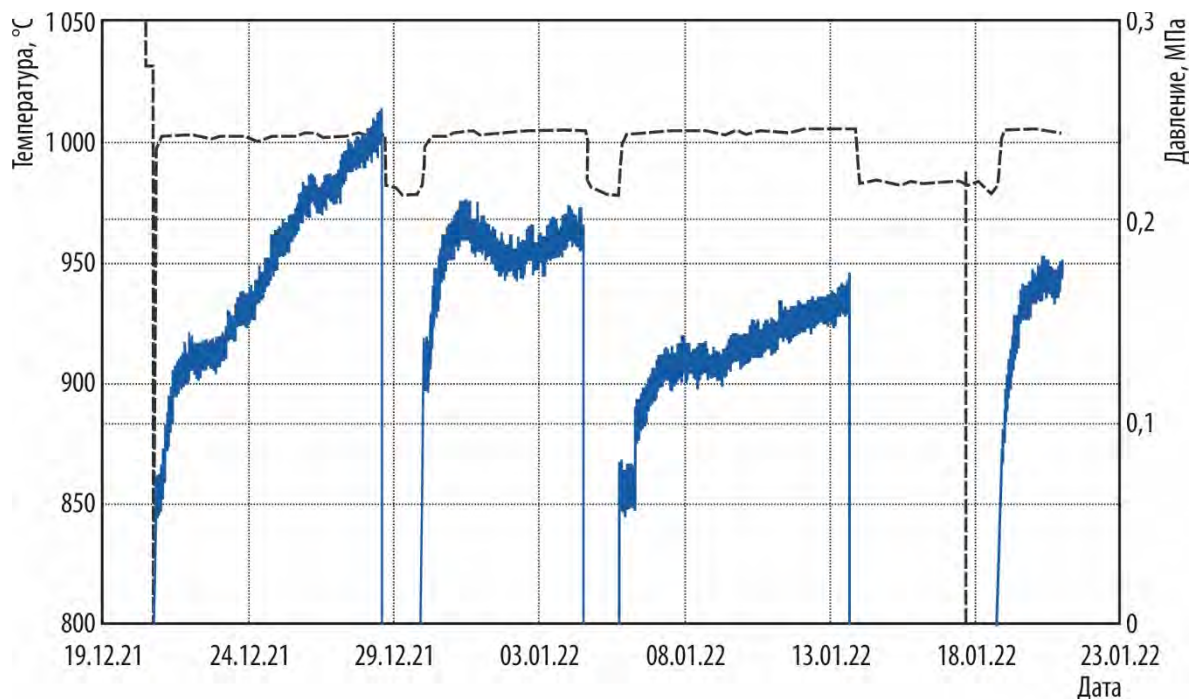


Рис. 1.11. Изменение температуры топливных таблеток (—) и давления в ампуле (---) во время испытаний

Испытания продолжаются.

Г.А. Ильных, Н.К. Калинина, М.С. Каплина

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

В реакторе СМ для испытаний облучательных устройств в водном теплоносителе с заданным водно-химическим режимом применяют высокотемпературные каналы с естественной циркуляцией теплоносителя. Отличительной их особенностью является наличие теплоизолирующего газового зазора между внутренним и внешним корпусом. Разделитель потока позволяет организовать контур естественной циркуляции, обеспечить температуру теплоносителя в канале до 340 °C при давлении 15 МПа. В настоящее время в двух каналах с естественной циркуляцией теплоносителя начаты испытания нетопливных компонентов: макетов органов регулирования, больших и малых выгорающих поглотителей, источников нейтронов — оксида бериллия, америция-241.

Макеты представляют собой оболочку из тонкостенной трубы с заглушками. Внутри размещены либо сердечники из титаната и цирконата диспрозия, смеси оксидов диспрозия и иттрия, титаната и цирконата гадолиния, титаната гадолиния, оксидов бериллия, смеси оксидов гадолиния и иттрия, либо америций-241 и бериллиевый порошок (рис. 1.12). Сердечники и источники поджаты пружинами.

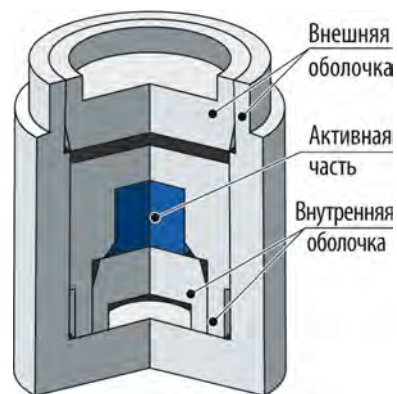
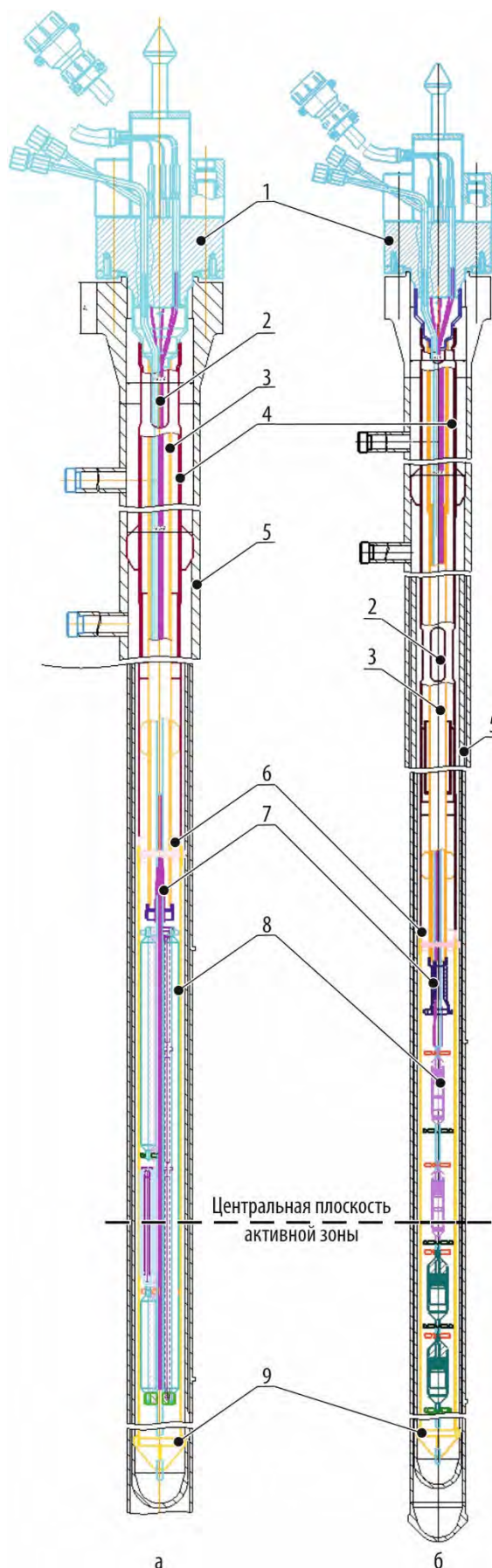


Рис. 1.12. Конструкция макета источника нейтронов с америцием-241 и бериллиевым порошком



Облучательные устройства находятся в корпусе стального высокотемпературного канала (рис. 1.13), загруженного в первый ряд отражателя реактора в ячейку 4, если испытывают нетопливные компоненты, или ячейку 5, если объектом испытания являются источники нейтронов. Рабочие участки устройств и ориентация относительно активной зоны представлены на рис. 1.14. Полость канала подсоединена к компенсатору объёма петлевой установки ВП-3 и заполнена водой (аммиачный водно-химический режим) под давлением 15–15,5 МПа. В межкорпусном пространстве канала находится гелий под давлением 0,3 МПа. Контроль давления в межкорпусном зазоре и компенсаторе объёма осуществляют датчиками МИДА. Для контроля температуры теплоносителя в облучательном устройстве установлено шесть термоэлектрических преобразователей градуировки хромель-алюмель диаметром 1,5 мм: два — в нижней части устройства для контроля температуры теплоносителя на входе в зону размещения макетов, два — для контроля температуры на выходе из этой зоны, ещё два — на уровне переливных окон. Температура теплоносителя при облучении на участке размещения макетов для испытаний нетопливных компонентов — от 320 до 335 °С, источников нейтронов — от 295 до 310 °С.

Рис. 1.13. Схема облучательного устройства в канале для испытаний нетопливных компонентов (а) и источников нейтронов (б):

- 1 — фланец;
- 2 — переливные окна;
- 3, 7, 9 — термоэлектрические преобразователи
5 и 6, 3 и 4, 1 и 2 соответственно;
- 4 — разделитель потока;
- 5 — корпус канала;
- 6 — несущая труба;
- 8 — макеты

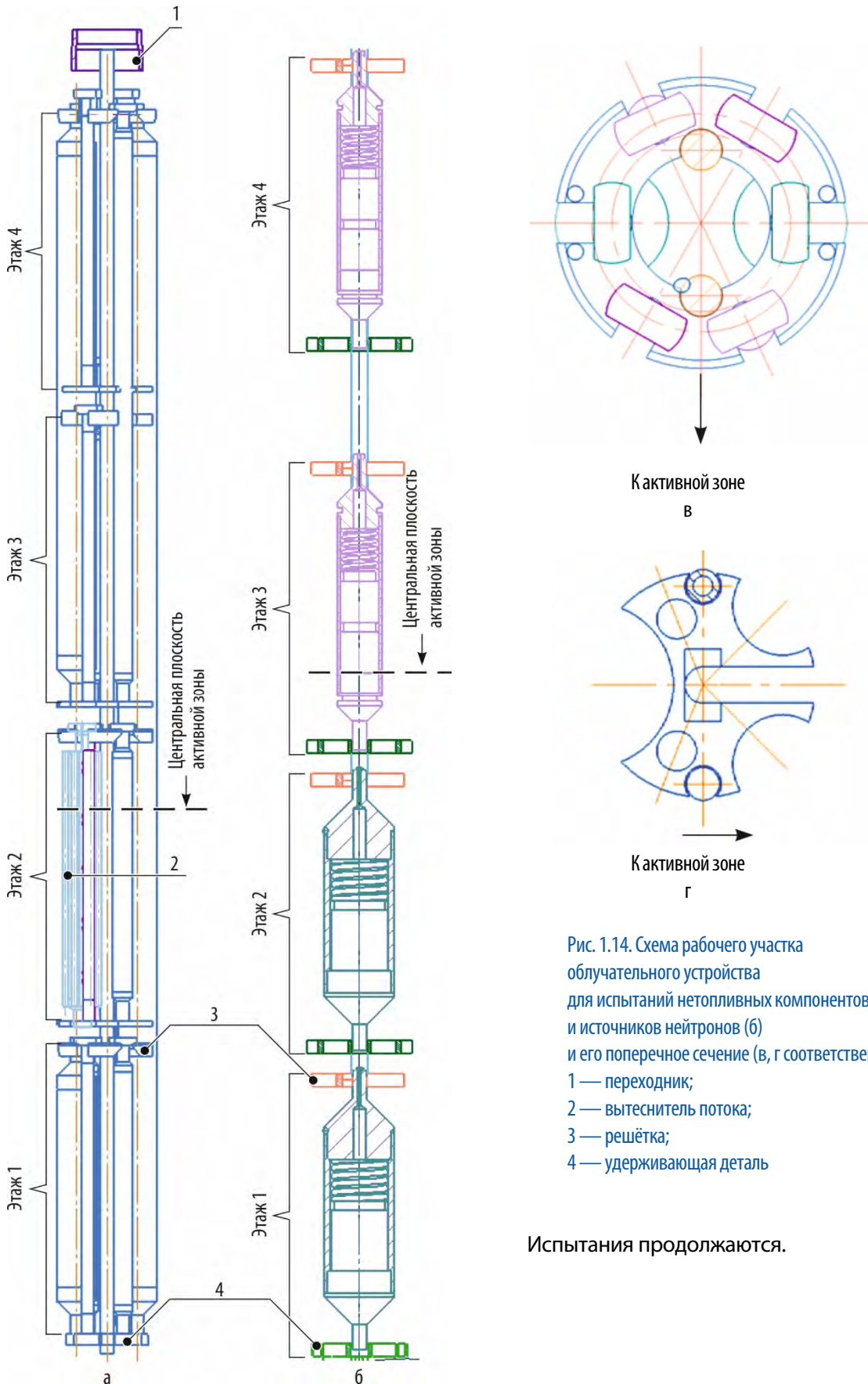


Рис. 1.14. Схема рабочего участка облучательного устройства для испытаний нетопливных компонентов (а) и источников нейтронов (б) и его поперечное сечение (в, г соответственно):
 1 — переходник;
 2 — вытеснитель потока;
 3 — решётка;
 4 — удерживающая деталь

Испытания продолжаются.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ ГАЗОНАПОЛНЕННЫХ ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ВЫСОКОДОЗНОМ ОБЛУЧЕНИИ

Проведение ускоренных исследований механических свойств конструкционных материалов в различных условиях облучения является перспективной задачей современного реакторного материаловедения и требует внедрения соответствующих методик испытаний. Для реализации таких исследований в высокопоточном реакторе СМ разработана методика проведения испытаний нагруженных внутренним давлением газа трубчатых образцов перспективных конструкционных материалов активных зон ядерных энергетических установок при высокодозном облучении в канале с естественной циркуляцией водного теплоносителя. Все методические приёмы были отработаны на реальных образцах конструкционных материалов, что предусматривало облучение образцов в высокотемпературном экспериментальном канале реактора СМ, измерение их геометрических размеров в условиях радиационно-защитной камеры и получение необходимого для метрологической аттестации методики статистически значимого количества данных по изменению диаметра образцов после облучения.

Для проведения испытаний была изготовлена опытная партия газонаполненных трубчатых образцов из циркониевого сплава Э110 с различным внутренним давлением газа. Давление гелия в образцах выбирали в диапазоне от 8 до 15 МПа. Противодействие теплоносителя 15–16 МПа во время испытаний позволило создать условия для проявления как ползучести, так и радиационного роста. Изготовленное облучательное устройство⁵ позволяло разместить 18 образцов в три этажа симметрично относительно центральной плоскости активной зоны реактора. Экспериментальный канал заполняли водой с заданным химическим составом. Для организации естественной циркуляции воды в канале предусмотрен разделитель потока, являющийся внешним корпусом устройства. Разборный корпус имел съёмную нижнюю часть, что позволяло выгружать образцы для измерения их размеров. В течение одной кампании работы реактора (примерно 7 эфф. сут) были проведены методические испытания, которые позволили получить картину распределения температуры на образцах в облучательном устройстве, а также отработать транспортно-технологические приёмы при загрузке облучательного устройства в реактор, его перегрузке в радиационно-защитную камеру, извлечении образцов из облучательного устройства. Испытания проводили в ячейке 4 первого ряда отражателя реактора СМ при следующих параметрах:

Среда испытаний	Вода с заданным химическим составом в условиях естественной циркуляции
Давление теплоносителя	15,1–15,2 МПа
Температура теплоносителя и рабочая температура образцов	290–330 °С
Плотность потока быстрых нейтронов энергией более 0,1 МэВ.....	$2-5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$
Время облучения	164 ч

После окончания реакторных испытаний измеряли диаметр в средней части образцов в условиях радиационно-защитной камеры. Анализ результатов показал, что деформация ползучести сплава Э110 в целом соответствует напряжению, созданному в образце при испытании, увеличиваясь пропорционально росту напряжения. Во всех случаях отмечено увеличение диаметра облучённых образцов.

По итогам проведённых методических испытаний, выполненных измерений образцов и установления метрологических характеристик методика измерений геометрических размеров

⁵ Калинина Н.К., Нуждов А.А. Разработка новой методики испытаний газонаполненных образцов конструкционных материалов при высокодозном облучении. — 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. 31–33. — 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: 08.12.2021). — 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://elibrary.ru/item.asp?id=47293725&pff=1> (дата обращения: 08.12.2021).

при испытании нагруженных внутренним давлением газа трубчатых образцов перспективных конструкционных материалов, включая материалы для корпусов и внутрикорпусных устройств, при высокодозном облучении в канале с естественной циркуляцией воды в реакторе СМ была аттестована.

А.А. Нуждов, Н.К. Калинина

РАЗРАБОТКА И ОБОСНОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ГЕТЕРОГЕННОГО ВЫЖИГАНИЯ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Поскольку в мире уже накоплено около 400 т младших (минор) актинидов [1], которые, обладая большим периодом полураспада, определяют долговременную активность и токсичность отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов, в ядерной энергетике остро стоит проблема утилизации младших актинидов [2, 3]. В настоящее время не существует единой стратегии их утилизации и основными направлениями обращения с ними являются:

- ◆ фракционирование и обращение с отдельными актинидами с возможным коммерческим использованием;
- ◆ иммобилизация в матрицы и долговременное геологическое хранение в составе отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов;
- ◆ трансмутация и выжигание.

Реализация третьего направления возможна в реакторах на быстрых нейтронах [4]: гомогенная трансмутация осуществляется в активной зоне в составе штатного ядерного топлива, гетерогенное выжигание — в торцевых зонах воспроизводства и боковых экранах.

При гетерогенном выжигании младшие актиниды находятся в инертной матрице, то есть не происходит их накопления из-за отсутствия топливных нуклидов, в элементах по выжиганию младших актинидов (мавэлах) в составе специальных сборок по утилизации младших актинидов СУМА. Гетерогенное выжигание позволяет развести потоки «чистого» и «грязного» топлива (топлива с младшими актинидами и без них или с малым их содержанием), обеспечить радиационную безопасность на небольшом производстве топлива для сборок СУМА.

Задача утилизации младших актинидов может быть оптимально решена при одновременном использованием обоих вариантов: в активной зоне — гомогенная трансмутация младших актинидов БН-реакторов (замыкание собственного топливного цикла), боковом экране — гетерогенное выжигание младших актинидов, образовавшихся в реакторах на тепловых нейтронах. Данный подход, позволяющий минимизировать влияние загрузки младших актинидов на параметры реактора и достичь высоких показателей трансмутации, включает несколько взаимосвязанных задач:

1. Химико-технологические задачи: выделение младших актинидов из отработавшего ядерного топлива или радиоактивных отходов, производство как топлива, содержащего младшие актиниды (гомогенная трансмутация), так и топлива на основе младших актинидов (гетерогенное выжигание), также мавэлов и сборок СУМА, переработка отработавшего ядерного топлива с младшими актинидами.
2. Задачи по хранению и транспортировке ТВС с младшими актинидами и сборок СУМА: контейнеризация, охлаждение сборок, радиационная безопасность.
3. Реакторные задачи обращения с ТВС с младшими актинидами и сборками СУМА до и после облучения: эффективность, выжигание, работоспособность твэлов с младшими актинидами и мавэлов, влияние массовой загрузки младших актинидов на параметры реактора.

Выжигание младших актинидов в боковом экране перспективно, во-первых, потому что в настоящее время он не востребован для наработки плутония, поэтому сборки СУМА будут загружаться вместо воспроизводящихборок, во-вторых, влияние массовой загрузки младших актинидов на характеристики реактора минимально, в-третьих, возможна оптимизация условий облучения младших актинидов (смягчение спектра нейтронов).

Целью работы было расчётно-экспериментальное обоснование возможности выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем на примере реактора БОР-60. Для этого разработали технологические процессы по выделению младших актинидов из отработавшего ядерного топлива, изготовлению мавэлов методом виброуплотнения, облучению в реакторе БОР-60 в различных спектрах нейтронов и проведению послереакторных исследований. Был создан участок для получения гранулятов на основе диоксидов америция и нептуния, разработаны и изготовлены экспериментальные установки виброуплотнения младших актинидов в мавэле (рис. 1.15), наработаны и паспортизованы опытные партии младших актинидов (рис. 1.16). Изготовлено восемь мавэлов на основе диоксидов америция и нептуния с плотностью засыпки $4,6 \text{ г/см}^3$, два облучательных устройства с мавэлами и три — с замедлителем на основе гидрида циркония.



Рис. 1.15. Внешний вид установок: виброуплотнения (а), сварочной (б), отсева (в) и измельчения оксидов (г) в перчаточном боксе

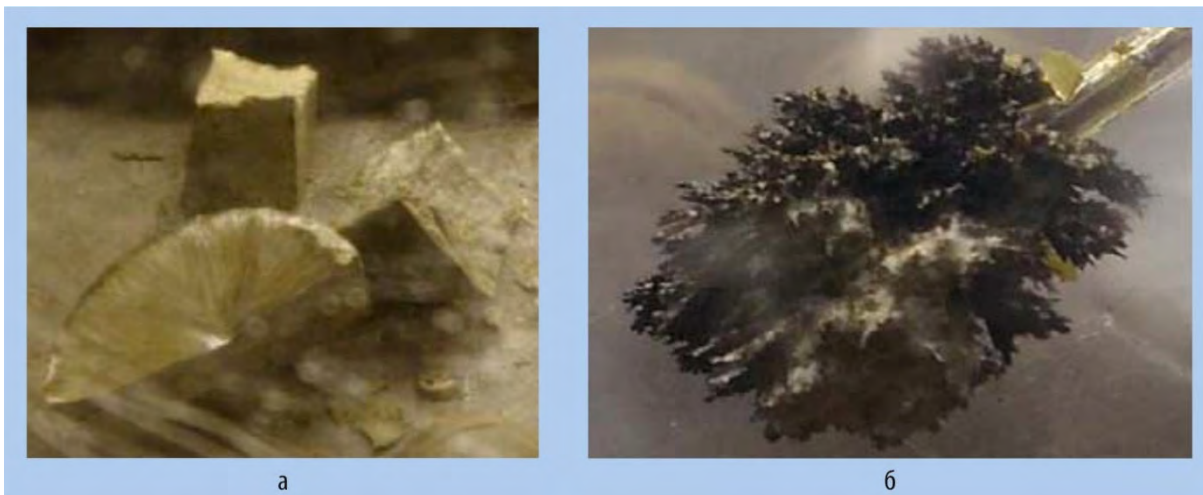
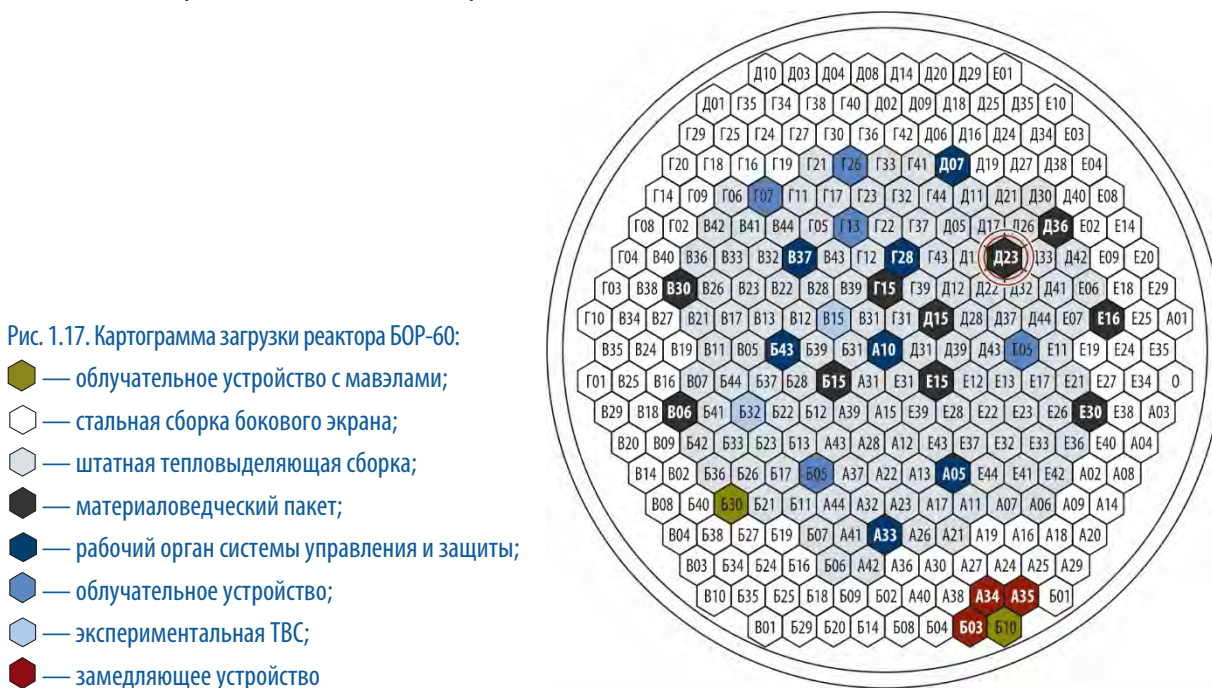


Рис. 1.16. Внешний вид электролита с молибдатом нептуния (а) и катодного осадка (б) в процессе выделения нептуния и америция

Для экспериментального определения эффективности выжигания младших актинидов выбраны две ячейки реактора БОР-60: ячейка Б10 в девятом ряду, окружённая тремя облучательными устройствами с замедлителем, и ячейка Б30 в седьмом ряду на границе активной зоны и бокового экрана без замедлителя (рис. 1.17).



Начатое в декабре 2020 года испытание мавэлов в реакторе БОР-60 в составе двух облучательных устройств перекрывает возможный диапазон спектров нейтронов в реакторах на быстрых нейтронах (рис. 1.18).

В мае 2021 года по два мавэла из каждого облучательного устройства были выгружены из реактора для проведения послереакторных исследований. Для определения эффективности выжигания младших актинидов были проведены расчётные исследования их длительного облучения в ячейках Б30 и Б10. Продолжительность облучения ограничивали достижением предельно допустимой повреждающей дозы на оболочке мавэлов. В ячейке Б10 со смягчённым нормированным спектром нейтронов возможно выжигание младших актинидов до 90 % (рис. 1.19).

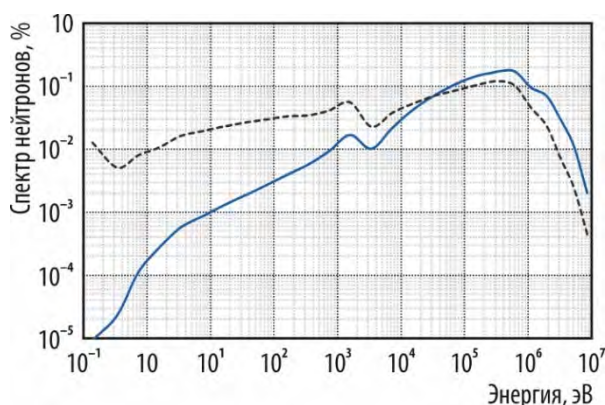


Рис. 1.18. Нормированный спектр нейтронов в облучательных устройствах в ячейках Б30 (—) и Б10 (---)

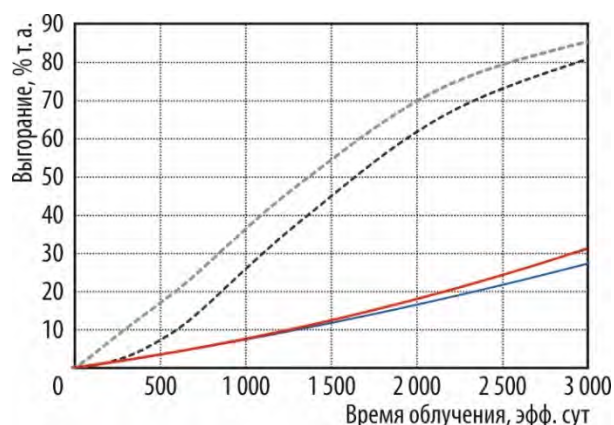


Рис. 1.19. Выжигание нептуния (— и —) и америция (— и —) в ячейках Б30 (— и —) и Б10 (— и —)

Для подтверждения результатов расчётов необходимо продолжить реакторные испытания мавзлов в реакторе БОР-60 до достижения высокого выгорания топлива и провести разрушающие послереакторные исследования. Расчётно-экспериментальные исследования гетерогенного выжигания младших актинидов в исследовательском реакторе БОР-60 позволят перейти к промышленной апробации данной технологии в реакторе БН-800.

Список литературы

1. Андрианов А.А., Архангельский Н.В., Журавлёв И.Б. и др. Перспективные технологии утилизации минорных актинидов. — М.: Центр аналитических исследований и разработок частного учреждения «Наука и инновации», 2021. — 102 с.
2. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Полежаев А.А., Хасанова А.Э. Расчётные исследования эффективности выжигания младших актинидов в реакторе БОР-60. — 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. 27–30. — 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: 08.12.2021). — 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://elibrary.ru/item.asp?id=44077094&pff=1> (дата обращения: 08.12.2021).
3. Жемков И.Ю. Трансмутация младших актинидов как способ уменьшения высокоактивных отходов в ядерной энергетике // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2020. Вып. 4. С. 10–18. — 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: 08.12.2021). — 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=44391725> (дата обращения: 08.12.2021).
4. Жемков И.Ю., Ижutow А.Л., Набойщиков Ю.В., Тузов А.А. [Электронный ресурс]. Гетерогенное выжигание минор-актинидов в реакторе на быстрых нейтронах. — Сборник докладов отраслевой научно-технической конференции «Замыкание топливного цикла ядерной энергетике на базе реакторов на быстрых нейтронах», Сочи, Россия, 28–29 октября 2021 г. С. 137–146. — Официальный сайт госкорпорации «Росатом» / Календарь событий /

Отраслевая конференция ЗЯТЦ / Сборник докладов. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://www.innov-rosatom.ru/events/proriv/otraslevaya-konferentsiya/sbornik-dokladov.php> (дата обращения: 02.03.2022).

*М.Н. Гурьева, И.Ю. Жемков, А.Л. Ижutow,
В.Н. Момотов, Ю.В. Набойщиков, Е.В. Фокеева*

ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ СО СМЕШАННЫМ НИТРИДНЫМ УРАНОПЛУТОНИЕВЫМ ТОПЛИВОМ

С 2012 года в реакторе БОР-60 испытывают экспериментальные твэлы различной конструкции со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом для обоснования его работоспособности в перспективных активных зонах реакторов на быстрых нейтронах. Объектом испытаний были макеты твэлов реакторов БРЕСТ и БН-1200 с таблеточным низкофоновым ураноплутониевым моноснитридным ядерным топливом, в том числе с добавлением младших актинидов, отличающиеся типоразмером, навивкой, решёткой, материалом оболочки, составом подслоя, целевыми параметрами испытаний. С начала облучения испытаны 14 экспериментальных разборных облучательных устройств, отличающихся количеством и диаметром твэлов, толщиной оболочек и контактным подслоем (гелий или свинец). Обогащение топлива составляло 12 и 20 %, максимальная температура оболочек твэлов — 650–700 °С. В процессе реакторных испытаний из отдельных устройств извлекали твэлы для проведения послереакторных исследований.

В отчётном году были проведены послереакторные исследования твэлов из двух облучательных устройств и испытания экспериментальных твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом в составе пяти облучательных устройств (табл. 1.5, см. рис. 1.17).

Таблица 1.5

Параметры облучения экспериментальных устройств

Параметр	Номер облучательного устройства				
	2	4	10	11	17
Местоположение: ячейка, ряд	Е05, 4	Г13, 4	Г07, 6	Г26, 6	Б05, 4
Интегральный флюенс нейтронов, 10^{22} см^{-2}	29,6	25,3	8,0	3,4	3,7
Флюенс нейтронов энергией более 0,1 МэВ, 10^{22} см^{-2}	23,5	20,2	6,1	2,5	3,0
Повреждающая доза на оболочке твэла, сна	117	100	30	12	15
Выгорание топлива, % т. а.	7,7	6,2	6,7		1,4

Следует отметить, что на оболочках твэлов из облучательных устройств 2 и 4 была достигнута повреждающая доза 117 и 100 сна соответственно. Для обеспечения достижения столь высокой повреждающей дозы проводили замену чехлов.

Испытания твэлов будут продолжены.

*А.Н. Козолуп, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина,
Ю.В. Набойщиков, М.Г. Шаронова*

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО КАНАЛА РЕАКТОРА БОР-60 ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИСПЫТАНИЙ С ПРОМЕЖУТОЧНОЙ ОСТАНОВКОЙ

Для проведения исследований совместного влияния радиационного воздействия и температуры на структуру и свойства различных материалов, используемых в ядерной энергетике, необходимы данные реакторных испытаний. Интерпретацию результатов послереакторных исследований и определение дозовой зависимости изменения структуры и свойств материалов проводят на основе данных о значении флюенса нейтронов (повреждающей дозы). Особенностью проведения испытаний в реакторе БОР-60 является дискретный характер флюенса нейтронов, который может быть достигнут на образцах материалов в течение одной микрокампании реактора. Это связано с его годовым графиком работы: четыре микрокампании в год и, соответственно, четыре остановки реактора для проведения перегрузочных операций. Для некоторых материалов характерны изменения структуры и свойств при относительно небольшом радиационном воздействии, поэтому необходимо облучение наборов образцов до достижения малых значений флюенса нейтронов. При этом для получения требуемых значений нужно проводить реакторные испытания в ячейках бокового экрана с малой плотностью потока нейтронов, где условия отличаются от облучения в активной зоне, в которой испытания должны быть краткосрочными, то есть меньше продолжительности одной микрокампании.

Для краткосрочных реакторных испытаний было предложено использовать экспериментальный канал активной зоны реактора БОР-60, позволяющий проводить промежуточную выгрузку облучательного устройства во время микрокампании для замены образцов. Использование канала позволяет сократить продолжительность остановок реактора до 1–2 сут, поскольку к каналу имеется прямой доступ и нет необходимости вращать поворотные пробки, а соответственно, разогревать их систему уплотнений и расцеплять приводы рабочих органов системы управления и защиты. Для проведения испытаний образцов было разработано специальное облучательное устройство, состоящее из корпуса с наружными размерами, соответствующими штатной ТВС, герметичной газонаполненной ампулы с образцами и термометрического зонда. Облучение исследуемых образцов должно проводиться в контакте с гелием, заполняющим внутреннюю полость ампулы. Образцы будут размещены в гнездах трёх обойм, расположенных в ампуле соосно одна над другой. Конструкция ампулы обеспечивает размещение центральной обоймы с образцами на уровне максимальной плотности потока нейтронов. В процессе испытаний показания термоэлектрических преобразователей термометрического зонда запишут и в дальнейшем используют при анализе параметров реакторных испытаний и интерпретации результатов послереакторных исследований.

В соответствии с разработанной программой реакторных испытаний в течение одной микрокампании реактора при идентичной температуре будет последовательно облучено два набора образцов до различных доз нейтронного облучения. После достижения требуемого значения флюенса нейтронов на образцах и экспериментального подтверждения необходимых температурных параметров испытаний реактор переведут в подкритический режим, в извлечённом облучательном устройстве ампулу с образцами заменят на идентичную со вторым (необлучённым) набором образцов и установят обратно в экспериментальный канал для продолжения облучения до достижения второго целевого значения флюенса нейтронов. Так как конструкция облучательного устройства и нейтронно-физические характеристики в ячейке остаются неизменными, то дальнейшее экспериментальное определение температуры уже не потребуется, а фактические температурные условия испытаний второго набора образцов будут определены расчётно-экспериментальным методом на основе анализа данных по первому этапу облучения.

Предложенный метод использования экспериментального канала позволит расширить возможности реактора БОР-60.

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

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ОБРАЗЦОВ ОБМОТОЧНОГО ПРОВОДА ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ПОВЫШЕННОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ И ПОТОКА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ

Объектом исследования являлись образцы обмоточного провода на основе микрокомпозитного сплава меди и ниобия⁶. Такие провода могут быть использованы в проектируемых электромагнитных насосах, насосах-дресселях холодных фильтров-ловушек и других изделиях атомной техники. Целью работы было проведение ускоренных исследований электрофизических свойств образцов обмоточного провода в атмосфере защитного газа (аргона) в процессе облучения с одновременным воздействием температуры около 450 °С и потока быстрых нейтронов энергией более 0,1 МэВ при наборе флюенса до значения, соответствующего назначенному ресурсу этого провода. Испытания образцов провода двух типов, которые были скомпонованы в сборку, проводили в вертикальных экспериментальных каналах реактора БОР-60 [1, 2]. Образцы первого типа предназначены для измерения электрического сопротивления проводника обмоточного провода в процессе облучения и выполнены в виде цилиндрической спирали, намотанной на каркас из алюминиевого сплава. Образцы второго типа предназначены для испытания межвитковой изоляции при облучении и выполнены в виде отрезков провода, расположенных параллельно и плотно прилегающих друг к другу широкими боковыми поверхностями [3]. Образцы размещены в кольцевой полости между штангой и стенкой каркаса диаметрально противоположно друг другу.

Каждую сборку образцов с одинаковым содержанием ниобия располагали в своём облучательном устройстве с электрическими нагревателями, включающем пробку биологической защиты и стойку, к которой прикреплена сборка образцов, четырёхпроводные измерительные линии, подключённые к образцам первого типа, высоковольтные линии, подключённые к образцам второго типа [2]. Корпус устройств снабжён газовыми штуцерами для подсоединения газовых линий от газовакуумного стенда. После загрузки облучательного устройства в вертикальный экспериментальный канал требуемую температуру внутри зон обогрева каждого из них в процессе облучения поддерживали автоматически с помощью системы электропитания электронагревателей, контроля и регулирования температуры. Требуемое давление аргона внутри устройств обеспечивали, используя газовакуумный стенд.

Получены экспериментальные значения электрического сопротивления проводников образцов первого типа и проверена работоспособность изоляции образцов второго типа при одновременном воздействии температуры около 450 °С и потока быстрых нейтронов до флюенса примерно $1,7 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$. Результаты исследований будут использованы для обоснования применения обмоточного провода на основе микрокомпозитного сплава меди и ниобия в проектируемых изделиях атомной техники.

Список литературы

1. Ревякин Ю.Л., Неверов В.А. Возможности вертикальных экспериментальных каналов реактора БОР-60 для облучения материалов в широком диапазоне температуры и интенсивности ионизирующих излучений: препринт: НИИАР-2(854). — Димитровград: ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. — 28 с.
2. Гребёнкин Ю.П., Жулинский С.И., Набойщиков Ю.В. и др. Электрофизические исследования образцов обмоточного провода в процессе воздействия повышенной температуры и потока быстрых нейтронов. — 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. 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/ngo-2020_1.pdf (дата обращения: 08.12.2021). — Доступно также на сайте РИНЦ —

⁶ Работа выполнена по заказу АО «ВНИИНМ». — Прим. авт.

научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=47293700>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=47293734&pff=1> (дата обращения: 08.12.2021).

- ГОСТ 15634.4-70. Провода обмоточные. Методы испытания изоляции напряжением. — М.: ИПК «Издательство стандартов», 1999. — 10 с.

С.И. Жулинский, С.Н. Комаров, Ю.В. Набойщиков

КОНТРОЛЬ ПОЛОЖЕНИЯ ПОГЛОЩАЮЩЕГО ЭКРАНА В ОБЛУЧАТЕЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ

Для разработки и обоснования работоспособности ядерного топлива и конструкционных материалов в переходных и аварийных режимах проводят динамические эксперименты с маневрированием мощностью в петлевых каналах реактора МИР. При таких испытаниях используют специальные облучательные устройства с гафниевыми экранами. Угол поворота такого экрана в экспериментах до 2021 года контролировали штатными приборами контроля петлевой установки по изменению мощности (разности температуры теплоносителя на входе и выходе) петлевого канала с облучательным устройством. Тогда регистрация положения поглощающего экрана была возможна благодаря высокой суммарной мощности твэлов в устройстве, а также разному количеству твэлов, перекрываемых экраном, на каждом этапе эксперимента⁷. Начиная с 2021 года конструкция устройства была изменена: количество твэлов и их мощность уменьшились, число твэлов, одновременно перекрываемых поглощающим экраном, на каждом этапе стало одинаковым, а скорость поворота экрана увеличилась. Поэтому потребовалось разработать иной метод контроля положения экрана в активной зоне. Было предложено использовать изменение перепада давления теплоносителя, проходящего через петлевой канал с облучательным устройством, при вращении экрана. При отклонении экрана от положения 0° или 180° происходит увеличение гидравлического сопротивления, с помощью штатных приборов контроля петлевой установки регистрируют увеличение перепада давления. На рис. 1.20 представлено изменение перепада давления теплоносителя в петлевом канале с облучательным устройством при повороте поглощающего экрана на 360° во время апробации метода. Угол поворота определён с помощью

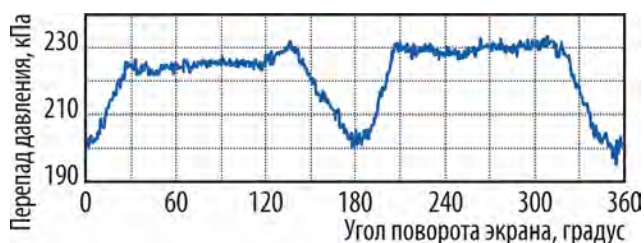


Рис. 1.20. Изменение перепада давления в петлевом канале

инкрементного энкодера, установленного на электроприводе вращения.

Представленные результаты показывают, что предложенный метод позволяет оперативно регистрировать положение гафниевого экрана в облучательном устройстве с точностью $\pm 5^\circ$ без использования дополнительных внутриреакторных датчиков.

Е.Е. Кузнецова, А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть, Р.А. Яшин, Д.А. Черников

⁷ Ещеркин А.Г., Овчинников В.А., Шахмуть Е.Е. и др. Проведение экспериментов со скачкообразным увеличением мощности твэлов. — Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет 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 / Отчеты / Научный годовой отчет / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 08.12.2021). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077089&pff=1> (дата обращения: 08.12.2021).

ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО ДЛЯ ИСПЫТАНИЯ ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД

В высокопоточном исследовательском реакторе СМ планируют проводить облучение цилиндрических образцов при закритических параметрах теплоносителя, соответствующих реактору ВВЭР-СКД (рис. 1.21). Для этого разработана конструкция двухкорпусного ампульного облучательного устройства.

Облучательное устройство (рис. 1.22) состоит из наружного и внутреннего корпусов, алюминиевой цилиндрической межкорпусной проставки. Внутри ампульного устройства загружают подвеску с разделителем потока и рабочим участком, в котором на одном этаже размещают образцы, на двух этажах — радиационные нагреватели. Подвеска герметично крепится на верхнем фланце корпуса ампульного устройства. На уровне активной зоны в межкорпусном пространстве располагается цилиндрическая алюминиевая проставка для улучшения сброса тепла для предотвращения перегрева внутреннего корпуса. Внутри облучательного устройства размещён разделитель потока из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т. Для организации циркуляции теплоносителя и создания требуемого температурного режима на расстоянии от 1 до 1,5 м выше центральной плоскости активной зоны в разделителе потока предусмотрены переливные окна. Сверху и снизу от этажа с четырьмя образцами расположены этажи с радиационными нагревателями, которые состоят из вольфрамовых стержней в чехлах из нержавеющей стали. Каждый этаж с нагревателями содержит по четыре стержня. Образцы и нагреватели на этажах расположены симметрично относительно центральной оси облучательного устройства. Межкорпусное пространство через специальный патрубок в верхней части устройства заполняют гелием до давления 10–15 МПа, внутреннюю полость устройства — специально подготовленным водяным раствором до давления 15–20 МПа. В процессе выхода реактора на мощность в полости достигается рабочее давление 25–30 МПа. Планируемая температура испытаний — не более 550 °С. Облуча-

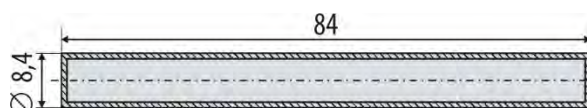


Рис. 1.21. Конструкция цилиндрического образца

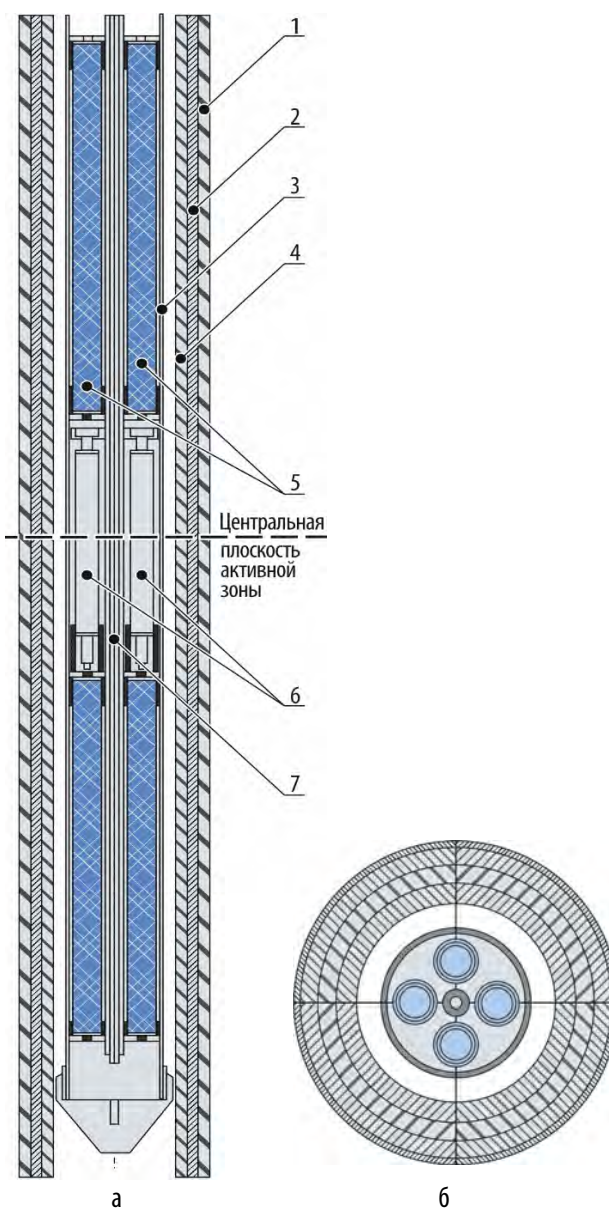


Рис. 1.22. Схема рабочего участка облучательного устройства (а) и его поперечное сечение (б): 1 — наружный корпус; 2 — алюминиевая проставка; 3 — разделитель потока; 4 — внутренний корпус; 5 — радиационный нагреватель; 6 — трубчатый образец; 7 — центральная трубка

тельное устройство снабжено термоэлектрическими преобразователями для контроля температуры теплоносителя и датчиками МИДА для контроля давления в полостях облучательного устройства.

Проведены нейтронные, теплогидравлические и прочностные расчёты конструкции двухкорпусного ампульного облучательного устройства с обоснованием необходимых параметров испытаний.

Н.К. Калинина, В.С. Мусеев⁸

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ РАСЧЁТЫ ПАРАМЕТРОВ ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР ПРИ СВЕРХКРИТИЧЕСКОМ ДАВЛЕНИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Для обоснования выбора кандидатных оболочечных конструкционных материалов и опытных твэлов для реактора ВВЭР-СКД были начаты разработка эскизного проекта устройства для облучения опытных твэлов с различным обогащением урана и содержанием плутония и предварительные расчёты обоснования возможности проведения испытаний этих твэлов в канале реактора МИР при следующих параметрах:

Давление теплоносителя Не менее 27 МПа
 Температура, °С:
 теплоносителя 400–550
 оболочки твэлов Не более 650
 Количество твэлов До 36 шт.

Рассмотрены варианты испытаний опытных твэлов в реакторе МИР при сверхкритическом давлении теплоносителя: ампульные испытания с естественной циркуляцией и петлевые испытания с поддержанием принудительной циркуляции (табл. 1.6). Работы ведутся параллельно в обоих направлениях. Петлевые испытания являются более затратными, так как для их проведения требуется разработать проект, изготовить и ввести в эксплуатацию новую петлевую установку с требуемым для обеспечения параметров теплоносителя теплотехническим и технологическим оборудованием. К петлевым испытаниям можно будет приступить не ранее 2030 года. Поэтому в настоящее время основным источником получения информации о поведении опытных твэлов при сверхкритическом давлении теплоносителя являются ампульные испытания в действующих петлевых установках реактора МИР.

Для предварительных расчётов предложено два варианта конструкции активной части ампульного устройства (рис. 1.23):

- 1) активная часть состоит из пяти пучков опытных твэлов, расположенных друг над другом, каждый из пучков — из опорной и верхней решётки, и трёх опытных твэлов, размещённых по треугольной решётке с шагом 9,42 мм;
- 2) активная часть состоит из трёх связанных между собой и находящихся в теплоизолирующей обечайке трубок диаметром 11,4 мм, толщиной 1 мм, в каждой трубке друг над другом — по пять опытных твэлов.

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

Таблица 1.6

Варианты проведения испытаний опытных твэлов

Параметр	Ампульные испытания	Петлевые испытания
Размещение и условия облучения	Ампульное устройство размещается в петлевом канале петлевой установки реактора с возможностью охлаждения ампулы снаружи теплоносителем с параметрами: давление до 16 МПа, расход до 12 т/ч, температура 90–250 °С. Внутри ампулы — естественная циркуляция теплоносителя	Облучательное устройство размещается в петлевом канале петлевой установки реактора с поддержанием принудительной циркуляции теплоносителя
Габариты	Диаметр устройства до 60 мм, высота устройства до 3 600 мм, активной части — до 1 000 мм	Внутренний диаметр канала до 70 мм, высота устройства до 3 600 мм, активной части — до 1 000 мм
Условия охлаждения твэлов	Давление теплоносителя до 28 МПа, температура 300–550 °С, естественная циркуляция	Давление теплоносителя до 25 МПа, расход до 1–2 т/ч, температура 200–550 °С
Начало испытаний	С 2024 года	С 2030 года
Дополнительные возможности	Возможность размещения в одном устройстве до 15 твэлов	Контролирование и регулирование водно-химического режима теплоносителя в процессе испытаний, возможность организовать рекуперативный участок в петлевом канале для подогрева теплоносителя и установить в опускном участке петлевого канала твэлы для дополнительного подогрева теплоносителя на входе в ТВС с опытными твэлами, камера смешения в петлевом канале для снижения температуры теплоносителя на выходе из петлевого канала

Первый вариант конструкции ампульного устройства позволяет обеспечивать перемешивание теплоносителя при прохождении в межтвэльном пространстве, второй — естественную циркуляцию и равномерную скорость теплоносителя в каждой из трубок. Предварительные результаты теплогидравлического расчёта для обоих вариантов представлены на рис. 1.24 и в табл. 1.7. Второй вариант конструкции ампульного устройства является предпочтительным, так как удовлетворяет требованиям по максимальной температуре оболочки.

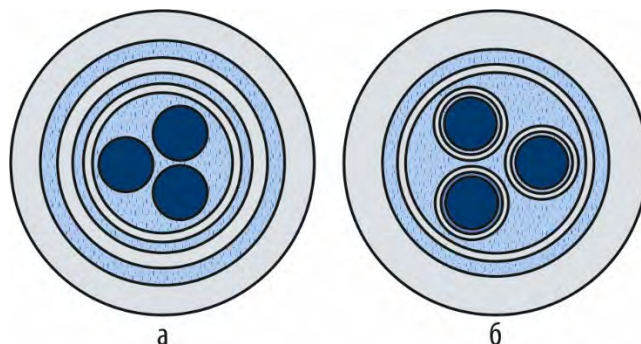


Рис. 1.23. Первый (а) и второй (б) варианты конструкции ампульного устройства:

- вода с параметрами сверхкритического давления;
- опытный твэл;
- конструкционный материал

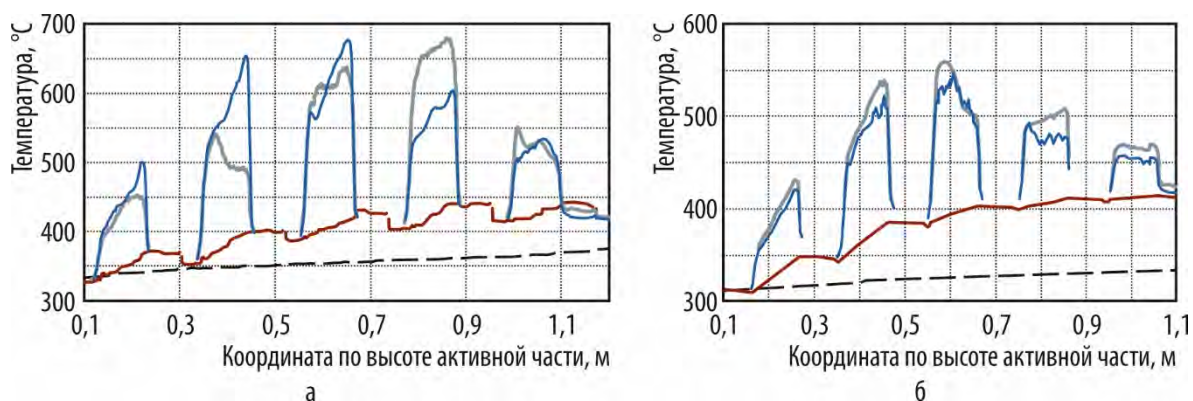


Рис. 1.24. Изменение температуры на оболочке опытного твэла на внутренней (—) и наружной (—) поверхности и теплоносителя в петлевом канале и облучательном устройстве в опускном участке между корпусом и разделителем потока (---) и подъёмном участке (—) для первого (а) и второго (б) варианта конструкции ампульного устройства

Таблица 1.7

**Результаты теплогидравлического расчёта
для двух вариантов конструкции ампульного устройства**

Параметр	Требуемое значение	Вариант	
		1	2
Температура теплоносителя, омывающего твэл, °С	400–500	430	415
Максимальная температура оболочки твэла, °С	Не более 650	677	559
Давление, МПа	Не менее 27	30	
Максимальная линейная нагрузка, Вт/см	Не более 300	169	
Скорость теплоносителя, омывающего твэл, м/с		0,2–0,4	0,3–0,5
Плотность теплоносителя, кг/м ³	—	250–500	300–550

Предложено предварительно провести стендовые испытания на электрообогреваемых имитаторах твэлов в водном теплоносителе при параметрах сверхкритического давления с целью:

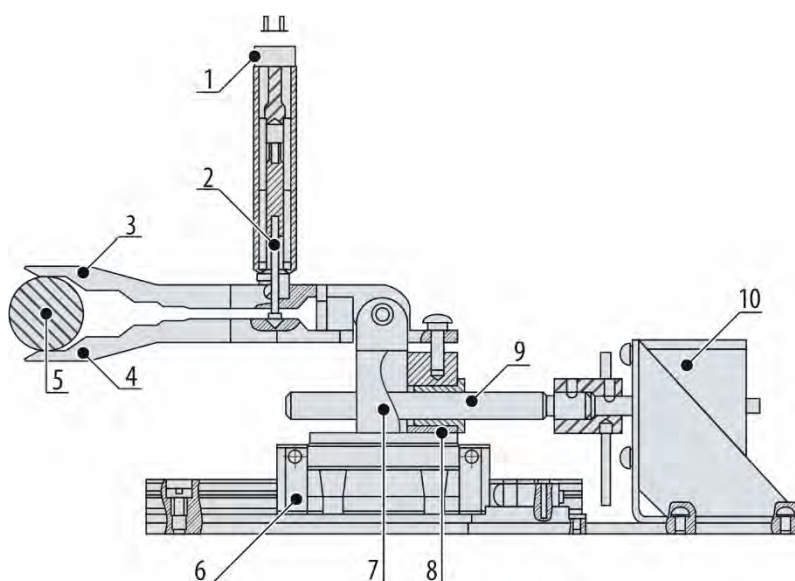
- ♦ изучения и получения эмпирических данных о свойствах теплопередачи в зоне ухудшенного теплообмена для диапазонов по давлению от 22 до 35 МПа, по температуре от 300 до 650 °С;
- ♦ изучения условий охлаждения одного, а также пучка электрообогреваемых имитаторов твэлов (7 и 18 шт.);
- ♦ моделирования условий охлаждения на стенде, характерных для петлевого канала реактора МИР;
- ♦ обоснования безопасности проведения экспериментов в петлевом канале при сверхкритическом давлении теплоносителя;
- ♦ отработки принятых конструкторских и технологических решений при разработке отдельных элементов и узлов конструкции ампульного устройства, а также выбранного оборудования и элементов стенда высокого давления, предназначенных для нагнетания и поддержания высокого давления в ампульном устройстве.

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

УСТАНОВКА ДЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО ДИСТАНЦИОННОГО ИЗМЕРЕНИЯ ВНЕШНЕГО ДИАМЕТРА ЦИЛИНДРИЧЕСКИХ ОБРАЗЦОВ

При подготовке к проведению реакторных испытаний и после их завершения зачастую возникает необходимость измерения внешнего диаметра большого количества образцов в нескольких сечениях и пространственных ориентациях относительно продольной оси. Для упрощения этого рутинного процесса и улучшения качества и скорости измерений разработана установка для автоматизированного дистанционного измерения диаметра цилиндрических образцов, способная работать в радиационно-защитной камере. Основой установки является измерительный механизм (рис. 1.25).

Рис. 1.25. Схема измерительного механизма: 1 — дифференциально-трансформаторный датчик перемещения; 2 — плунжер датчика перемещения; 3 и 4 — верхний и нижний щупы механизма; 5 — сечение измеряемого образца; 6 — каретка; 7 — держатель; 8 — втулка резьбовая; 9 — винт; 10 — шаговый двигатель



Щупы располагаются на держателе и могут перемещаться при помощи винтовой передачи из винта и резьбовой втулки, шагового двигателя и каретки. Когда образец попадает между щупами, он разводит их на некоторое расстояние, в результате происходит перемещение плунжера дифференциально-трансформаторного датчика, так как его корпус прикреплён к одному щупу, а плунжер упирается во второй. Для измерения образцов различных номинальных размеров рабочий участок щупов имеет ступенчатую форму. Сигнал с датчика перемещения при помощи преобразователя конвертируется в постоянное напряжение, которое затем переводится в значение диаметра при помощи калибровочной зависимости, заранее снятой перед измерениями. Для перемещения измерительного механизма вдоль оси образца и выбора измеряемого сечения он смонтирован на направляющих и приводится в движение отдельным приводом. Поворотно-захватное устройство обеспечивает удержание образца при измерении и поворот на заранее известный угол. Основу устройства составляет шаговый двигатель, сама захватная часть может видоизменяться в зависимости от особенностей измеряемых образцов. Управление приводами установки и обработку сигнала датчика осуществляют при помощи специального программного обеспечения, которое позволяет задавать требуемые параметры измерения: положение сечений для измерения, угловое положение образца, количество измерений в каждом положении.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ОПТИМИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БОР-60 ДЛЯ УМЕНЬШЕНИЯ АЗИМУТАЛЬНОЙ НЕРАВНОМЕРНОСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК

В реакторе БОР-60 проводят испытания топливных, поглощающих, замедляющих и конструкционных материалов. Спрос на облучение различных ядерных материалов огромный, но испытания способны вносить существенное возмущение в распределение параметров реактора. На азимутальную неравномерность распределения нейтронно-физических характеристик оказывает влияние несколько факторов: несимметричное аксиальное и радиальное расположение рабочих органов системы управления и защиты, глубина выгорания ядерного топлива в штатных ТВС, количество экспериментальных устройств. Расположение рабочих органов системы управления и защиты изменить невозможно, однако снизить их влияние можно при оптимизации загрузки активной зоны экспериментальными устройствами и за счёт перестановки штатных ТВС с различной глубиной выгорания топлива. С этой целью было проведено расчётное моделирование работы реактора, включающее две перегрузки с возможностью извлечения отработавших тепловыделяющих сборок. В качестве исходных данных использовали информацию о фактической загрузке одной микрокампании и программы перегрузок реактора. С помощью программы КАР [1] была создана расчётная модель для программы TRIGEX [2]. Анализ результатов расчёта позволил выделить пять ТВС, которые по дозовым параметрам (флюенс быстрых нейтронов энергией более 0,1 МэВ) должны быть выгружены после выбранной для расчётного исследования микрокампании, так как они к следующей перегрузке реактора, во время

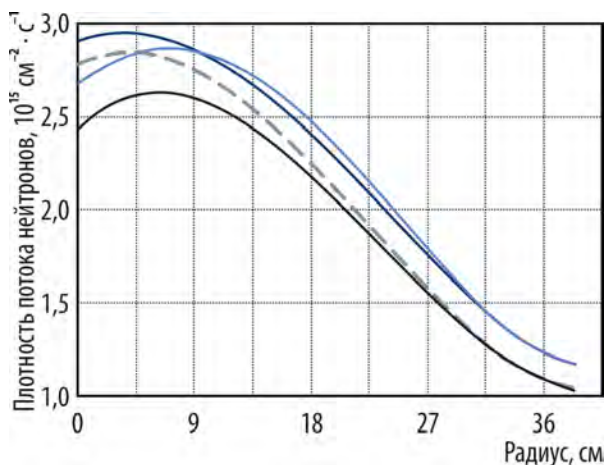


Рис. 1.26. Радиальное распределение минимальной (—, — — —) и максимальной (—, —) плотности потока нейтронов в реальной (—, —) и оптимизированной (— — —, —) компоновке активной зоны

которой выгрузка ТВС допустима, наберут флюенс нейтронов, превышающий предельно допустимое значение $1,5 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$. Поскольку превышение незначительно, было предложено переставить эти ТВС в ячейки с меньшей плотностью потока нейтронов, что позволило продлить их эксплуатацию. Результаты расчётов реактора с оптимизированной компоновкой активной зоны подтвердили снижение азимутальной неравномерности основных нейтронно-физических характеристик (рис. 1.26): значительно уменьшилась азимутальная неравномерность в центральной области, плотность потока нейтронов увеличилась вплоть до пятого ряда активной зоны, при этом снижение средней плотности потока нейтронов за пределами этого ряда минимально.

Ещё одним важным аспектом предложенной оптимизации является увеличение эффективности использования ядерного топлива за счёт более полного использования ресурса ТВС. В табл. 1.8 представлены нейтронно-физические характеристики пяти тепловыделяющих сборок в различных ячейках, рассчитанные для двух состояний реактора: до и после перегруппировки сборок. В результате перестановки пять ТВС, не выработавшие в среднем до 10 % ресурса по дозовым характеристикам, можно продолжать эксплуатировать ещё полгода. Консервативная оценка показывает, что более полное использование ресурса ТВС позволит уменьшить загрузку необлучённых тепловыделяющих сборок на 1 шт. в год.

Таблица 1.8

Параметры ТВС с более полным использованием ресурса

ТВС	Исходная ячейка	Перестановка в ячейку	Флюенс быстрых нейтронов, 10^{23} см^{-2}		
			исходный	прогнозируемый	
				в исходной ячейке	после перестановки
1	A44	Г21	1,36	1,54	1,44
2	Д32	В05	1,41	1,61	1,49
3	Д37	В17	1,37	1,54	1,45
4	В28	В28	1,35	1,53	1,46
5	A23	A23	1,40	1,55	1,48

Продемонстрированный подход к формированию компоновки активной зоны позволит увеличить плотность потока нейтронов в центральной области и уменьшить азимутальную неравномерность распределения основных нейтронно-физических характеристик реактора. Это благоприятно скажется на проводимых экспериментах, повысит эф-

фективность использования ядерного топлива, снизит потребность в необлучённых ТВС и сократит объём облучённого ядерного топлива и радиоактивных отходов.

К.В. Попыванов, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Юсупова

РАСЧЁТ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА ОТРАБОТАВШИХ СБОРОК РЕАКТОРА БОР-60

Переработка отработавшего ядерного топлива, которое содержит потенциально опасные радионуклиды, является одной из основных задач реализации государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности [1]. Для транспортировки на переработку во ФГУП «ПО "Маяк"» отработавших в реакторе БОР-60 тепловыделяющих сборок необходима информация по истории и условиям облучения ТВС, составу топливной композиции и многим другим характеристикам. С целью получения необходимой информации были проведены расчётные исследования глубины выгорания и нуклидного состава отработавшего ядерного топлива около 200борок типа «А», отличающихся продолжительностью и условиями облучения и временем хранения. Исследуемые сборки использовали в активной зоне реактора БОР-60 с 1972 по 1999 год. Сборка состоит из 37 твэлов с таблеточным оксидным высокообогащённым (90 % по урану-235) урановым топливом. Высота топливной части твэла составляет 400 мм, верхнего и нижнего торцевых экранов — по 100 мм.

Изменение изотопного состава и глубины выгорания топлива определяли по аттестованной методике расчёта, на основании которой был разработан программный модуль [2]. В данной методике используют упрощённую модель ядерных превращений, которая доказала свою надёжность неоднократной верификацией по программам AFPA, CARE [3] и FISPACT [4], учитывающим полную цепочку превращений нуклидов. Из упрощённой цепочки нуклидных превращений исключены нуклиды: плутоний-238, нептуний с массовыми числами 237, 238, 239, 240, 241, уран-237, уран-239 [5]. Исключение нептуния-239 обосновано его коротким (2,36 сут) периодом полураспада по сравнению с продолжительностью микрокампании и временем хранения отработавших ТВС в бассейне выдержки после выгрузки из реактора. Плутоний-238 исключён из рассматриваемой цепочки, поскольку имеет малую вероятность накопления. По данной методике значения массы изотопов урана и плутония рассчитываются с относительной неопределённостью $\pm 10\%$ при доверительной вероятности 0,95. В табл. 1.9 приведены расчётные значения суммарной массы изотопов урана и плутония на конец облучения в отработавших ТВС, планируемых для отправки во ФГУП «ПО "Маяк"».

Таблица 1.9

Расчётная масса изотопов урана и плутония, кг

Зона ТВС	Изотопы урана				Изотопы плутония				
	Сумма	235	236	238	Сумма	239	240	241	242
Активная часть	344,7	294,6	9,5	40,5	0,71	0,7	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$2,9 \cdot 10^{-4}$	$3,7 \cdot 10^{-6}$
Торцевая зона воспроизводства	221,5	0,77	$3,2 \cdot 10^{-2}$	220,6	3,4	3,3	$9,9 \cdot 10^{-2}$	$1,1 \cdot 10^{-2}$	$1,97 \cdot 10^{-4}$

Список литературы

1. Об утверждении основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и на дальнейшую перспективу [Электронный ресурс]. Указ Президента Российской Федерации от 13 октября 2018 г. № 585. — Справочная правовая система «Гарант». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://base.garant.ru/72075716/> (дата обращения: 01.03.2022).
2. Свидетельство 2018614972 [Электронный ресурс]. Программа VYG для расчёта изотопного состава урана и плутония в отработавших ТВС реактора БОР-60 // Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. Регистрация 20.04.2018. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр программ для ЭВМ. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet (дата обращения: 24.02.2022).
3. Кочетков А.Л. Программа CARE: расчёт изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: препринт: ФЭИ-2431. — Обнинск: Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 1995. — 14 с.
4. Forrest R.A., Tabasso A., Danani C. et al. Handbook of Activation Data Calculated Using EASY-2007. — Abingdon, Oxfordshire, United Kingdom: Culham Science Centre of EURATOM/UKAEA Fusion Association, 2009. — 666 p.
5. Ишунина О.В., Набойщиков Ю.В., Шаронова М.Г. Расчёт нуклидного состава топлива выгруженных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 40–42. — 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://niar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf (дата обращения: 28.02.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=41550520>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=41550564&pff=1> (дата обращения: 28.02.2022).

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

ПРОГРАММА ДЛЯ АВТОМАТИЗАЦИИ СОЗДАНИЯ ДЕТАЛИЗИРОВАННОЙ РАСЧЁТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА БОР-60 В РАСЧЁТНОМ КОДЕ MCU-FR

Основным назначением программы MCU-FR являются прецизионные расчёты нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах методом

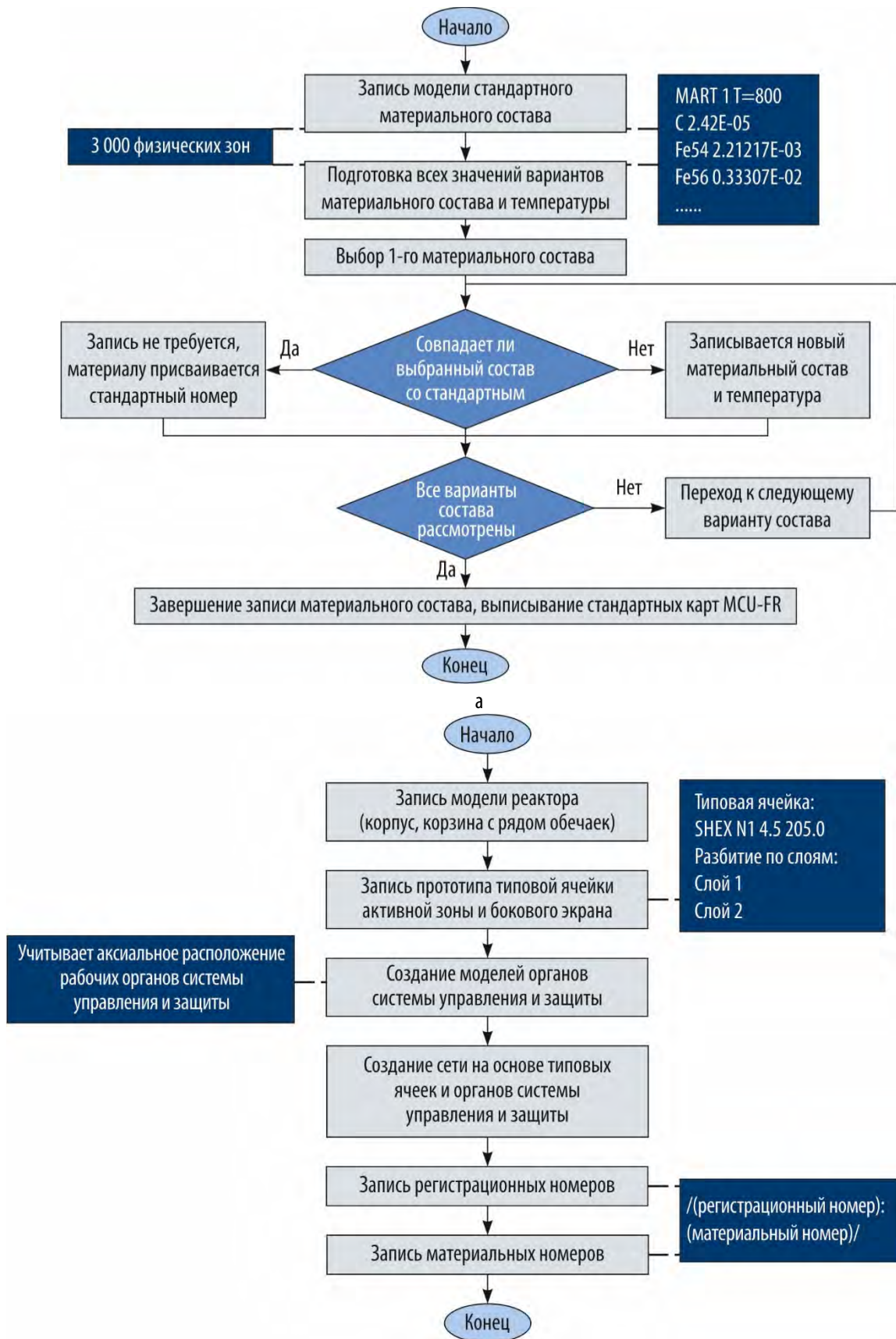
Монте-Карло⁹ с использованием поточечных сечений из файлов оценённых ядерных данных во всей области значений энергии [1]. Для получения достоверных результатов по такой программе расчётная модель критического состояния реактора должна максимально подробно описывать его реальную загрузку, учитывать неоднородность и неравномерность распределения делящихся, поглощающих и замедляющих материалов. В реакторе БОР-60 отсутствует ориентация тепловыделяющих сборок относительно их оси симметрии, поэтому невозможно отслеживать распределение интегральных нейтронно-физических характеристик после перестановки сборок, однако даже учёт аксиального профиля распределения этих характеристик позволит учитывать выгорание топлива и поглотителя, что улучшит описание его реального состояния расчётной моделью.

При расчётном сопровождении эксплуатации реактора БОР-60 применяют расчётную модель, описывающую его в виде массива разбитых по высоте на слои по 5 см шестигранных призм, размер которых соответствует элементарной ячейке и составляет 4,5 см. В модели задаётся уникальный состав для каждого слоя призмы, что приводит к значительному количеству вариантов — более 6 500, часть из которых повторяется. Формирование расчётной модели выполняют для комплекса программ TRIGEX в программе KAP на основе картограмм загрузки реактора и базы данных по составу всех сменяемых элементов штатных и экспериментальных ТВС, рабочих органов системы управления и защиты, экспериментальных устройств, стальных сборок бокового экрана и прочих [2].

При создании расчётной детализированной модели реактора БОР-60 для программы MCU-FR также использовали базу данных и его представление, применяемые в расчётной модели программы KAP. Поскольку создание модели для комплекса программ MCU-FR слишком сложно и объёмно для ручного перевода, существует вероятность ошибки, вызванной человеческим фактором, выявление и исправление которой может занять значительное время. Поэтому для автоматизации процесса создания расчётной модели был написан специальный программный код на языке Python, состоящий из нескольких модулей. В первом модуле кода (рис. 1.27, а) идёт подготовка к описанию нуклидного состава материалов. Сначала в модель записывают начальные управляющие карты для физического модуля программы MCU-FR (температура и список изотопов), затем нуклидный состав типовых материалов реактора (сталь и натрий) и материальный состав повторяющихся во многих сборках стандартных элементов: хвостовика, верхней и нижней частей головки, газовой полости, заглушек и прочих. Далее модуль считывает из расчётной модели программы KAP нуклидный состав всех используемых материалов, их температуру и распределение материалов по реактору. Поскольку для программы MCU-FR необязательно введение данных по составу для каждой элементарной призмы, то с целью оптимизации в первом модуле проводят проверку на повторяющиеся варианты состава, которые удаляют, а уникальные материальные зоны при переносе их в расчётную модель для программы MCU-FR записывают по порядку. Всё это значительно уменьшает время моделирования, а также приводит к экономии оперативной памяти. На завершающем этапе работы первого модуля в расчётную модель добавляют управляющие карты для физического модуля (расчёт гамма-квантов, граничная энергия работы различных подмодулей физического модуля).

Второй модуль программы подготавливает геометрическое описание расчётной модели (см. рис. 1.27, б). С началом его работы в файл модели записывают описание неизменной части, включающей корпус реактора, корзину, экран (ряд обечаек, между которыми проходит натриевый теплоноситель) и выгородку сложной геометрической формы. Следующим этапом работы модуля является геометрическое описание изменяемой в различных микрокампаниях части расчётной модели, состоящей из активной зоны и бокового экрана. В качестве инструмента при создании геометрической части расчётной модели использована имеющаяся в программе MCU-FR возможность построения сложных систем при помощи сети с заданием различного материального состава для одного исходного прототипа ячейки сети [3]. Элементом сети служит правильная шестигранная призма с размером «под ключ» 4,5 см и высотой 205 см. Размеры сети, используемой для описания активной зоны, составили 19 на 19.

⁹ Здесь и далее методы Монте-Карло — группа численных методов для изучения случайных процессов; название методов происходит от коммуны в княжестве Монако с многочисленными казино, а именно рулетка является одним из самых широко известных генераторов случайных чисел. — Прим. ред.



6

Рис. 1.27. Блок-схема программы для автоматической подготовки физического модуля (а) и геометрии модели (б)

На первом этапе создания геометрической модели изменяемой части реактора происходит запись в расчётную модель описания типового прототипа ячейки с возможностью дальнейшего задания в нём переменных материальных и регистрационных номеров. На втором этапе идёт формирование в расчётной модели рабочих органов системы управления и защиты в виде дополнительных прототипов ячеек сети. При этом создаваемая программой модель системы управления и защиты разбивается на слои по высоте таким образом, чтобы её разбиение и материальный состав учитывали аксиальный профиль выгорания поглотителя и его реальное расположение в активной зоне по высоте. На третьем этапе работы происходит присваивание регистрационных номеров слоям типовой ячейки, чтобы они совпадали с нумерацией, применяемой в модели по программе TRIGEX. На завершающем этапе отдельным слоям типовой ячейки присваивают номера материального состава — результат работы первого модуля программы. После завершения работы второго модуля полное материальное и геометрическое описание, соответствующее моделируемому критическому состоянию реактора, окончено.

Третий модуль программы записывает параметры, управляющие расчётом программы MCU-FR: задают координаты источника нейтронов, набор и формат функционалов, получаемых в результате моделирования.

Последовательное выполнение всех модулей программы даёт возможность сформировать полномасштабную расчётную модель реактора БОР-60 с детализацией физического состава и удобной регистрационной сеткой, позволяющей проводить анализ распределения нейтронно-физических характеристик. Формируемая в программе (рис. 1.28) расчётная модель может быть использована без изменения, однако в случае отдельных экспериментальных устройств сложной геометрии и/или состава в неё могут быть внесены изменения.

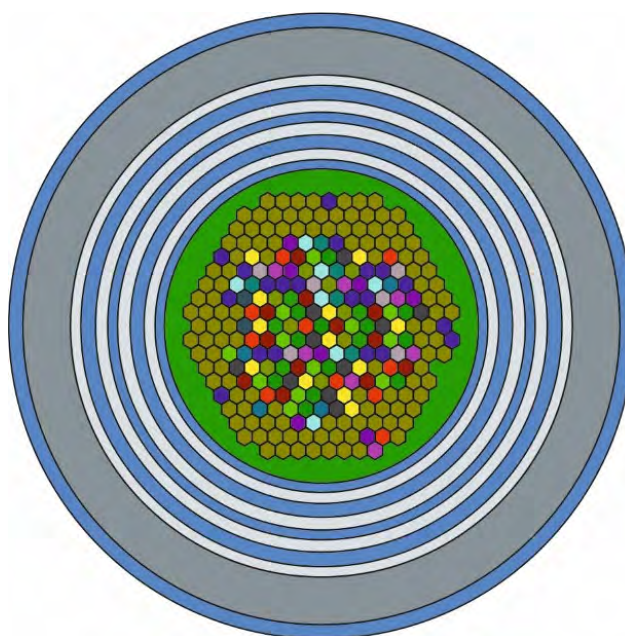


Рис. 1.28. Поперечное сечение расчётной модели для программы MCU-FR, где цветом выделено различие материального состава в ячейках

Список литературы

1. Гуревич М.И., Калугин М.А., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А. Характерные особенности MCU-FR // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2016. Вып. 5. С. 17–21.
2. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 56–68.
3. Гуревич М.И., Шкаровский Д.А. Программа для ЭВМ, предназначенная для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов и электронов аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией: учебное пособие. — М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, 2019. — 180 с.

А.И. Меркулов, Н.Ю. Марихин, Ю.В. Набойщиков,
И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина

СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЁТОВ, ВЫПОЛНЕННЫХ С ПОМОЩЬЮ РАЗЛИЧНЫХ ВЕРСИЙ ПРОГРАММЫ MCU

В настоящее время в институте используют одновременно сразу три версии программы MCU, реализующие алгоритм решения уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов методом Монте-Карло: MCU-RR2 (MCU-4), MCU-PTR (MCU-5) и MCU-FR (MCU-6), различающиеся между собой используемыми библиотеками оценённых ядерных констант и разными подходами к расчёту сечения взаимодействия частиц с веществом. Поэтому возникла необходимость сравнить результаты расчёта по различным версиям программы и выбрать оптимальную область применения каждой из них. В качестве тестовых моделей для сравнения выступили созданные при помощи имитатора IMCOR_SM [1] расчётные модели активной зоны реактора СМ [2] с установленными в отражателе и каналах ТВС экспериментальными облучательными устройствами. При проведении тестирования сравнивали результаты расчёта нейтронно-физических характеристик, используемые при расчётном сопровождении эксплуатации реактора или обосновании безопасности облучения экспериментальных устройств. На первом этапе было проведено сравнение результатов расчёта эффективного коэффициента размножения нейтронов для трёх различных вариантов загрузки активной зоны топливом (табл. 1.10). Результаты, полученные с использованием версии MCU-RR2, отличаются от результатов версии MCU-PTR примерно на $-0,1\% \Delta k/k$, а результаты версии MCU-FR отличаются от результатов версии MCU-PTR

Таблица 1.10
Расчитанный эффективный коэффициент размножения нейтронов для трёх вариантов загрузки топлива

Номер варианта	Версия программы		
	MCU-RR2	MCU-PTR	MCU-FR
1	$0,9993 \pm 0,0001$	$1,0001 \pm 0,0002$	$0,9944 \pm 0,0001$
2	$0,9986 \pm 0,0001$	$0,9995 \pm 0,0002$	$0,9930 \pm 0,0001$
3	$0,9989 \pm 0,0001$	–	$0,9853 \pm 0,0001$

приблизительно на $-0,6\% \Delta k/k$, что в шесть раз больше предыдущего отклонения¹⁰.

Другой важной для эксплуатации реактора характеристикой, рассчитываемой с использованием программы MCU, является распределение энерговыделения по ТВС в активной зоне. На рис. 1.29 приведено относительное отклонение результатов расчёта распределения энерго-

выделения, полученных по программе MCU-FR, от результатов расчёта по программе MCU-PTR для двух вариантов активной зоны с одинаковой загрузкой топлива, но с разной загрузкой облучательных устройств в угловой ячейке 85 активной зоны. Статистическая неопределённость отклонения составила $0,5\%$ для расчёта подвесок компенсирующих органов и $0,3\%$ для всех остальных ТВС. При расчёте по программе MCU-FR энерговыделение в активной зоне смещается к отражателю. Поскольку наибольшее отклонение результатов наблюдается для подвесок компенсирующих органов, соприкасающихся с двух сторон с бериллиевым отражателем, то наиболее вероятной причиной этого является отличие в расчёте взаимодействия нейтронов с бериллием.

Расчёт скорости реакции проводили для модели ТВС с загруженным в один из её каналов облучательным устройством. Оно представляло собой алюминиевую мишень для облучения кюрия, окружённую тонкостенной кадмиевой оболочкой. В табл. 1.11 приведены значения плотности скорости реакции деления на изотопах кюрия в мишени, поглощения нейтронов на изотопах кадмия в оболочке, деления урана-235 в ТВС с облучательным устройством.

Дополнительные расчёты скорости реакций, проведённые для различных энергетических групп нейтронов, показали, что разница в результатах расчёта скорости реакции на кадмии и кюрии связана с различиями в сечениях взаимодействия нейтронов в разных программах (различие в скорости реакции значительно больше разницы в плотности потока нейтронов). Отклонение в расчёте скорости реакции деления на уране-235 практически совпадает с отклонением в плот-

¹⁰ Здесь и далее по тексту статьи статистическая неопределённость расчёта по программе MCU — одно среднее квадратичное отклонение. — Прим. авт.

В частности, для учёта образования фотонов от взаимодействия нейтронов с продуктами деления урана-235 в программе MCU-RR2 используют сечения для обобщённого осколка деления, в то время как в программе MCU-FR учитывают каждый образующийся в результате деления урана нуклид отдельно. Но, несмотря на это, полученные обеими программами расчётные значения радиационного энерговыделения в материалах облучательных устройств, установленных как в активной зоне, так и в ячейках отражателя, в большинстве случаев совпадают между собой в пределах статистической неопределённости расчёта. Исключением является энерговыделение в кюриевых мишенях, по которым отклонение результатов расчёта двух программ друг от друга составляет около 10 %, что связано, скорее всего, с уточнёнными сечениями кюрия в программе MCU-FR.

Из проведённого сравнения можно сделать вывод, что программа MCU-FR больше подходит для расчёта скорости реакций и энерговыделения в материалах облучательных устройств. Для расчёта эффективного коэффициента размножения нейтронов и эффектов реактивности лучше использовать программу MCU-PTR. Применение в НИИАРе программы MCU-RR2, в последнее время используемой только для расчёта энерговыделения, сильно сократится, поскольку этот расчёт теперь проводят по программе MCU-FR.

Список литературы

1. Гомин Е.А. Статус MCU-4 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.
2. Гаджиев Г.И., Грачёв А.Ф., Гремячкин В.А. и др. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности / под ред. проф. В.А. Цыканова. — Димитровград: НИИАР, 1991. — 104 с.

Н.Ю. Марихин, М.Ф. Валишин

ЗАВЕРШЕНИЕ ПЕРЕВОДА РЕАКТОРА РБТ-10/2 НА НОВОЕ ТОПЛИВО

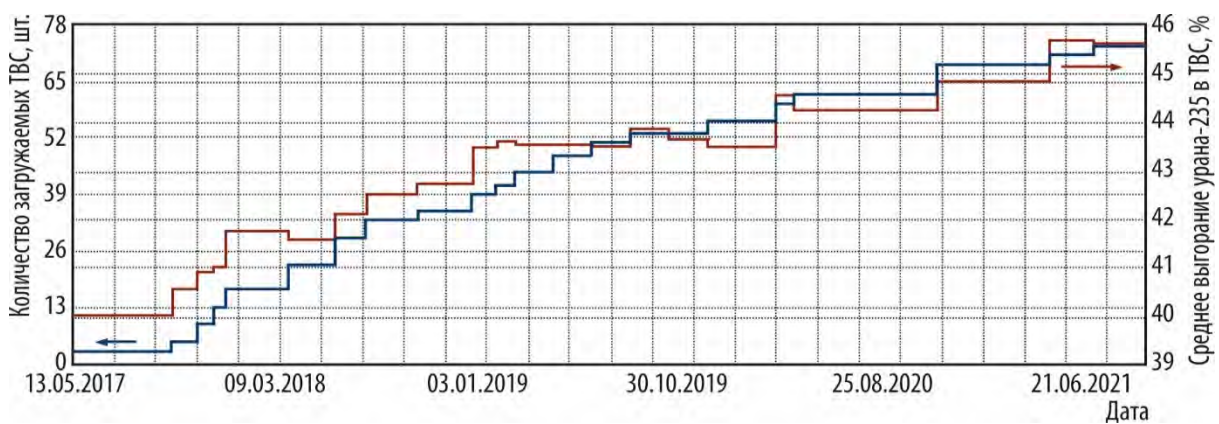
Завершена работа по переводу реактора РБТ-10/2 на топливо с повышенным содержанием урана-235. Тепловыделяющие сборки новой модификации имеют прежние габаритные размеры, но набраны из твэлов с увеличенной на 20 % загрузкой урана-235: 6 вместо 5 г. Процедура перевода действующего ядерного реактора на новое топливо в процессе его эксплуатации не регламентирована государственными нормативными документами по безопасности. В процессе замены типа топлива для реактора РБТ принята схема действий, апробированная и фактически реализованная при подобной процедуре для реактора СМ и включающая:

- ◆ расчётное обоснование безопасности для каждой планируемой кампании в переходный период;
- ◆ экспериментальное определение эффективности рабочих органов системы управления и защиты, запаса реактивности и подкритичности активной зоны по завершению перегрузочных работ перед каждой кампанией и физических характеристик активной зоны, важных для безопасности, после замены всех ТВС старого типа в активной зоне на ТВС с увеличенной загрузкой топлива;
- ◆ внесение необходимых изменений в эксплуатационную документацию [1].

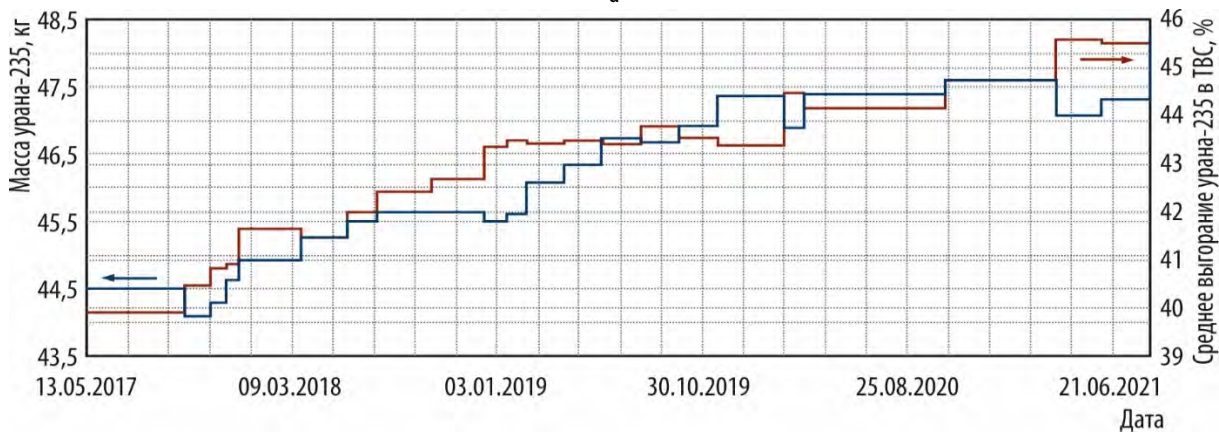
Процедура перевода на новое топливо реактора РБТ-10/2 начата в 2017 году. В рамках утверждённой программы работ проведена серия экспериментов по исследованию эффектов реактивности и эффективности рабочих органов системы управления и защиты реактора при замене

штатных тепловыделяющих сборок на ТВС с увеличенной загрузкой урана-235. Полученные результаты использованы для уточнения расчётной оценки воздействия загрузки ТВС нового типа на размножающие свойства активной зоны. В результате расчётно-экспериментальных исследований была подтверждена возможность поэтапного перевода на новое топливо с сохранением основных проектных характеристик при обоснованном выборе размещения ТВС старого и нового типа на этапе формирования загрузки активной зоны [2]. В течение пяти лет при перегрузках реактора сборки старого типа последовательно заменяли на новые. Для каждой планируемой перегрузки, используя аттестованный прецизионный нейтронно-физический код усовершенствованной программы MCU-RFFI/A, рассчитывали запас реактивности, подкритичность при проведении перегрузочных операций, эффективность рабочих органов системы управления и защиты, распределение энерговыделения в активной зоне. По результатам расчётов для каждой кампании готовили обоснование безопасности, подтверждающее, что пределы и условия безопасной эксплуатации обеспечиваются. После перегрузок проводили градуировки органов системы управления и защиты для подтверждения их проектных характеристик.

При использовании в реакторе топлива нового типа постоянно проводили контроль герметичности твэлов. Признаков разгерметизации зафиксировано не было. На рис. 1.30 и 1.31 показаны расчётно-экспериментальные характеристики реактора в переходный период. Для наглядности на графиках приведено изменение количества ТВС с повышенным содержанием урана-235 в активной зоне. В процессе перехода на ТВС нового типа увеличилось значение среднего выгорания топлива в активной зоне на начало кампании с 39,1 до 45,6 % (см. рис. 1.30, а). Несмотря на это, масса урана-235 в активной зоне увеличилась (см. рис. 1.30, б) вследствие замены топлива на более ураноёмкое [3]. За время перевода реактора РБТ-10/2 на ТВС нового типа нейтронно-физические характеристики активной зоны сохранились в пределах паспортных значений (см. рис. 1.31).



а



б

Рис. 1.30. Изменение количества ТВС (а) и загружаемого урана-235 (б), а также среднего выгорания в ТВС в активной зоне на начало кампании

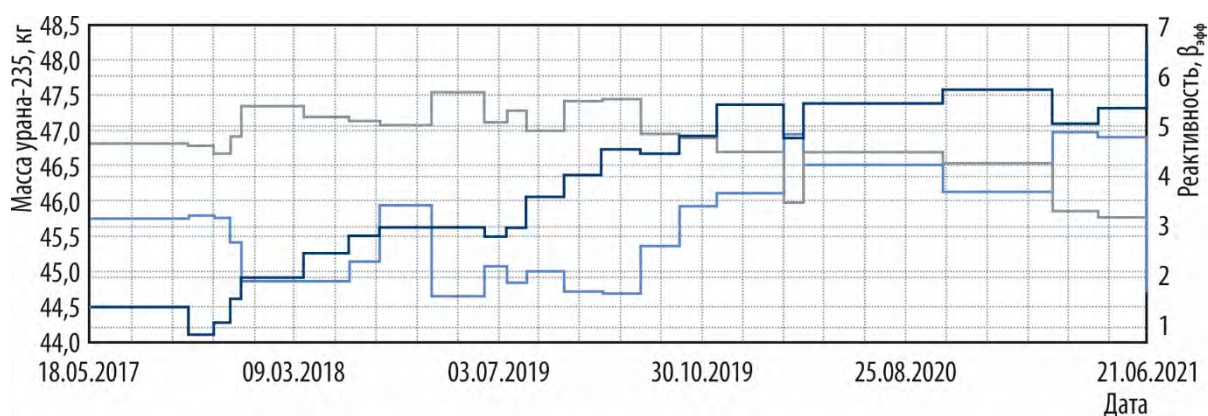


Рис. 1.31. Изменение количества топлива в активной зоне (—), расчётного запаса реактивности (—) и подкритичности (—) на начало кампании с новым топливом

Градуировка рабочих органов системы управления и защиты, проведённая при полном заполнении активной зоны реактора ТВС нового типа, показала, что их эффективность, запас реактивности и подкритичность также находятся в пределах паспортных значений (табл. 1.12).

Таблица 1.12

Результаты градуировки рабочих органов системы управления и защиты

Параметр	Значение	
	экспериментальное	паспортное
Эффективность рабочего органа, $\beta_{эфф}$:		
компенсации реактивности:		
первого	$1,02 \pm 0,09$	0,65–2,20
второго	$1,70 \pm 0,15$	0,95–2,80
третьего	$1,21 \pm 0,11$	0,65–2,20
четвёртого	$1,57 \pm 0,14$	
пятого	$1,70 \pm 0,15$	0,95–2,80
шестого	$1,18 \pm 0,11$	0,65–2,20
аварийной защиты:		
первого	$0,97 \pm 0,09$	0,45–1,95
второго	$1,49 \pm 0,13$	1,20–3,20
третьего	$0,96 \pm 0,09$	
четвёртого	$1,31 \pm 0,12$	0,45–1,95
пятого	$1,62 \pm 0,15$	1,20–3,20
шестого	$1,20 \pm 0,11$	0,45–1,95
автоматического регулирования	$0,47 \pm 0,03$	0,20–0,60
Суммарная эффективность рабочих органов, $\beta_{эфф}$	$16,39 \pm 1,48$	До 19,5
Запас реактивности, $\beta_{эфф}$	$7,09 \pm 0,64$	До 9
Подкритичность, % $\Delta k/k$	$1,14 \pm 0,07$	Не менее 1

С 2017 по 2021 год реактор РБТ-10/2 переведён на новое топливо с соблюдением утверждённого графика работы реактора. В процессе перевода не допущено нарушения проектных пределов и условий безопасной эксплуатации реакторной установки.

Список литературы

1. Шараев А.М., Малков А.П., Пайдулов А.В. и др. Перевод реакторов типа РБТ на новое топливо // Вестник национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», 2020. Т. 9, № 4. С. 298–304.
2. Шараев А.М., Малков А.П., Пайдулов А.В. и др. Обеспечение ядерной безопасности реакторов РБТ-6, РБТ-10 в процессе перевода на новое топливо. — Тезисы докладов XX Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 28–31 мая 2018 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 16–17. — 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> (дата обращения: 08.12.2021). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=35015259>, на сам доклад URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=35015326&pff=1> (дата обращения: 08.12.2021).
3. Звир А.И., Краснов Ю.А., Малков А.П. и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации и основные показатели последующей работы. — Тезисы докладов Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», Димитровград, Россия, 5–9 декабря 2011 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 539–548. — 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> (дата обращения: 08.12.2021).

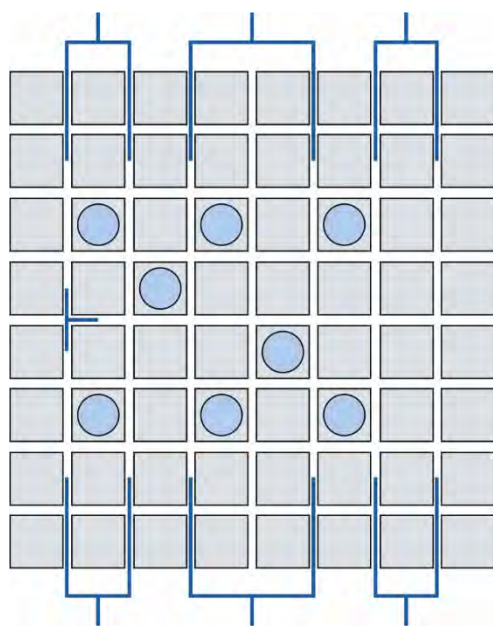
А.М. Шараев, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, Е.И. Ефимов, В.В. Пименов, П.А. Зайченко

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК РАБОЧИХ ОРГАНОВ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА РБТ-6 ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИЗМЕРЕНИЯ ИХ ЭФФЕКТИВНОСТИ

При анализе сценариев развития большинства возможных аварийных ситуаций в реакторе РБТ-6 используют подход, при котором параметры активной зоны, связанные с реактивностью, и характеристики рабочих органов системы управления и защиты имеют предельные, наиболее неблагоприятные для развития процесса значения, определённые паспортом реактора. Такой подход наряду с консервативностью обладает ещё тем достоинством, что требует только самых общих сведений о системе управления реактивностью реактора. В то же время существуют ситуации, например несанкционированное извлечение рабочих органов системы управления и защиты, при которых этого оказывается недостаточно и о характеристиках требуется более детальная информация. С этой целью на основе результатов градуировок рабочих органов системы управления и защиты, выполненных с 2002 по 2021 год, была выявлена взаимосвязь между характеристиками, общая для всех реализованных за этот период компоновок активной зоны реактора. Выбор начала этого периода обусловлен тем, что в 2002 году была выполнена замена одного рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности, изготовленного

из гафния и существенно отличающегося от пяти других по своим характеристикам, на орган штатной конструкции.

Активная зона реактора РБТ-6 представляет собой правильную квадратную призму со стороной основания 615 мм и высотой 350 мм. Тепловыделяющие сборки в количестве 56 штук устанавливают в центральную опору, которая имеет 64 отверстия (8 на 8), расположенные по квадратной решётке с шагом 78 мм (рис. 1.32). Зазор между ТВС равен 9 мм. Система исполнительных органов системы управления и защиты включает в себя шесть рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности и один орган автоматического регулирования. Все они перемещаются в зазорах между ТВС.



Рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности выполняют одновременно две функции. Для этого весь рабочий ход органа поделён на две части: от положения, при котором он максимально погружен в активную зону (конечный выключатель «Низ АЗ»), до промежуточного фиксированного положения (конечный выключатель «Низ КО — верх АЗ») — часть аварийной защиты, а далее до положения, при котором орган полностью извлечён из активной зоны (конечный выключатель «Верх КО») — часть компенсации реактивности.

Рис. 1.32. Картограмма активной зоны реактора РБТ-6:

— рабочий орган аварийной защиты и компенсации реактивности;
 — рабочий орган автоматического регулирования реактивности;
 — канал облучения; — тепловыделяющая сборка

В результате экспериментального определения эффективности (градуировки) получают следующие характеристики рабочих органов системы управления и защиты и активной зоны:

- ◆ градуировочные характеристики рабочих органов автоматического регулирования, органов аварийной защиты и компенсации реактивности;
- ◆ эффективность рабочих органов автоматического регулирования, зоны аварийной защиты и зоны компенсации реактивности рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности;
- ◆ суммарную эффективность рабочих органов аварийной защиты, рабочих органов компенсации реактивности и рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности;
- ◆ подкритичность активной зоны — абсолютная величина реактивности реактора при взведённой аварийной защите и при введённых в активную зону всех других органах системы управления и защиты;
- ◆ запас реактивности.

Кроме перечисленных характеристик были рассмотрены важные для анализа безопасности реактора экстремальные характеристики: максимальная эффективность рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности и суммарная эффективность пяти рабочих органов аварийной защиты без одного наиболее эффективного органа. Характеристики рабочего органа автоматического регулирования не рассматривали. В массив анализируемых данных включены только результаты градуировок активной зоны с запасом реактивности больше $2,4 \beta_{эфф}$, необходимым для компенсации температурного эффекта вывода реактора на номинальную мощность и отравление реактора ксеноном-135. Анализируемые данные представлены в графическом виде на рис. 1.33 и 1.34.

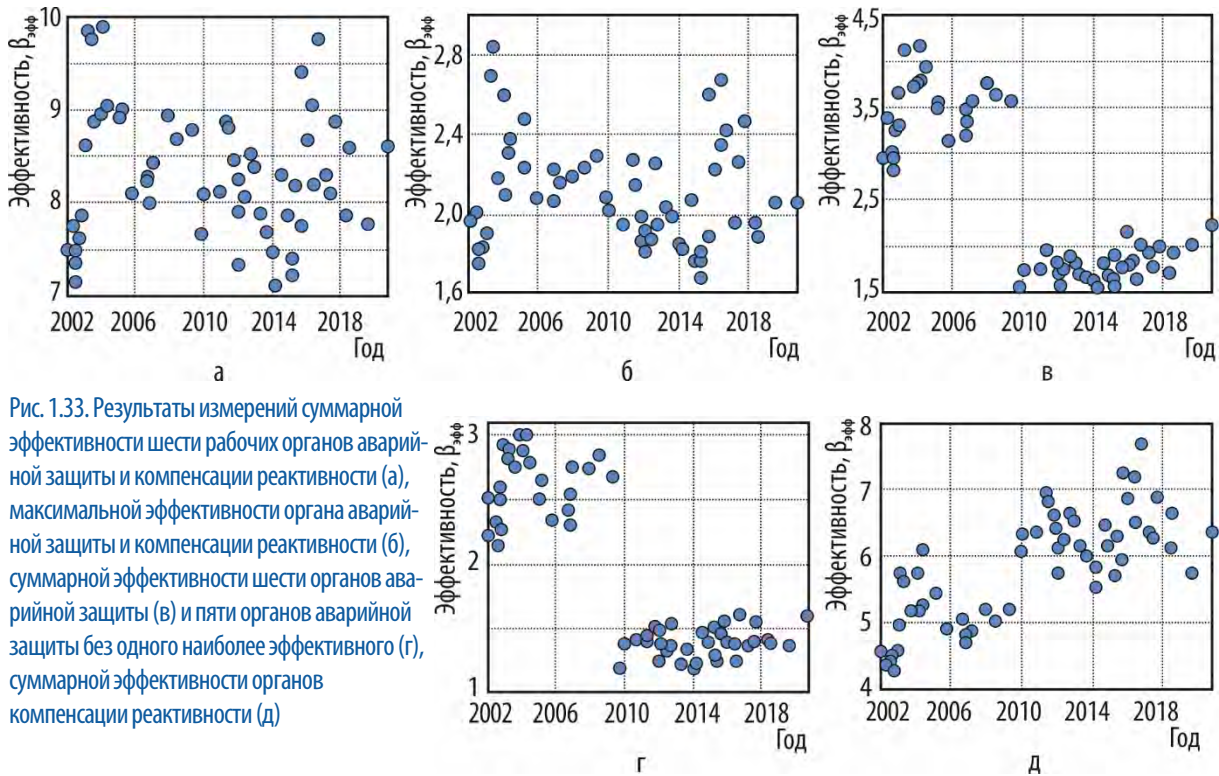


Рис. 1.33. Результаты измерений суммарной эффективности шести рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности (а), максимальной эффективности органа аварийной защиты и компенсации реактивности (б), суммарной эффективности шести органов аварийной защиты (в) и пяти органов аварийной защиты без одного наиболее эффективного (г), суммарной эффективности органов компенсации реактивности (д)

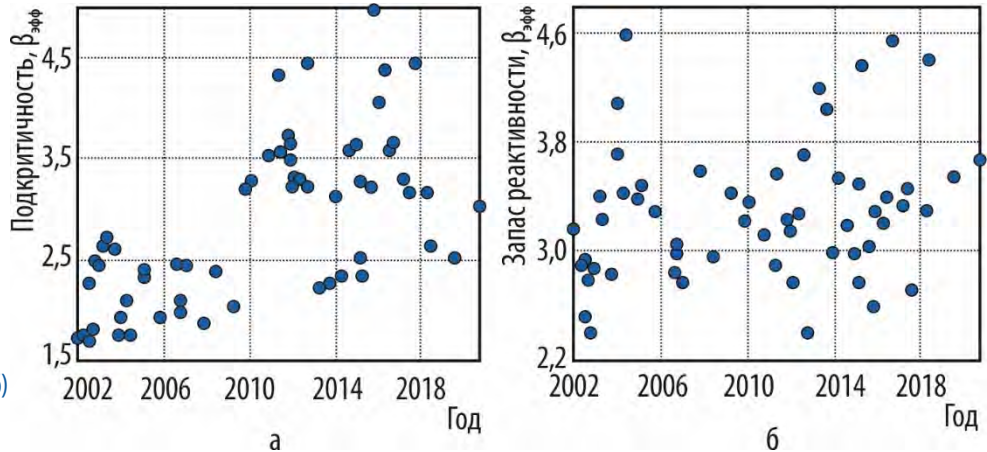


Рис. 1.34. Измерение подкритичности (а) и запаса реактивности (б) активной зоны

Из рис. 1.33 и 1.34 следует, что распределение суммарной эффективности шести рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности $R_{\Sigma\text{АЗ-КО}}$, максимальной эффективности рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности $R_{\text{АЗ-КО}_{\text{max}}}$ и запаса реактивности активной зоны ρ_z существенных особенностей не имеют, за исключением небольшого числа отклонений: они достаточно равномерно располагаются в некотором диапазоне значений без каких-либо закономерностей. В то же время распределения суммарной эффективности шести рабочих органов компенсации реактивности $R_{\Sigma\text{КО}}$, суммарной эффективности шести рабочих органов аварийной защиты $R_{\Sigma\text{АЗ}}$, суммарной эффективности пяти рабочих органов аварийной защиты без одного наиболее эффективного органа $R_{\Sigma\text{5АЗ}}$ и подкритичности активной зоны $-\rho_n$ явно зависят от времени: в 2010 году их значения резко меняются. Действительно, период эксплуатации реактора с 2002 по 2021 год разделяется на два события 2010 года, заключающимся в изменении положения конечного выключателя «Низ КО — верх АЗ». Это событие, очевидно, никак не могло повлиять на полную эффективность рабочих органов аварийной защиты

и компенсации реактивности и запас реактивности, который при каждой перегрузке активной зоны формируется персоналом под задачи предстоящего цикла работы реактора. В то же время эффективность рабочих органов аварийной защиты и рабочих органов компенсации реактивности и, хотя и в меньшей степени, подкритичность реактора зависят от положения конечного выключателя «Низ КО — верх АЗ» существенным образом. Таким образом, величины $R_{\Sigma A3-KO}$, $R_{A3-KOmax}$ и ρ_3 можно анализировать, используя все результаты измерений с 2002 по 2021 год, а величины $R_{\Sigma KO}$, $R_{\Sigma A3}$, $R_{\Sigma SA3}$, $-\rho_n$ — используя только данные с 2010 года, являющиеся актуальными для состояния реактора в настоящее время. Для установления связи между исследуемыми параметрами по данным с 2010 по 2021 год были вычислены попарные коэффициенты корреляции Спирмена¹¹, устойчивые к отклонениям распределений случайных величин от нормального распределения¹² (табл. 1.13).

Таблица 1.13

Коэффициенты корреляции Спирмена

Параметр, $\beta_{эфф}$	$R_{\Sigma A3-KO}$	$R_{A3-KOmax}$	$R_{\Sigma A3}$	$R_{\Sigma SA3}$	$R_{\Sigma KO}$	$-\rho_n$	ρ_3
$R_{\Sigma A3-KO}$	1	0,798	0,836	0,718	0,975	0,667	0,290
$R_{A3-KOmax}$		1	0,499	0,267	0,682	0,430	0,283
$R_{\Sigma A3}$			1	0,752	0,722	0,363	0,150
$R_{\Sigma SA3}$				1	0,639	0,512	-0,127
$R_{\Sigma KO}$					1	0,728	-0,021
$-\rho_n$						1	-0,607
ρ_3							1

Примечание. Курсивом выделены незначимые коэффициенты корреляции с доверительной вероятностью 0,95, жирным шрифтом — значимые коэффициенты, значение которых превышает 0,7 (сильная связь между параметрами), голубым цветом — коэффициенты корреляции, показывающие сильную и нетривиальную связь между параметрами, которая не следует непосредственно из их свойств.

Следует отметить, что запас реактивности реактора не коррелирует ни с одним из параметров рабочих органов системы управления и защиты, то есть, какой бы ни была эффективность рабочих органов системы управления и защиты, всегда имеется возможность обеспечить любое значение запаса реактивности из допустимого диапазона, определяемого требованиями паспорта реактора.

Полагая, что зависимость между параметрами $R_{\Sigma A3-KO}$, $R_{A3-KOmax}$ и между $R_{\Sigma A3-KO}$, $R_{\Sigma SA3}$ линейная, и используя метод наименьших квадратов, получили, что с вероятностью 0,95 выполняются неравенства:

$$2,75 \leq R_{\Sigma A3-KO} - 2,26 R_{A3-KOmax} \leq 4,45 \beta_{эфф}; \tag{1.1}$$

$$0,15 \leq R_{\Sigma SA3} - 0,134 R_{\Sigma A3-KO} \leq 0,45 \beta_{эфф}. \tag{1.2}$$

Ю.А. Краснов, А.В. Пайдулов, В.В. Пименов

¹¹ Корреляция Спирмена — метод ранговой корреляции, позволяющий определить тесноту (силу) и направление корреляционной связи между двумя признаками или двумя профилями (иерархиями) признаков, назван по имени английского психолога, профессора Лондонского и Честерфилдского университетов, разработчика многочисленных методик математической статистики Чарльза Эдварда Спирмена. — Прим. ред.

¹² Кобзарь А.И. Прикладная математическая статистика: для инженеров и научных работников. — М.: Физматлит, 2006. — 816 с.

НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

В НИИАРе накоплен большой опыт по экспериментальному нейтронно-дозиметрическому контролю¹³ (рис. 1.35), используемое оборудование и документация, регламентирующие проведение таких работ с надлежащим качеством, отвечают современным требованиям.

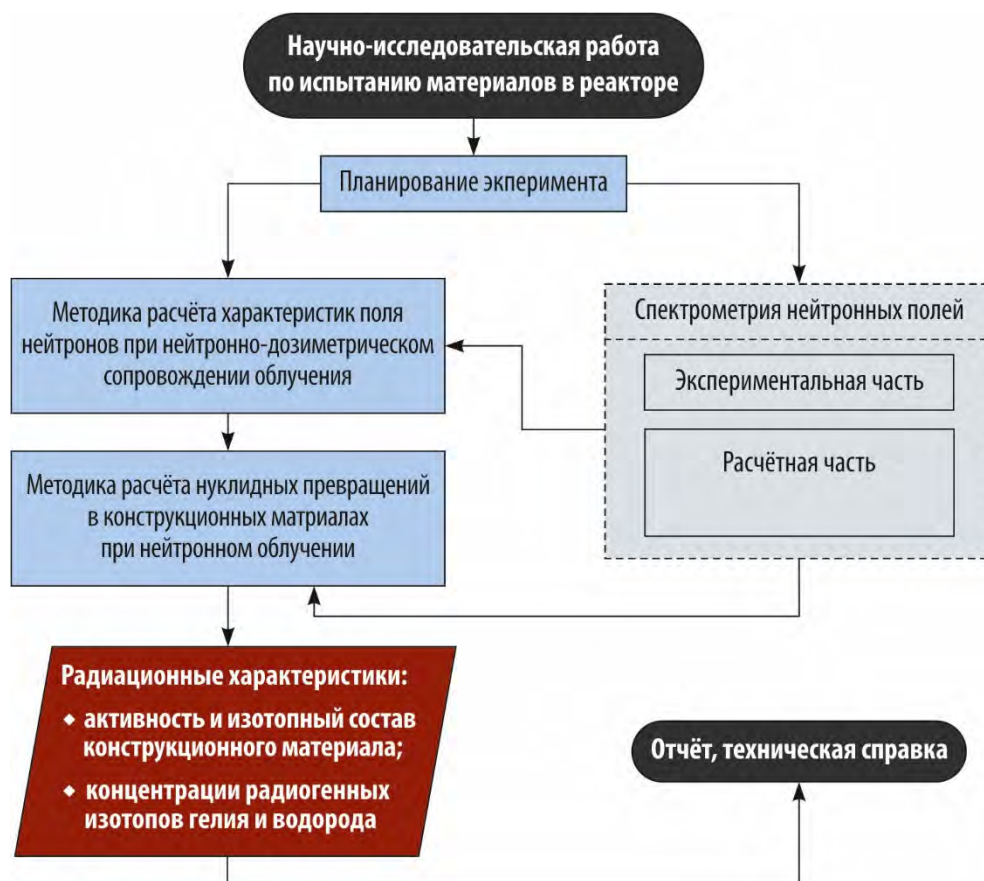


Рис. 1.35. Блок-схема методологии нейтронно-дозиметрического контроля

В табл. 1.14 представлены данные об экспериментальных работах в реакторах БОР-60, СМ и РБТ-10/2, выполнение которых в 2021 году потребовало нейтронно-дозиметрического сопровождения.

Применяемые нейтронно-активационные детекторы изготовлены в НИИАРе из особо чистых металлов в форме дисков диаметром от 1 до 5 мм, толщина их прокатки составляет примерно 0,1 мм. Перед паспортизацией их массу определяют на весах Sartorius¹⁴ S4 Supermicro¹⁵ с пределом неопределённости измерений $\pm 0,8$ мкг. При доверительной вероятности, равной 0,95, неопределённость значений эффективности регистрации составляет около 2 %, активности нейтронно-активационных детекторов, измеренной в соответствии с методикой измерений их наведённой активности, — не более 6 %, порогового флюенса нейтронов, определённого по методике расчёта

¹³ Рязанов Д.К. Спектрометрия и дозиметрия нейтронов на исследовательских реакторах. — Дмитровград: ДИТИ НИЯУ «МИФИ», 2013. — 294 с.

¹⁴ Здесь и далее компания Sartorius — известный бренд эталонного качества на рынке весового оборудования, с 1870 года выпускающий лабораторные весы и промышленные весовые системы. — Прим. авт.

¹⁵ Здесь и далее Supermicro — тип лабораторных весов высокой точности проведения измерений (около 0,1 мкг). — Прим. авт.

характеристик поля нейтронов при нейтронно-дозиметрическом сопровождении реакторного облучения, — около 9,3 %.

Таблица 1.14

Нейтронно-дозиметрическое сопровождение экспериментальных работ в реакторах

Наименование работы	Условия реакторного облучения			
	Количество		Наборы детекторов необходимой номенклатуры и номиналов	Место облучения
	инспекций	ампул с детекторами		
Разработка и обоснование технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторе на быстрых нейтронах	1	6	Ниобий-93, железо-54, кобальт-59	Ячейка Б30 седьмого ряда и ячейка Б10 девятого ряда реактора БОР-60 (боковой экран)
Исследование влияния водорода на термическую стабильность радиационных и деформационных дефектов в модельных сплавах циркония в реакторе БОР-60	4	12	Ниобий-93, железо-54	Ячейка Д36 седьмого ряда реактора БОР-60 (боковой экран)
Испытание конструкционных и новых функциональных материалов бланкета гибридной реакторной установки		2		Ячейка Д23 пятого ряда реактора БОР-60 (активная зона)
Радиационное окрашивание минералов		6	Титан-46, железо-54	Каналы 10, 14 реактора РБТ-10/2
		4		Каналы 8–10, 14–16 реактора РБТ-10/2
Исследование работоспособности макетов с америцием и бериллием при облучении в реакторе	1	3	Ниобий-93, железо-54	Первый ряд отражателя СМ
Выбор и обоснование материалов для создания жидкосолевого ядерного реактора		6	Ниобий-93, железо-54, титан-46, медь-63, никель-58	Канал 11 второго ряда отражателя СМ
Испытание и послереакторные материаловедческие исследования графита			Ниобий-93, железо-54	Ячейки Г13 и Д05 четвёртого ряда реактора БОР-60 (активная зона) Ячейки Д30 и Д36 седьмого ряда реактора БОР-60 (боковой экран)
Итого	12	51		–

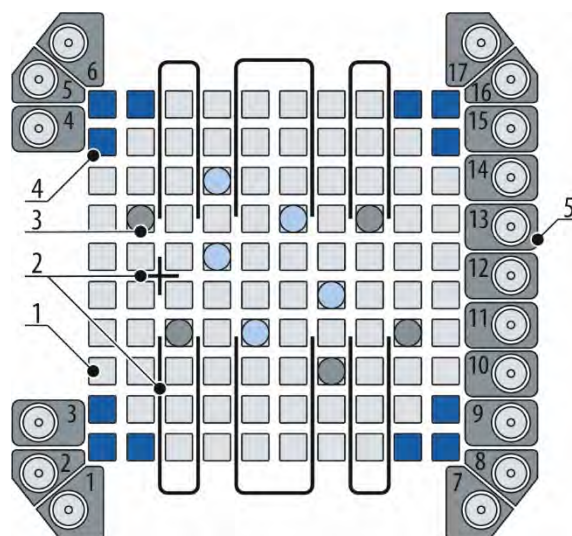
А.Р. Белозерова, С.А. Енин, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева, М.И. Миннебаев

МОНИТОРИРОВАНИЕ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В КАНАЛАХ РЕАКТОРА РБТ-10/2

Отражатель реакторной установки РБТ-10/2 оборудован 17 экспериментальными каналами для проведения «мягкого» облучения потоками нейтронов (рис. 1.36). Первые расчётные оценки

нейтронно-физических характеристик каналов реактора были выполнены в 2005 году. В 2008, 2013, 2019 и 2021 годах с использованием нейтронно-активационных детекторов (мониторов) получены экспериментальные данные.

Рис. 1.36. Картограмма расположения экспериментальных каналов в ячейках отражателя реактора РБТ-10/2:
 1 — тепловыделяющая сборка; 2 — рабочий орган системы управления и защиты; 3 — канал облучения; 4 — бериллиевый блок отражателя; 5 — устройство для облучения минералов в канале и его номер



Результаты измерения наведённой активности мониторов позволили определить плотность потока нейтронов энергией более 0,5 МэВ на уровне центральной плоскости активной зоны при мощности 10 МВт (табл. 1.15) в каналах 8–16 (рис. 1.37). Относительная расширенная неопределённость значений активности мониторов на конец облучения, рассчитанная по методике измерений наведённой активности нейтронно-активационных детекторов, составила $\pm 6,0\%$ при доверительной вероятности 0,95, а относительная расширенная неопределённость по аттестованной методике расчёта характеристик поля нейтронов при нейтронно-дозиметрическом сопровождении реакторного облучения — $\pm 9,3\%$ при той же доверительной вероятности.

Таблица 1.15
 Плотность потока нейтронов, $10^{12} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$

Год исследования	Номер канала реактора							
	8	9	10	11	12	14	15	16
2005 (расчёт)	0,33	0,88	1,76	2,45	2,71	1,91	1,03	0,39
2008					0,11			
2013		–			1,99			
				2,02	2,43			
2019	0,4	0,92	2,32				4,36	1,29
							3,43	–
2021			1,79				2,93	
	0,27	0,96	–				–	1,12

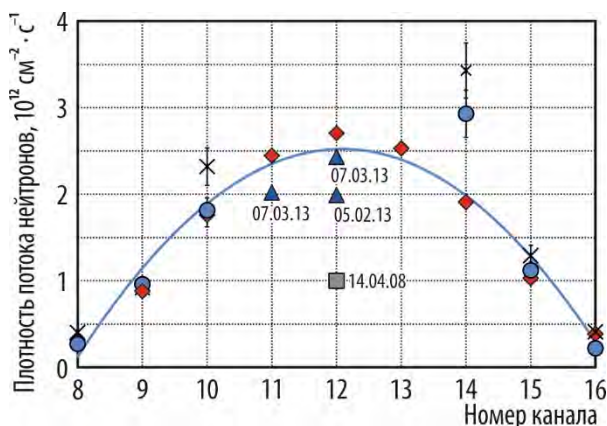


Рис. 1.37¹⁶. Распределение плотности потока нейтронов в каналах отражателя по результатам исследований 2005 (♦), 2019 (×) и 2021 (●) года

В 2019 и 2021 годах для каналов 10 и 14 экспериментально получены профили аксиального распределения плотности потока нейтронов энергией более 0,5 МэВ по высоте (рис. 1.38). Измерения проводили с использованием наборов нейтронно-активационных детекторов на основе титана и железа. Результаты нейтронного контроля 2021 года дают хорошее совпадение на высотных отметках +100 и –100 мм от центральной плоскости активной зоны и на её уровне с результатами эксперимента 2019 года. В целом можно отметить вполне удовлетворительное согласие между экспериментальными данными 2021 года и расчётными данными

¹⁶ Результаты измерения 2008 и 2013 года нанесены на рисунке в виде отдельных уточняющих значений с маркерами даты проведения измерений. — Прим. авт.

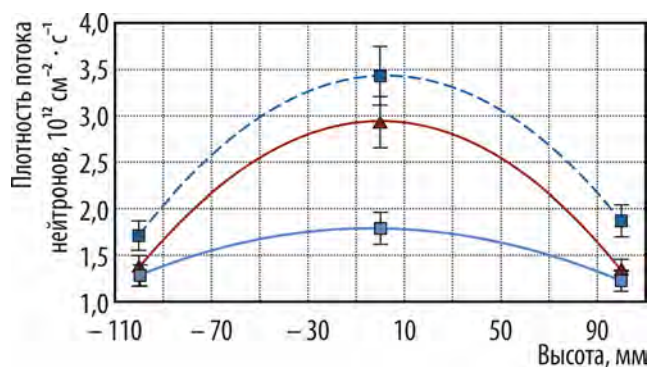


Рис. 1.38. Аксиальное распределение плотности потока нейтронов по высоте каналов 10 (—) и 14 (---) по результатам исследований 2019 (---) и 2021 (—) года

2005 года для каналов 8–10, 14–16 отражателя реактора с неопределённостью 9,3 % без учёта выбросов в экспериментальных данных выборочной совокупности за несколько лет. Серия облучений мониторов в отражателе РБТ-10/2 показала актуальность применения нейтронно-активационного метода определения нейтронно-физических характеристик и в очередной раз доказала необходимость верификации аналитических данных экспериментальными средствами.

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

ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ НЕСУЩЕЙ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА СМ ПРИ ПРОДЛЕНИИ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ

Высокопоточный исследовательский реактор СМ является уникальной научной установкой, которая за время эксплуатации претерпела несколько реконструкций. При наиболее масштабной из них, с 1991 по 1993 год, новый корпус реактора СМ был установлен внутри старого, который стал выполнять одновременно функции несущей и страховочной конструкции и являться частью системы охлаждения межкорпусного пространства реакторной установки. С целью продления срока эксплуатации реактора до 2040 года необходимо провести расчётное обоснование прочности несущей конструкции (старого корпуса) с учётом требований действующей нормативной документации [1]. К потенциальным механизмам, которые могут привести к повреждению материала корпуса в условиях эксплуатации под воздействием длительной термической нагрузки, смешанного нейтронного спектра и значительной повреждающей дозы (флюенс нейтронов энергией более 0,1 МэВ на корпусе в 2040 году составит около $2,77 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$), следует отнести малоцикловую усталость (количество циклов менее 10^5), термоусталость, радиационное упрочнение и охрупчивание. Поэтому главными составляющими обоснования продления срока эксплуатации являются расчёт на циклическую прочность с учётом всех циклов нагружения конструкции за фактический и прогнозируемый период эксплуатации реактора и расчёт на сопротивление хрупкому разрушению, в котором учитываются экспериментальные зависимости вязкости разрушения — критического коэффициента интенсивности напряжений облучённой стали.

Корпус — цилиндрический вертикальный сосуд высокого давления [2]. Его обечайка изготовлена из стали марки 1X18H9T. Днище из стали марки X18H22B2T2 представляет собой фланец со вставкой, к которой для подвода и отвода теплоносителя приварены восемь патрубков. Фланец, на котором первоначально уплотнялась крышка реактора, а с 1993 года установлен новый корпус, приварен к верхней части обечайки [2] (рис. 1.39).

Оценивая возможность продления срока службы корпуса реактора на период до 2040 года, учитывали результаты материаловедческих исследований облучённых до более высокой дозы образцов стали марки X18H10T — аналога марки 1X18H9T по радиационной стойкости [3]. Исследования показали, что дальнейшее увеличение дозы облучения нейтронами энергией более 0,1 МэВ вплоть до $9 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ не приводит к значительному ухудшению механических свойств этих сталей и их сварных соединений: параметры не ниже нормативных значений [1]. Для обоснования

прочности корпуса на прогнозируемый период эксплуатации проведены расчёты напряжённно-деформированного состояния конструкции в различных режимах эксплуатации, по результатам которых выполнена оценка циклической прочности за фактический и прогнозируемый период эксплуатации, а также расчёт на сопротивление хрупкому разрушению.

Для учёта всей истории нагружения были подготовлены две расчётные модели работы корпуса на первом этапе эксплуатации в качестве корпуса реактора с 1961 по 1991 год (первая) и на втором этапе эксплуатации с 1993 по 2040 год в качестве несущей конструкции корпуса (вторая). В первой модели задавали следующие нагрузки и граничные условия: весовую нагрузку 10 320 кг на днище корпуса от массы опоры центральной зоны, внутреннего и наружного экрана и активной зоны, собственный вес (массу) конструкции, рабочее давление 4,9 МПа, компенсирующее усилие на патрубки, неравномерное температурное поле. Нагрузки и граничные условия, задаваемые во второй модели: весовая нагрузка 30 670 кг на верхнем фланце от массы корпуса с опорной конструкцией, экраном, отражателем и внутрикорпусными устройствами, весовая нагрузка на днище корпуса от тепловой защиты корпуса 5 000 кг, собственный вес конструкции, рабочее давление 0,59 МПа, компенсирующее усилие на патрубки, неравномерное температурное поле. В результате расчёта получено пространственное распределение эквивалентного напряжения на элементах конструкции в рассматриваемых режимах работы на обоих этапах эксплуатации, по которым определена наиболее напряжённая область конструкции — зона приварки патрубка наклонного канала к обечайке корпуса.

На основе полученных результатов расчёта на циклическую прочность выделен наиболее напряжённый узел корпуса, в котором реализуются максимальные значения амплитуды условного упругого напряжения, — узел в зоне приварки патрубка наклонного канала к обечайке корпуса (рис. 1.40). Расчётом на циклическую прочность с учётом влияния нейтронного облучения и наличия сварного соединения определено, что к концу 2040 года максимальная суммарная циклическая повреждаемость в наиболее напряжённом узле составит 0,1, что меньше единицы и удовлетворяет условию циклической прочности.

В расчёте на сопротивление хрупкому разрушению, проведённому в соответствии с нормативными требованиями [3], принят детерминистический подход к оценке хрупкого разрушения, обладающий высокой степенью консервативности. Согласно подходу величина

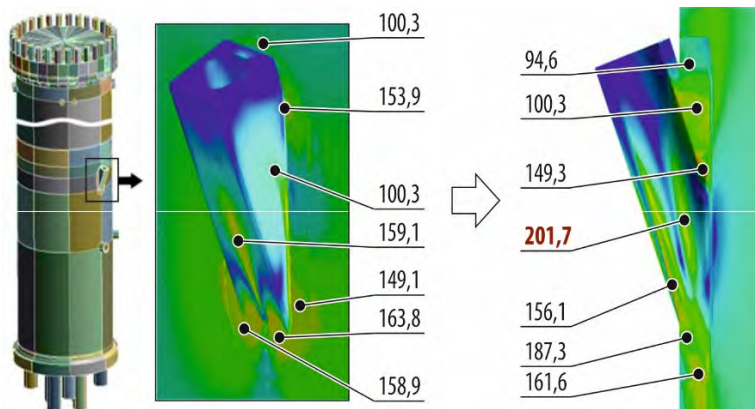


Рис. 1.40. Наиболее напряжённый узел в конструкции корпуса с указанием нагрузки в МПа

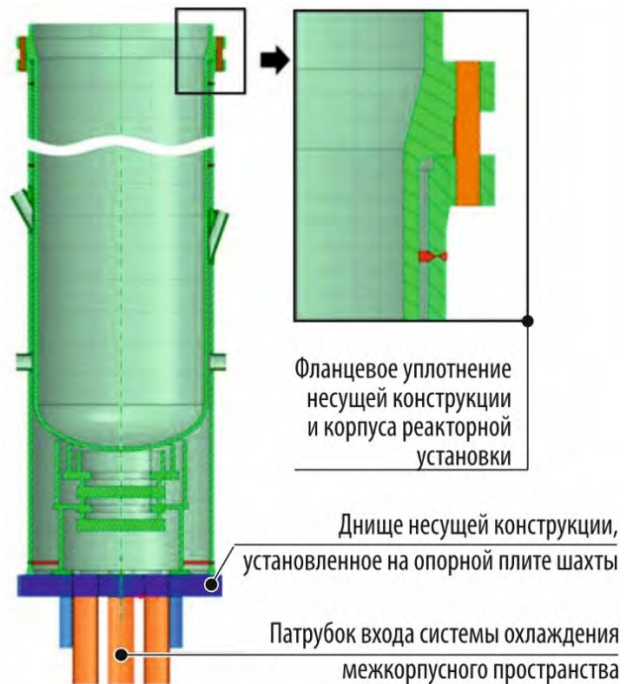


Рис. 1.39. Вид в разрезе нового корпуса внутри несущей конструкции реактора

вязкости разрушения не зависит от размера образца (длины фронта трещины) и является характеристикой материала. Для расчёта конструктивной целостности корпуса, выполняемого по условию недопустимости хрупкого разрушения, необходимой информацией являются данные о радиационном охрупчивании материалов, базовой характеристикой которого является трещиностойкость (вязкость разрушения). В расчётно-экспериментальном обосновании продления назначенного ресурса напряжённых элементов центральной зоны реактора СМ до 2013 года включительно приведены результаты исследований облучённых до флюенса $1,62 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ и повреждающей дозы около 100 сна при температуре не более 100°C образцов основного металла и металла сварного шва, по которым расчётным способом определена вязкость разрушения: для основного металла — от 69 до $109 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$, для металла сварного шва — от 53 до $183 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$. Разброс значений вязкости разрушения для материала сварного шва объясняется сложным характером влияния нейтронного облучения на релаксацию напряжения на кончике трещины и сварочного напряжения. Исследования влияния нейтронного облучения на вязкость разрушения облучённой в реакторе БОР-60 при температуре $310\text{--}350^\circ\text{C}$ [4] хромоникелевой аустенитной стали марки 08X18H10T, с точки зрения радиационной стойкости аналогичной стали марки 1X18H9T, и металла сварных швов показали, что прогнозируемое значение вязкости разрушения как для основного металла, так и для металла сварного шва при дозе облучения более 20 сна составляет около $78 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$, а минимальное значение вязкости разрушения — $50 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$ (при вероятности разрушения 5 %). Рассмотренные оценки следует отнести к весьма консервативным как с точки зрения очень высокой повреждающей дозы (флюенс нейтронов около $2,77 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$), так и с точки зрения температуры облучения (прогнозируемая максимальная температура на корпусе за весь период эксплуатации примерно 100°C). Поэтому при анализе сопротивления хрупкому разрушению консервативно принимали минимальное значение критического коэффициента интенсивности напряжения (вязкость разрушения) $50 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$.

Анализ на сопротивление хрупкому разрушению проводили для контрольных зон, где ожидаются наиболее опасные с точки зрения хрупкого / вязкого разрушения максимальные значения коэффициентов интенсивности напряжения в совокупности с наименьшей допускаемой вязкостью разрушения.

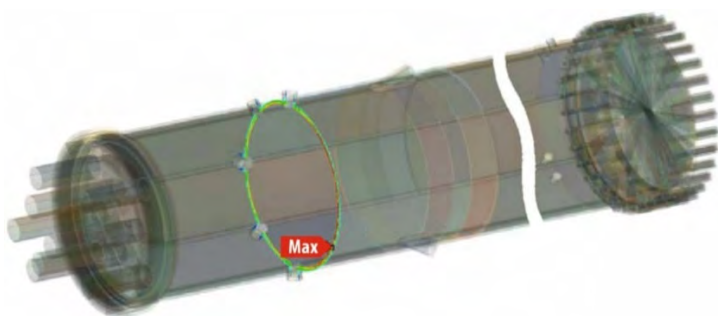


Рис. 1.41. Рассматриваемое сечение корпуса

К такой зоне относится сечение по основному металлу корпуса на уровне центральной плоскости активной зоны, то есть в зоне максимального флюенса нейтронов (рис. 1.41). В качестве постулируемого расчётного дефекта рассматривали поверхностную полуэллиптическую трещину на внутренней поверхности корпуса.

Исследование трещиностойкости с учётом имеющихся экспериментальных данных и прогнозных оценок дозовой зависимости вязкости разрушения аустенитной стали показало, что критерии сопротивления хрупкому разрушению для корпуса реактора СМ выполняются в течение продлеваемого срока службы до 2040 года. Расчётное обоснование подтвердило, что конструкция корпуса, реализующая одновременно функции несущей и страховочной конструкции и являющаяся частью системы охлаждения межкорпусного пространства реакторной установки, удовлетворяет требованиям норм [1] в части циклической прочности и сопротивления хрупкому разрушению на прогнозируемый период.

Список литературы

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонadzор СССР. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.

2. Сулейманов И.Р., Киреев Н.В., Валишин М.Ф., Узиков В.А. Тепловой расчёт корпуса высокопоточного реактора СМ // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2022. Вып. 2. С. 3–10. — 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/> (дата обращения: 25.06.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=49049044>.
3. Бакшутова Г.Н., Большаков А.П., Неустроев В.С. Структурные аспекты радиационного упрочнения и охрупчивания аустенитных сталей с основой X18H10T, облучённых нейтронами в различных реакторах // Вестник Димитровградского инженерно-технологического института, 2017. № 2 (13). С. 13–25.
4. Смирнов В.И., Марголин Б.З., Лапин А.Н. и др. Исследование влияния нейтронного облучения на вязкость разрушения стали 08X18H10T и металла её сварных соединений // Вопросы материаловедения, 2011. Вып. 1 (65). С. 167–183.

Н.В. Киреев, И.Р. Сулейманов

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПАКЕТА ЗАЩИТЫ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО ХРАНИЛИЩА РЕАКТОРА МБИР

Назначение пакета защиты внутриреакторного хранилища — экранирование его ячеек от излучения при работе реактора на мощности вплоть до номинальной, для того чтобы обеспечить требуемые условия при расхолаживании отработавших тепловыделяющих сборок и выдержке экспериментальных устройств, выгруженных из активной зоны реактора МБИР. При обосновании технического проекта пакета защиты проведён теплогидравлический расчёт условий его эксплуатации в реакторе. Пакет защиты (рис. 1.42) содержит пучок цилиндрических пэлов с оболочкой, наружный диаметр которой 14,5 мм, а толщина 0,5 мм. Пэлы заключены в чехол в виде трубы шестигранного сечения, к чехлу прикреплены головка и переходник с хвостовиком. Дистанционирование пэлов в пучке осуществляется профильной проволокой эллипсного сечения шириной 1,3 мм и толщиной 0,6 мм. Пэл представляет собой столб поглотителя, набранный из цилиндрических блоков карбида бора и заключённый в стальную оболочку. По торцам к оболочке приварены наконечник и заглушка. Диаметр блоков поглотителя составляет $(12,5 \pm 0,1)$ мм, в качестве поглощающего материала используют карбид бора природного изотопного состава плотностью $(1,8 \pm 0,1)$ г/см³, в котором доля бора-10 равна $(19,6 \pm 0,3)$ %. Высота поглощающей части пэла составляет $(950 \pm 3,0)$ мм, а её центр совпадает с центральной плоскостью активной зоны реактора.

Условия эксплуатации пакета защиты внутриреакторного хранилища таковы: температура оболочек пэлов не более 700 °С, теплоносителя на входе и выходе не более 330 и 500 °С соответственно, расход теплоносителя (натрия) через пакет не менее 0,25 м³/ч.

Проведённые нейтронно-физические расчёты показали, что мощность пакетов защиты, установленных в различных ячейках бокового экрана реактора МБИР, находится в диапазоне от 6,4 до 13,7 кВт, то есть отличается чуть более чем в два раза. Расчёт в максимально напряжённом пакете защиты позволил получить распределение нейтронно-физических характеристик и тепловыделения по высоте для всех пэлов, вытеснителей и чехла (рис. 1.43, 1.44).



Рис. 1.42. Общий вид пакета защиты внутриреакторного хранилища реактора:
1 — хвостовик; 2 — переходник; 3 — вытеснитель; 4 — пэл; 5 — чехол; 6 — головка

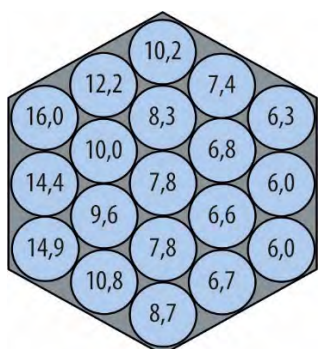


Рис. 1.43. Распределение линейной тепловой нагрузки (Вт/см) по пэлам в центральной плоскости активной зоны

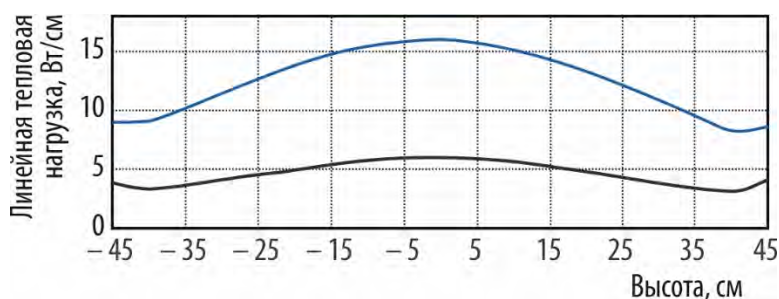


Рис. 1.44. Аксиальное распределение линейной тепловой нагрузки в пэлах с максимальными (—) и минимальными (---) нейтронно-физическими характеристиками

Моделирование условий охлаждения пакета защиты при стационарном режиме работы реактора проводили с применением программного пакета SolidWorks/Flow Simulation [1, 2], который позволяет проводить трёхмерные конечно-элементные стационарные и нестационарные расчёты для реальной геометрии с учётом нелинейных свойств как твёрдых, так и текучих сред. В расчёте использовали детальную полноразмерную трёхмерную модель пакета защиты с заданными значениями объёмного тепловыделения в элементах конструкции и граничными условиями на входных и выходных участках в соответствии с исходными данными. Элементам конструкции и текучей среде присвоены соответствующие свойства из пользовательской базы данных, созданной по библиотеке свойств материалов [3].

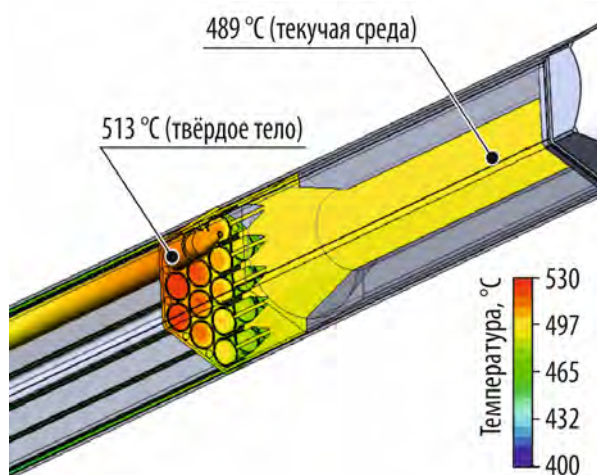


Рис. 1.45. Распределение температурного поля на поверхности максимально теплонапряжённого пэла

Температура оболочки пэла не превосходит 515 °C (рис. 1.45), что меньше максимальной рабочей температуры 630 °C, определённой для стали марки 12X12M1БФР-Ш (ЭП450-Ш). Максимальная температура поглотителя составляет примерно 545 °C, что существенно

ниже температуры плавления карбида бора 2 350 °С. Температура теплоносителя на выходе из пакета защиты не превосходит 490 °С, что удовлетворяет его температурным условиям эксплуатации.

Проведённый теплогидравлический расчёт позволил обосновать теплотехническую надёжность пакета защиты внутриреакторного хранилища при его эксплуатации в реакторе МБИР.

Список литературы

1. SolidWorks, SolidWorks 3D CAD, Dassault Systemes [Electronic resource]. — Web site of Dassault Systemes SolidWorks Corporation. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.solidworks.com/> (date of the application: 09.03.2022).
2. SolidWorks, SolidWorks Flow Simulation, Dassault Systemes [Electronic resource]. — Web site of Dassault Systemes SolidWorks Corporation. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.solidworks.com/product/solidworks-flow-simulation> (date of the application: 09.03.2022).
3. Бабичев А.П., Бабушкина Н.А., Братковский А.М. и др. Физические величины: справочник / под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. — М.: Энергоатомиздат, 1991. — 1232 с.

М.Ф. Валишин, И.Ю. Жемков

СОЗДАНИЕ ШТАТНОЙ РАСЧЁТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА МБИР ДЛЯ ПРОГРАММЫ ИКАР

В сооружаемом реакторе МБИР планируют, как и в реакторе БОР-60, проводить экспериментальные исследования [1, 2] как в подкритическом состоянии во время планово-предупредительного ремонта и на минимально контролируемом уровне мощности, так и при различной мощности от нуля до номинального значения. Данные режимы реактора отличаются, в частности, тепловой мощностью, аксиальным расположением рабочих органов системы управления и защиты, температурой различных элементов, расходом натрия. Поэтому для корректного сопровождения эксплуатации необходимо несколько расчётных моделей реактора. Однако это приводит к существенным сложностям при моделировании, анализе, обобщении и сравнении нейтронно-физических характеристик.

Многолетний опыт расчётного сопровождения реактора БОР-60 показал, что оптимально иметь одну расчётную модель реактора. Такая модель, позволяющая с достаточной точностью прогнозировать состояния реактора и характеристики реакторных испытаний, создавалась в течение длительного времени на основе анализа и сравнения различных расчётных и экспериментальных данных [3–7]. В ней все геометрические размеры элементов и ядерная плотность материалов соответствуют холодному состоянию реактора, когда температура 20 °С, положение рабочих органов системы управления и защиты задают в соответствии с реальным моментом, температуру материалов при подготовке сечений взаимодействий берут усреднённой для отдельных зон (расчётные значения, полученные в результате моделирования критического состояния реактора), каждую сборку реактора представляют в виде уникального пакета с аксиальным разбиением на элементарные призмы высотой 5 см. Аналогичные принципы заложены при разработке штатной расчётной модели для сопровождения эксплуатации реактора МБИР с применением интегрированного комплекса автоматизированных расчётов ИКАР.

Расчётная модель реактора МБИР для проведения нейтронно-физических расчётов при сопровождении эксплуатации реактора описывает область (рис. 1.46), в радиальном направлении ограниченную корпусом реактора, а в аксиальном направлении — от нижней плиты напорного коллектора до натриевой полости над сборками. Каждая сборка (пакет) в расчётной модели имеет свой уникальный номер для реализации возможности описания её конструктивных особенностей и состава. В модели для программы TRIGEX, входящей в комплекс ИКАР, за сменяемыми сборками расположены шесть рядов пакетов, имитирующих конструктивные особенности реактора в радиальном направлении. При моделировании по программам, использующим метод Монте-Карло, описание конструктивных особенностей задают максимально подробно. В аксиальном направлении все сменяемые пакеты реактора от верхней плиты напорного коллектора до головки сборок описывают 45 слоями по 5 см, нуклидные составы и интегральные нейтронно-физические характеристики каждого слоя отслеживают в базе исходных данных комплекса. Ниже находятся физические зоны, одинаковые для всех пакетов активной зоны и описывающие верхнюю и нижнюю плиту напорного коллектора, камеру высокого давления с реальными аксиальными размерами. Выше головок сборок располагаются зоны с натрием (натриевая полость) и сталью.

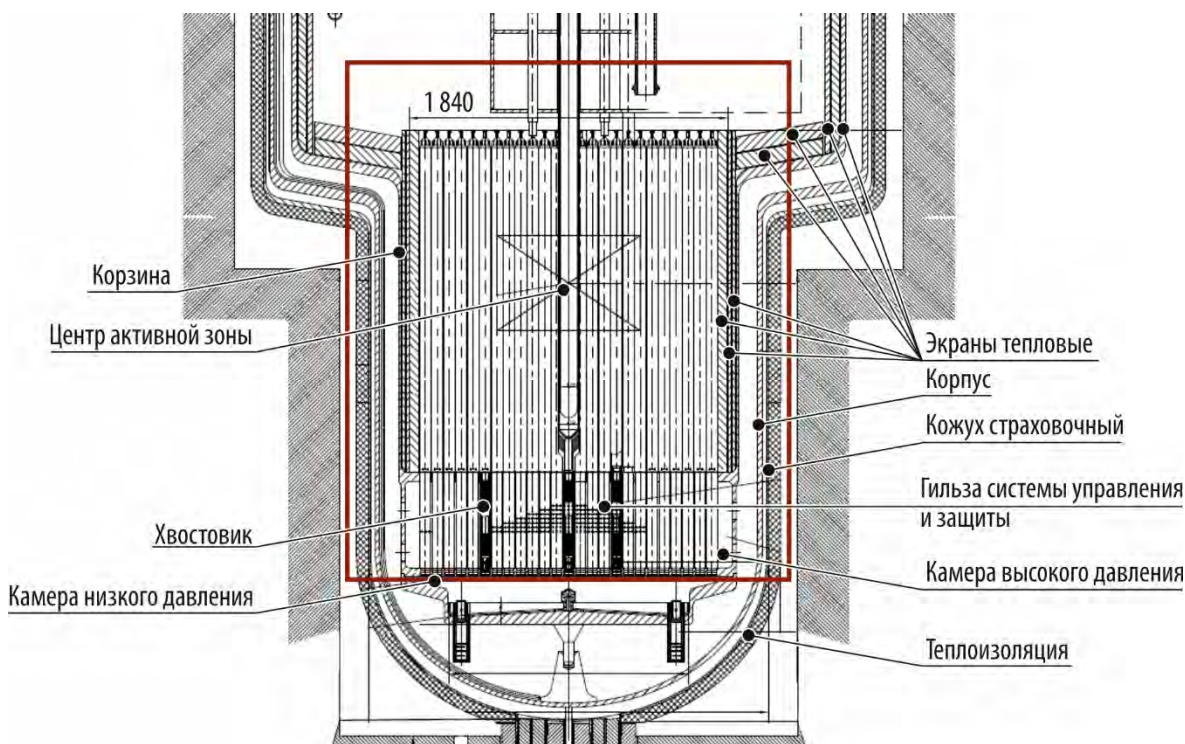


Рис. 1.46. Область описания в штатной расчётной модели реактора МБИР

В расчётной модели состав физических зон описывают двумя осколками деления от урана-235 и плутония-239, 17 делящимися изотопами (ураном, плутонием и младшими актинидами), двумя изотопами бора и 17 неделящими элементами (естественного изотопного состава для задания конструкционных, поглощающих и замедляющих элементов реактора).

Для разработки штатной расчётной модели программы TRIGEX и проведения тестовых расчётных исследований применено описание состава ядерного топлива в ТВС, соответствующего среднестационарному состоянию реактора. Проведено сравнение результатов, полученных при использовании разработанной расчётной модели с применением программы TRIGEX, и результатов расчёта нейтронно-физических характеристик активной зоны, указанных в проекте реактора МБИР: наблюдается удовлетворительное соответствие по основным характеристикам, но имеются и различия, которые могут быть вызваны, к примеру, такими факторами, как применение различных программных средств и библиотек констант, детализацией описания профиля

выгорания ядерного топлива и поглотителя. Для более детального сопоставления будут проведены расчётные исследования с использованием прецизионных программных средств, интегрированных в комплекс программ ИКАР.

Список литературы

1. Жемков И.Ю. Научно-методическое сопровождение эксплуатации исследовательского реактора на быстрых нейтронах: дис. на соискание учёной степени д-ра техн. наук: 05.14.03. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. — 214 с.
2. 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.
3. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.
4. Жемков И.Ю., Митин А.М., Утина В.В., Яковлева И.В. Обоснование математической модели реактора БОР-60 для расчёта нейтронно-физических характеристик в трёхмерной геометрии // Вопросы атомной науки и техники, серия «Ядерная техника и технология», 1991. Вып. 6. С. 3–9.
5. Жемков И.Ю., Яковлева И.В. Концепция технологии верификации программных средств для получения нейтронно-физических характеристик реактора на быстрых нейтронах БОР-60 // Там же, 1993. Вып. 1. С. 33–41.
6. Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю., Теллин А.И., Рязанов Д.К. Расчётно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора БОР-60 // Там же, серия «Ядерно-реакторные константы», 2017. Вып. 2. С. 67–85.
7. 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.

Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков

РАЗРАБОТКА СТРУКТУРЫ БАЗЫ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ И РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЁТА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК В ПРОГРАММЕ ИКАР ДЛЯ РЕАКТОРА МБИР

Для сопровождения эксплуатации реактора БОР-60, систематизации проводимых реакторных испытаний, повышения их оперативности и точности с 1994 года применяется программа КАР — комплекс автоматизированного расчёта нейтронно-физических характеристик [1], при создании которого учтён не только многолетний опыт эксплуатации и исследований, выполненных в реакторе, но и опыт других разработок [2–4]. В программе применены простые, но надёжные методики, ориентированные на особенности реактора. Учитывая длительный и положительный опыт использования этой программы, при разработке интегрированного комплекса автоматизированных расчётов ИКАР для сопровождения эксплуатации реактора МБИР было решено применить аналогичный подход. Было предложено расширить функционал и учесть современные тенденции развития расчётного и расчётно-экспериментального сопровождения эксплуатации реактора, экспериментальных исследований и облучательных программ, которые в действующей программе КАР невозможно реализовать без её глубокой модернизации [5–7]. Основными целями

разработки и применения базы исходных данных и результатов являются сбор, обработка, анализ и структурированное представление информации по состоянию реакторной установки. Разработанная структура базы исходных данных и результатов расчёта, потоки входных и выходных данных и операции, выполняемые с ними встроенными и / или сторонними программами, представлены на рис. 1.47.

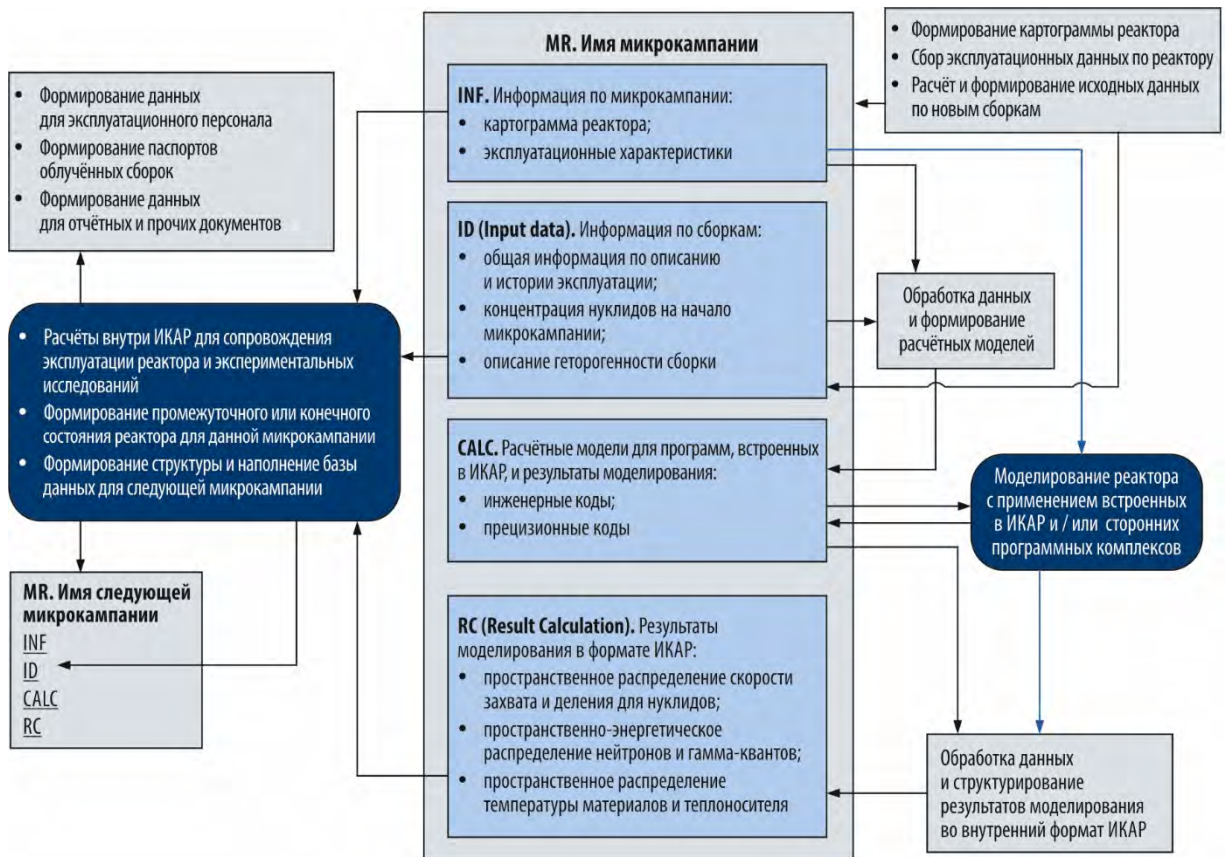


Рис. 1.47. Структура базы исходных данных и результатов расчёта

Базу данных наполнили всеми элементами для моделирования среднестационарного состояния реактора МБИР: сформировали картограмму загрузки реактора, для каждой сборки и пакета создали файлы исходных данных (2 100 файлов). Используя специально разработанную программу, не входящую в настоящий момент в программу ИКАР, и сформированную базу данных среднестационарного состояния реактора, создали расчётную модель реактора для комплекса программ TRIGEX. Провели тестовые расчёты, с помощью разработанного программного модуля заполнили результаты моделирования нейтронно-физических характеристик в формате ИКАР (3 100 файлов, по результатам расчёта прецизионной и теплогидравлической программы данный объём увеличится примерно на 30 %). Опытная эксплуатация программы ИКАР для реактора МБИР запланирована на 2022 год.

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. Зизин М.Н., Загацкий Б.А., Темноева Т.А., Ярославцева Л.Н. Автоматизация реакторных расчётов. — М.: Атомиздат. 1974. — 104 с.
3. Зизин М.Н. Стратегия разработки модульных систем и комплексов реакторных программ. — Тезисы докладов VI Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 4–8 сентября 1989 г. — М.: ЦНИИатоминформ, 1989. С. 8–10.

4. Иванов В.Б., Гаджиев Г.И., Алексеев И.Н. и др. Автоматизированная система научных и технологических исследований на реакторе БОР-60 (АСНИ БОР-60): препринт: НИИАР-21(633). — Димитровград: НИИАР, 1984. — 15 с.
5. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Ишунина О.В. Критические состояния и эффекты реактивности реактора БОР-60. — Сборник рефератов и статей «Новые технологии для энергетики, промышленности и строительства». — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2003. Вып. 6. С. 274–282.
6. Жемков И.Ю., Митин А.М., Токарева Е.С. Автоматизация паспортизации параметров облучения тепловыделяющих сборок активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Ядерная техника и технология», 1991. Вып. 6. С. 9–12.
7. Жемков И.Ю., Митин А.М., Токарева Е.С. Формирование базы данных для нейтронно-физического расчёта реактора БОР-60 с помощью ПЭВМ // Там же. С. 36–44.

Ю.В. Набойщиков, А.В. Боев

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

В отчётном году на критическом стенде реактора МИР исследовали влияние на характеристики реактора специального облучательного устройства (рис. 1.48). Для проведения его испытаний в петлевом канале реактора МИР необходимо было определить нейтронно-физические характеристики устройства и его влияние на параметры активной зоны. На критическом стенде — полномасштабной физической модели реактора — провели экспериментальные исследования, в ходе которых определили эффекты реактивности при загрузке устройства в петлевую ячейку третьего радиуса активной зоны, аварийном осушении петлевого канала, а также распределение энерговыделения по твэлам устройства.

Специальное облучательное устройство в пределах активной зоны представляет

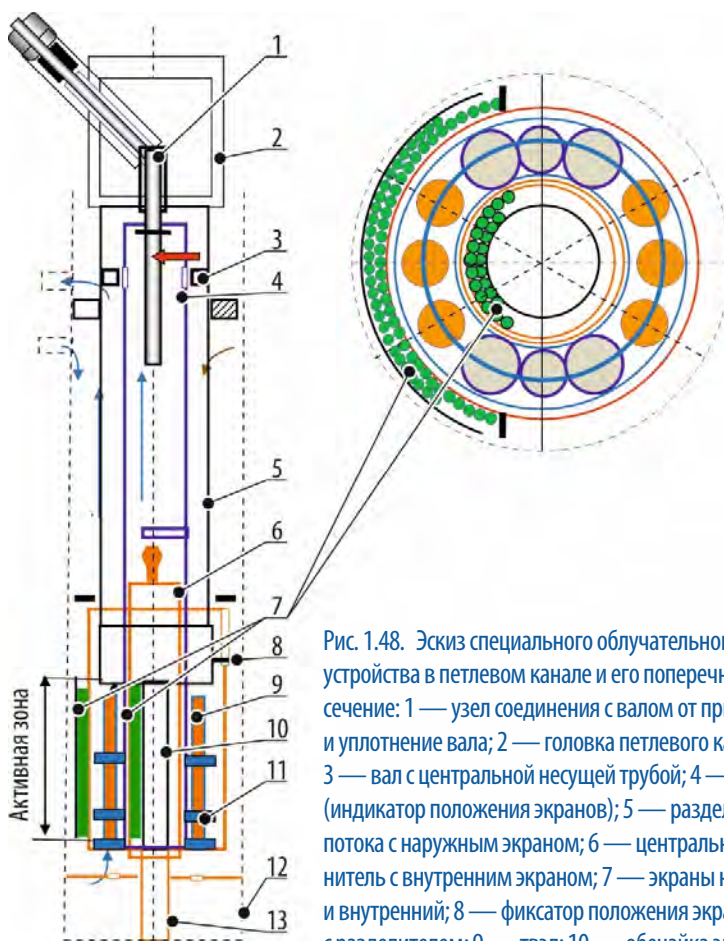


Рис. 1.48. Эскиз специального облучательного устройства в петлевом канале и его поперечное сечение: 1 — узел соединения с валом от привода и уплотнение вала; 2 — головка петлевого канала; 3 — вал с центральной несущей трубой; 4 — дроссель (индикатор положения экранов); 5 — разделитель потока с наружным экраном; 6 — центральный вытеснитель с внутренним экраном; 7 — экраны наружный и внутренний; 8 — фиксатор положения экранов с разделителем; 9 — твэл; 10 — обечайка экрана; 11 — элемент дистанционирующий; 12 — контур корпуса петлевого канала; 13 — опора

собой сборку, в состав которой входят внешний и внутренний поглощающие экраны, набранные из гафниевых стержней, и расположенные по окружности шесть вытеснителей и шесть твэлов. Дистанционирование твэлов и вытеснителей осуществляется специальными элементами с установленным шагом. Твэлы (рис. 1.49) располагаются в один ряд по окружности около центральной несущей трубы.

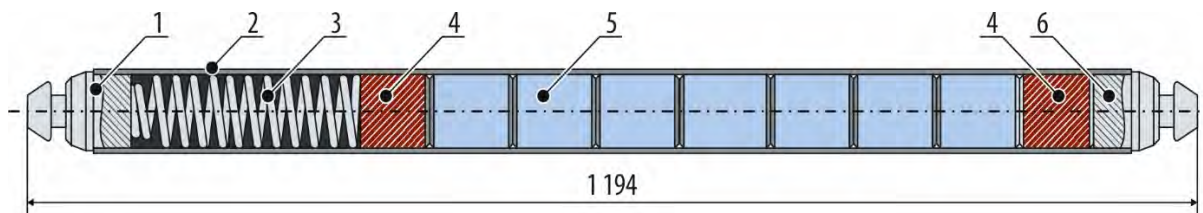


Рис. 1.49. Общий вид твэла специального облучательного устройства:
1 — верхний концевик; 2 — оболочка; 3 — фиксатор; 4 — проставки;
5 — топливная таблетка; 6 — нижний концевик

Результаты экспериментов показали, что загрузка специального облучательного устройства в петлевой канал третьего радиуса при его окружении рабочими ТВС с номинальной загрузкой

топлива даёт отрицательный эффект $(0,52 \pm 0,04) \beta_{эфф}$, а осушение петлевого канала с этим устройством приводит к вводу положительной реактивности $(0,21 \pm 0,02) \beta_{эфф}$. Выполнены измерения активности твэлов (рис. 1.50). Результаты измерений показывают возможность изменения мощности твэлов в пять раз при повороте экрана.



Рис. 1.50. Взаимное расположение твэлов и экранов при измерении относительной активности тепловыделяющих элементов

Полученные в ходе эксперимента значения эффектов реактивности завышены по отношению к реализуемым в реакторе, что обусловлено следующими факторами:

- 1) в бериллии из-за небольшой мощности критической сборки, не превышающей 5 Вт, отсутствуют ядра-отравители, накопление которых характерно для реакторных блоков, поэтому эффекты реактивности не менее чем в 2,5 раза завышены¹⁷;
- 2) в ячейки, окружающие макет петлевого канала со специальным облучательным устройством, были загружены необлучённые ТВС, что в реальных реакторных условиях не требуется.

Рекомендуемые значения эффектов реактивности при подготовке к испытаниям специального облучательного устройства — не более $-0,2 \beta_{эфф}$ при его загрузке в петлевой канал и не более $0,1 \beta_{эфф}$ при осушении петлевого канала с загруженным устройством. Полученные данные использованы для обоснования безопасности проведения испытаний специального облучательного устройства в петлевой установке реактора МИР, проверки расчётных моделей и формирования загрузки активной зоны реактора.

¹⁷ 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 отчётном году на критическом стенде СМ изучали изменение нейтронно-физических параметров реактора с модернизированной активной зоной при заполнении каналов ТВС мишенями для наработки берклия-249. Эксперименты провели для обоснования безопасности облучения мишеней-накопителей в каналах активной зоны реактора, проверки расчётных моделей и последующего формирования загрузки активной зоны реактора в рамках проекта «Окапи». Определили реактивные характеристики активной зоны при последовательной установке четырёх имитаторов мишеней в невыгоревшую реакторную ТВС, оснащённую четырьмя каналами для облучения. ТВС загружали в диагональную ячейку активной зоны, расположенную возле нейтронной ловушки.

Мишень-накопитель — труба диаметром 10 мм и толщиной 0,4 мм с приваренными концевыми элементами: хвостовиком и головкой из нержавеющей стали марки 06X18H10T. Сердечник диаметром 9,0 мм, высотой (350 ± 10) мм формируется из таблеток, полученных совместным прессованием порошков алюминия и оксидов трансплутониевых элементов (рис. 1.51). Для улучшения теплообмена мишень заполняют смесью воздуха и гелия. Стартовая композиция из смеси алюминиевого порошка и оксида кюрия запрессована в капсулы из кадмия для экранирования тепловых нейтронов, благодаря чему создаются условия облучения, обеспечивающие максимальный выход берклия-249.

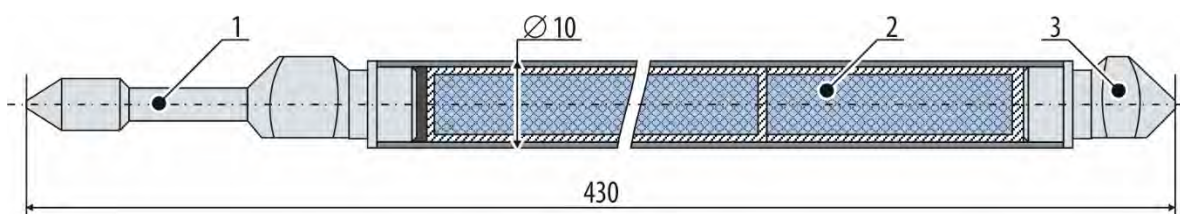


Рис. 1.51. Эскиз мишени: 1 — головка; 2 — кадмиевая капсула со стартовой композицией; 3 — хвостовик

Результирующие нейтронно-физические характеристики активной зоны критического стенда реактора СМ и эффекты реактивности от установки имитаторов мишени в экспериментальные каналы ТВС, заполненные водой, представлены в табл. 1.16.

Таблица 1.16

Нейтронно-физические характеристики и эффекты реактивности, $\beta_{эфф}$

Число имитаторов и их заполнение	Запас реактивности	Подкритичность	Эффект реактивности	
			по запасу	по подкритичности
0 (четыре канала с водой)	$10,67 \pm 1,17$	$4,23 \pm 0,46$	—	—
1 (с кадмием)	$10,19 \pm 1,12$	$4,32 \pm 0,47$	$-0,48 \pm 0,02$	$0,09 \pm 0,01$
2 (с кадмием)	$9,54 \pm 1,04$	$4,47 \pm 0,49$	$-1,13 \pm 0,06$	$0,24 \pm 0,01$
3 (с кадмием)	$9,23 \pm 1,01$	$4,71 \pm 0,51$	$-1,44 \pm 0,08$	$0,48 \pm 0,02$
4 (с кадмием)	$8,74 \pm 0,96$	$4,88 \pm 0,53$	$-1,93 \pm 0,11$	$0,65 \pm 0,03$
4 (с воздухом)	$9,80 \pm 1,07$	$4,66 \pm 0,51$	$-0,87 \pm 0,05$	$0,43 \pm 0,02$

Проведённые эксперименты позволили установить, что при загрузке до четырёх имитаторов мишеней с кадмием в экспериментальные каналы тепловыделяющей сборки, установленной в диагональную ячейку активной зоны, наблюдается:

- ◆ уменьшение запаса реактивности до $1,93 \beta_{эфф}$;
- ◆ увеличение подкритичности до $0,65 \beta_{эфф}$;

- ◆ уменьшение эффективности рабочего органа компенсации реактивности, примыкающего к ТВС, оснащённой имитаторами мишеней с кадмием, в 1,4 раза, при этом эффективность рабочего органа остаётся в проектных пределах;
- ◆ незначительное уменьшение суммарной эффективности рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности.

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

*А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, Р.А. Яшин,
П.А. Зайченко, А.М. Шараев, И.В. Митрофанов*

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ СВАРКИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ

По контракту необходимо было изготовить для облучения и дальнейших материаловедческих исследований партию экспериментальных твэлов. Ключевым этапом изготовления таких изделий является сварка. От качества сварных соединений во многом зависит работоспособность твэлов и успешное проведение исследований. Помимо высоких требований по сплошности и герметичности сварных соединений изделий активных зон заказчиком были установлены дополнительные требования к механическим свойствам сварных швов. По техническому заданию величина зерна основного металла и зоны термического влияния после сварки не должна отличаться более чем на 2 балла. При изготовлении аналогичных изделий ранее эта разница составляла обычно 3–5 баллов.

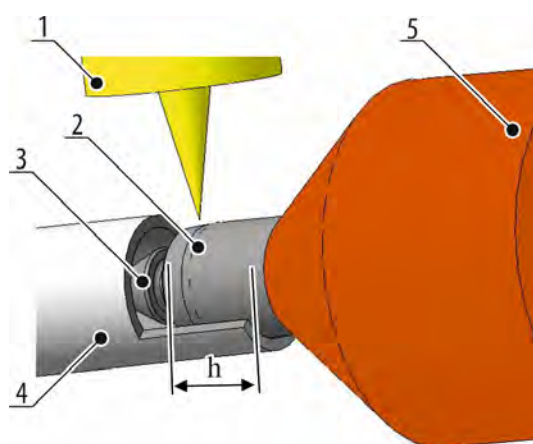


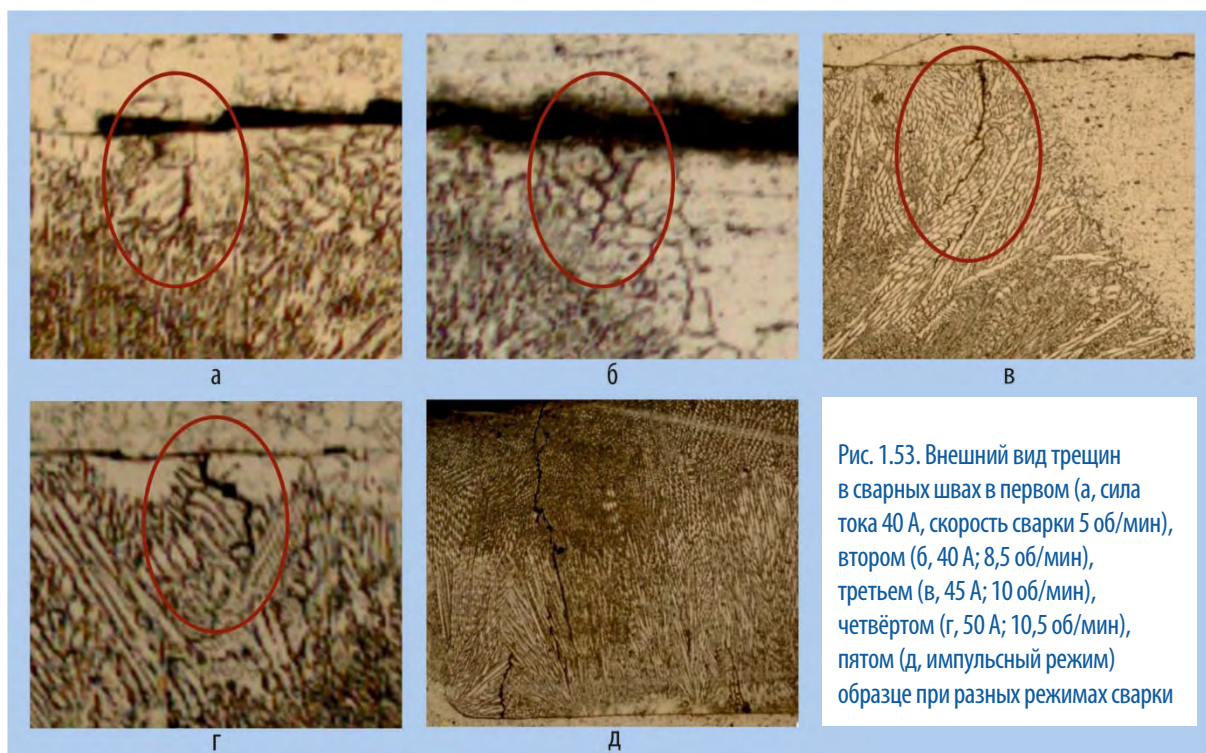
Рис. 1.52. Схема аргонодуговой сварки кольцевым швом:
1 — сварочная горелка; 2 — оболочка; 3 — заглушка;
4 — дополнительное сопло; 5 — цанга-холодильник;
h — вылет изделия из цанги, 2 мм

Известно, что интенсивный рост зерна происходит во время сварки при температуре выше $1100\text{ }^{\circ}\text{C}$ ¹⁸. Уменьшить его размер можно, сократив время пребывания металла при этой температуре, например, за счёт повышения жёсткости режима, для чего необходимо увеличить скорость сварки и силу тока. Были проведены экспериментальные исследования по отработке технологии аргонодуговой сварки неплавящимся электродом экспериментальных твэлов. Сварку изделия осуществляли в автоматическом режиме на установке сварки кольцевых швов с применением дополнительной защиты места сварки инертным газом (рис. 1.52).

После серии экспериментов со скорректированными режимами были проведены исследования качества сварных швов. Установлено, что увеличение жёсткости режима способствовало снижению размера зерна, однако привело к образованию межкристаллитных трещин (рис. 1.53, образец 1 и 2), а при ещё большем повышении жёсткости — к их развитию (см. рис. 1.53, образец 3 и 4). Наиболее выраженные трещины, проходящие через всё сечение сварного шва, были выявлены при импульсном режиме сварки,

¹⁸ Сварка в машиностроении: справочник / под ред. Г.А. Николаева, Н.А. Ольшанского, А.И. Акулова и др.: в 4 т. Т. 1 / под ред. д-ра техн. наук Н.А. Ольшанского. — М.: Машиностроение, 1978. — 504 с.

характеризующемся наивысшей жёсткостью (см. рис. 1.53, образец 5). Трещины преимущественно локализовались в области крупных кристаллизационных зёрен, образовавшихся направленными к вершине сварного шва слоями, которые отчётливо видно на образце 3 (см. рис. 1.53). Обычно такие трещины располагаются на участках наиболее интенсивного отвода тепла от сварного соединения, находящихся в непосредственной близости к теплоотводящим медным цангам. Данный вид дефекта сварного шва чаще всего образуется в твёрдой фазе при 1 200–1 000 °С в результате межзёренного характера высокотемпературной сварочной деформации.



Для предотвращения появления трещин необходимо снижать интенсивность охлаждения всего свариваемого соединения. Поэтому было предложено увеличить вылет изделия из цанги-холодильника с 2 до 10 мм с соответствующей корректировкой параметров режима сварки. При реализации такой схемы трещины в сварных швах отсутствовали (рис. 1.54). Исследования размера зерна с помощью специализированного программного комплекса показали, что разность в размере зерна зоны термического влияния и основного металла составляет не более 2 баллов, что соответствует предъявляемым требованиям (рис. 1.55).

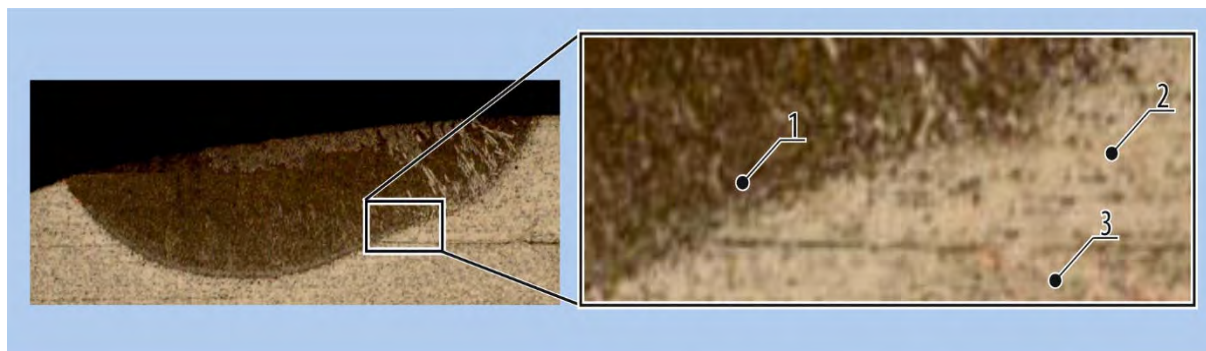


Рис. 1.54. Структура сварного шва при силе тока 40–44 А: 1 — сварной шов, 2 — оболочка, 3 — заглушка

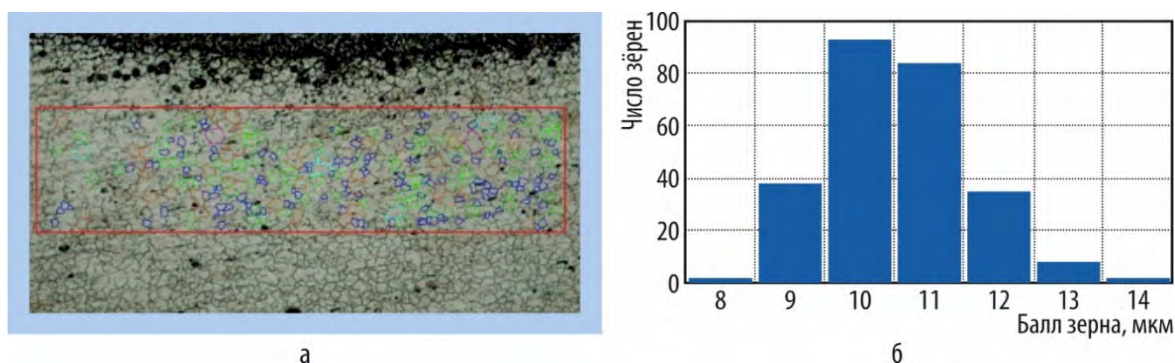


Рис. 1.55. Карта (а) и диаграмма (б) распределения зёрен разного диаметра

С учётом полученных результатов была разработана технология сварки, изготовлена партия твэлов.

Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Ю.В. Иванович, С.А. Андреев, И.А. Миндукшева

ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ НА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ ВК-50

При обосновании ядерной безопасности операций с топливом реактора ВК-50 учитывали возможные аварийные ситуации и ошибки персонала, определяли состояния, при которых количество, распределение и плотность замедлителя нейтронов (вода) в результате нарушения нормальной эксплуатации приведут к максимальному значению эффективного коэффициента размножения нейтронов. В случае необходимости подбирали ограничения по размещению топлива, при котором этот коэффициент при любых условиях не будет превышать нормативно установленного значения 0,95. Используемые для анализа ядерной безопасности значения эффективного коэффициента размножения нейтронов были получены в результате расчётов по аттестованной Ростехнадзором программе MCU-RFFI/A. Данная программа позволяет создавать трёхмерные расчётные модели с высокой точностью задания геометрии и состава системы для прецизионных расчётов по методу Монте-Карло. Статистическая неопределённость в расчётах не превышала 0,001. Расчёты проведены для временного хранения и транспортирования необлучённых ТВС и операций с ними в период проведения перегрузки активной зоны, а также временного хранения облучённых тепловыделяющих сборок, в том числе и реактора ВВЭР-1000, в бассейнах выдержки.

Для временного хранения необлучённых ТВС используют два чехла, расположенных на выделенной площадке в центральном зале реакторной установки. Чехол имеет 18 направляющих ячеек, в каждую из которых устанавливают только одну тепловыделяющую сборку. Были выполнены расчёты как для штатных условий, так и с нарушениями нормальной эксплуатации: со смещением ТВС со своих позиций в чехле, с заполнением чехла и ТВС водой различной плотности. При нормальных условиях эксплуатации чехла с необлучёнными сборками эффективный коэффициент размножения нейтронов не превышает 0,14. Было показано, что в случае смещения ТВС со штатных позиций даже при расположении их вплотную друг к другу в воздушной среде этот коэффициент не превысит 0,21. Также получено, что для обеспечения требований ядерной безопасности при постулируемой ситуации с заполнением ТВС и чехла замедлителем нейтронов такой плотности, при которой достигается максимальный эффективный коэффициент размножения нейтронов, необходимо загружать в чехлы не более 15 тепловыделяющихборок, оставляя пустыми три ячейки в центральном ряду. В этом случае коэффициент не превысит 0,94 (рис. 1.56).

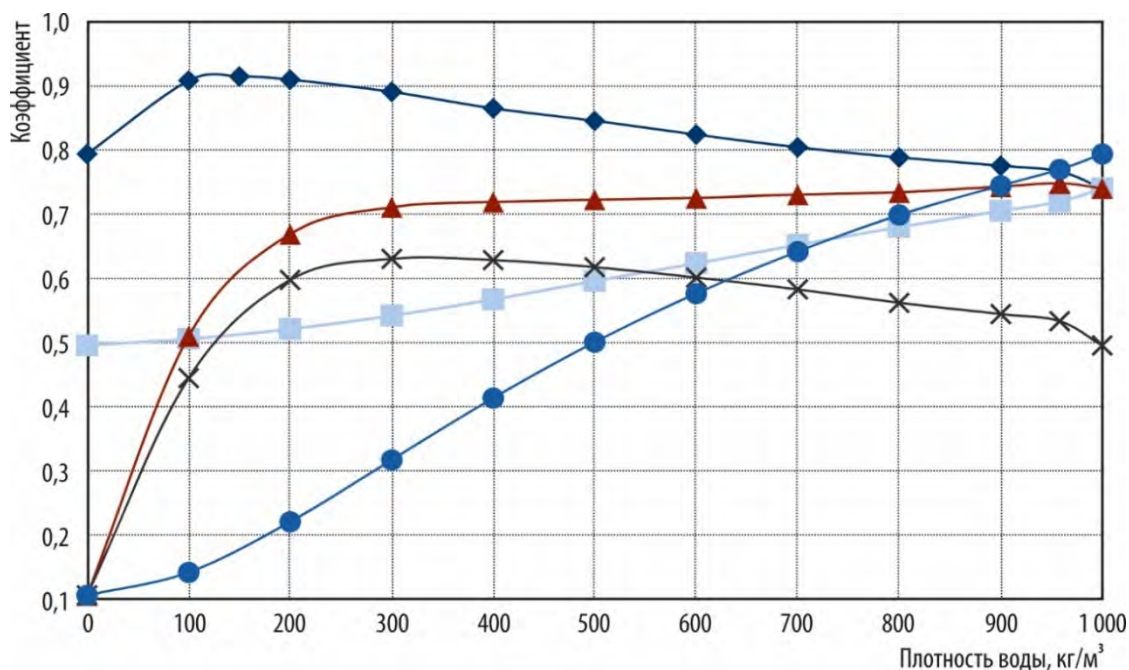


Рис. 1.56. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов для неплотного чехла, загруженного 15 необлучёнными ТВС, в зависимости от плотности воды при заданных параметрах: внутри ТВС вода плотностью 1 000 кг/м³ (◆) или воздух (×), а плотность воды снаружи меняется; вне ТВС вода плотностью 1 000 кг/м³ (■) или воздух (●), а плотность воды внутри меняется; меняется плотность воды внутри и снаружи (▲)

В период проведения перегрузки активной зоны реактора ВК-50 три необлучённые ТВС устанавливают в специальную подставку вблизи реактора. Кроме штатного положения на данном этапе нейтронно-физических расчётов моделировали аварийные ситуации с выпадением сборок из подставки и заливом их водой. Результаты расчётов показали, что даже при наихудшем стечении обстоятельств значение эффективного коэффициента размножения нейтронов не превысит 0,9. При штатном размещении ТВС в подставке в воздушной среде он составит не более 0,07.

После эксплуатации в активной зоне реактора облучённые тепловыделяющие сборки помещают в бассейн выдержки, где их хранят в специальных чехлах под слоем воды. Наряду с проектным расположением чехлов с ТВС в расчётах задавали варианты с ошибочным размещением чехлов без соблюдения регламентированной дистанции между ними (рис. 1.57).

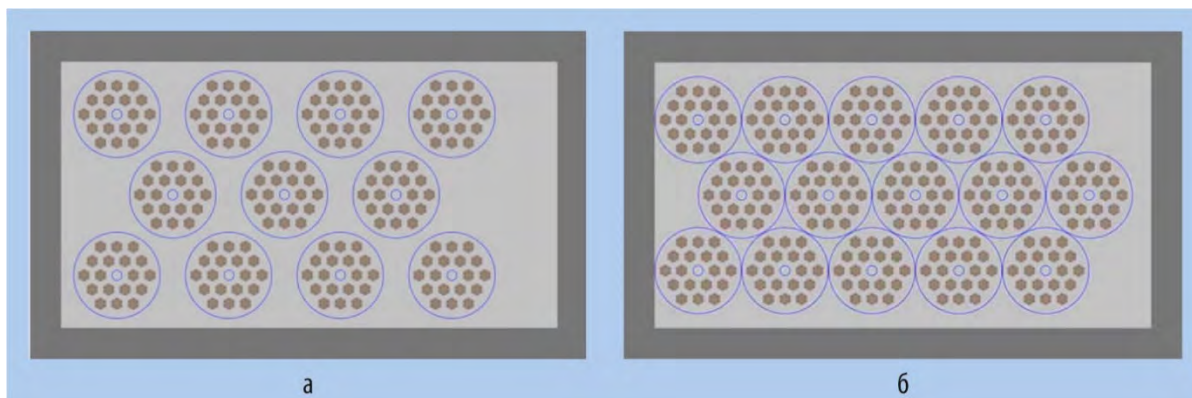


Рис. 1.57. Горизонтальное сечение расчётной модели бассейна выдержки, иллюстрирующее штатную (а) и максимально тесную (б) расстановку чехлов

Были выполнены расчёты с различной плотностью воды и воздухом в бассейне и внутри чехлов. Получено, что эффективный коэффициент размножения нейтронов принимает максимальное

значение, равное 0,875, в случае наиболее тесной расстановки чехлов, плотности воды в чехлах 300 кг/м³ и воздушной среды в бассейне (моделирование аварийного осушения бассейна) вне чехлов. Для нормальных условий эксплуатации бассейна выдержки коэффициент не превысит 0,78 при любой расстановке чехлов.

Используя транспортно-технологическое оборудование реакторной установки ВК-50, отработавшие на АЭС тепловыделяющие сборки реактора ВВЭР-1000 перегружают из вагона-контейнера в контейнер КТ-340 для отправки на исследования. Был выполнен расчётный анализ параметров ядерной безопасности при операциях, выполняемых с этими сборками, и сформулированы ограничения, обеспечивающие соблюдение требований федеральных норм и правил. Показано, что при выполнении установленных ограничений эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысит 0,93.

Анализ безопасности при нормальной эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях был выполнен в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов в области использования атомной энергии. По результатам нейтронно-физических расчётов была доказана ядерная безопасность работ с ядерным топливом, установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности в условиях нарушения нормальной эксплуатации при обращении с ТВС. Обоснование ядерной безопасности при обращении с ядерным топливом на реакторной установке ВК-50 было направлено на независимую экспертизу, по результатам которой выдано положительное заключение по ядерной безопасности.

Е.В. Синявина, С.В. Широков, А.П. Малков

НАУЧНО-МЕТОДИЧЕСКОЕ И РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВК-50 В СОРОК ДЕВЯТУЮ КАМПАНИЮ

Для обеспечения безопасной эксплуатации, эффективного использования, выработки электроэнергии и тепла проводят анализ физических и эксплуатационных характеристик реактора ВК-50. Результаты анализа используют при выборе компоновки активной зоны для каждой последующей кампании и обоснования безопасности реактора, выявления проблем в процессе эксплуатации и их устранения. Научно-методическое и расчётно-экспериментальное сопровождение эксплуатации исследовательского реактора ВК-50 в сорок девятую кампанию, длившуюся с сентября 2020 года по апрель 2021 года, состояло в решении задач:

- ◆ по обоснованию ядерной безопасности при проведении ядерно опасных работ в период перегрузки активной зоны, для чего проводили расчётный анализ безопасности конфигурации активной зоны на каждом этапе перегрузки, анализ изменения реактивности при выполнении перегрузочных операций и соответствия этих параметров требованиям нормативной и эксплуатационной документации;
- ◆ по определению нейтронно-физических характеристик загруженной активной зоны в процессе проведения экспериментов при пуске реактора в холодном и неотравленном состоянии активной зоны;
- ◆ по контролю распределения энерговыделения по объёму активной зоны в процессе подъёма мощности до номинальной в начале кампании и на всем её протяжении методом облучения медных проволочных индикаторов;
- ◆ по определению нейтронно-физической устойчивости активной зоны, своевременному переводу реактора в стабильное состояние при его приближении к границе резонансной устойчивости благодаря перекомпенсации центральных рабочих органов ручного регулирования;

- ◆ по расчётному анализу 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 для новой кампании проводят по определённым требованиям, отражённым в эксплуатационной и нормативной документации. При этом рассматривают несколько различных компоновок, проводят для них серию расчётов, определяющих параметры ядерной безопасности, теплотехнической надёжности, а также длительность работы реактора на номинальной мощности. По полученным данным выбирают оптимальную компоновку, удовлетворяющую всем требованиям. После перегрузочных работ проводят экспериментальное определение физических параметров активной зоны и анализ их соответствия требованиям ядерной безопасности и расчётным характеристикам.

Загрузка активной зоны в сорок девятую кампанию была реализована по картограмме, представленной на рис. 1.58, было установлено 19 необлучённых ТВС. Среднее выгорание активной зоны на начало кампании составило около 12 МВт·сут/кг урана. Продолжительность 49-ой кампании — 200 календарных суток, из них на номинальном уровне мощности реактор работал 125 суток, остальное

время — на пониженной мощности. Средняя эксплуатационная мощность составила 179,9 МВт. Данные о мощности, изменении положения рабочих органов ручного регулирования и энерговыработке на протяжении кампании представлены на рис. 1.59.

Рис. 1.58. Картограмма распределения выгорания ядерного топлива (МВт·сут/кг урана) в ТВС на начало кампании:
 ● — рабочий орган аварийной защиты;
 ○ — рабочие органы ручного регулирования реактивности первой — четвёртой, шестой и седьмой групп

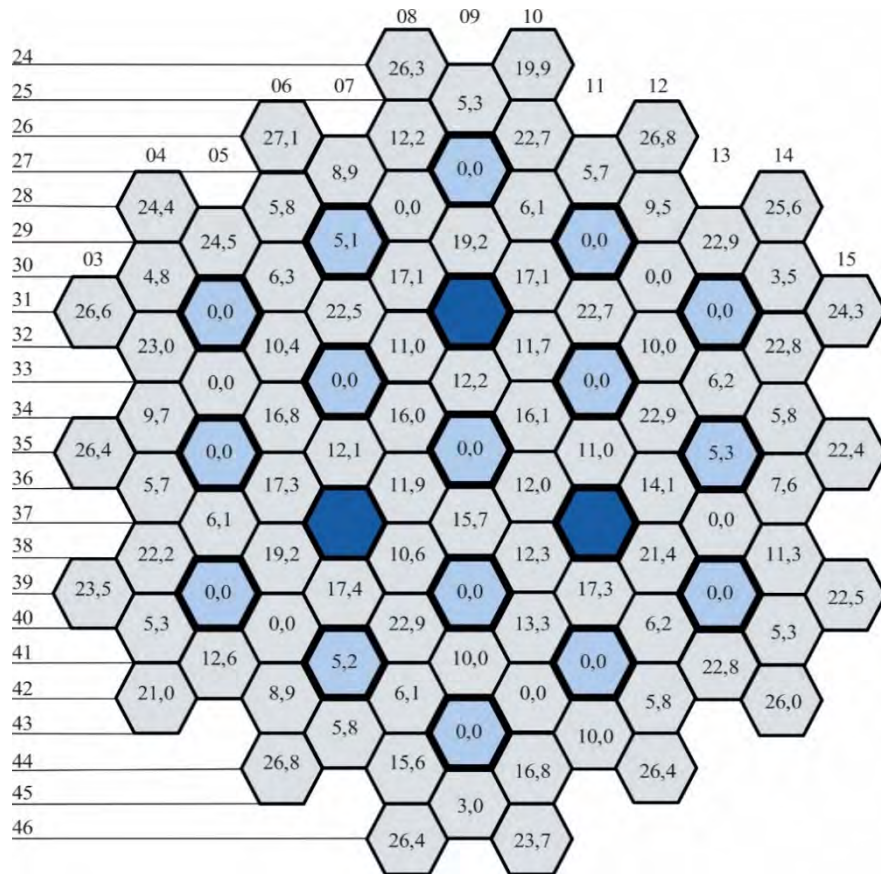
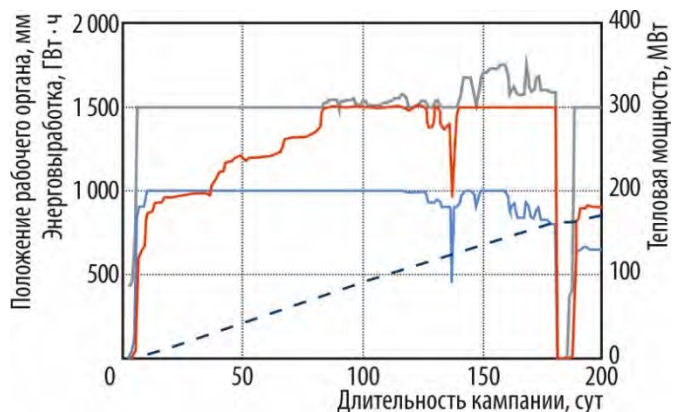


Рис. 1.59. Режимные параметры реакторной установки в 49-ю кампанию: энерговыработка (— — —); тепловая мощность реактора (—); положение периферийных рабочих органов ручного регулирования первой — четвёртой (—), шестой (—) групп



В начале 49-ой 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, г/кг:	
для обеспечения 1 % подкритичности	0,54 ± 0,05
для обеспечения 2 % подкритичности	0,10 ± 0,05
Суммарная эффективность рабочих органов системы управления и защиты.....	25,5 ± 2,0 β _{эфф}
Эффективность органов ручного регулирования	
первой — четвёртой, шестой и седьмой групп	23,0 ± 1,8 β _{эфф}
Запас реактивности	23,0 ± 1,8 β _{эфф}
Подкритичность реактора при рабочих органах системы управления	
и защиты, находящихся в положении нижних концевых выключателей,	
и отсутствии борной кислоты в замедлителе.....	2,47 ± 0,20 β _{эфф}

В ходе экспериментов определяли запас реактивности, эффективность рабочих органов системы управления и защиты как общую, так и отдельных групп. Измерения с применением аппаратно-программного комплекса «Реактиметр» проводили по метрологически аттестованной методике, основанной на сравнении значений эффективности групп рабочих органов ручного регулирования и концентрации борной кислоты, вводимой в замедлитель. Борную кислоту в реакторе ВК-50 используют в пускоостановочных режимах работы для создания требуемой подкритичности активной зоны. Максимальную эффективность, определённую по результатам эксперимента, имела седьмая группа рабочих органов ручного регулирования (ячейка 09-35), эффективность которой составила (7,86 ± 0,60) %Δk/k ((12,10 ± 0,97) β_{эфф}). Максимальная скорость введения положительной реактивности для органа регулирования данной группы не превысила 0,055 β_{эфф}/с, а максимальная эффективность рабочих органов ручного регулирования при перемещении на один шаг составила 0,27 β_{эфф}, что не выше эксплуатационных пределов, указанных в технологическом регламенте 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 частотой около 1 Гц. Предел безопасной работы реактора ВК-50 по показателю устойчивости составляет 0,2 с⁻¹. В течение кампании проводят запись значений тока ионизационной камеры, впоследствии данные обрабатывают и анализируют для оценки запаса устойчивости. Минимальное значение показателя устойчивости в сорок девятой кампании было зафиксировано на 149-е сутки работы и составило 0,78 с⁻¹. В дальнейшей работе реактора устойчивость активной зоны была повышена вследствие снижения 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 измеренному относительному распределению плотности потока нейтронов восстанавливают распределение энерговыделения по объёму активной зоны реактора. Измерения проводят методом активации медных проволочных индикаторов в сухих каналах реактора по метрологически аттестованной методике. Расчётную оценку распределения энерговыделения выполняют по верифицированному программному коду БИПР-К. Показателем теплотехнической надёжности является не превышение предельного значения максимальной линейной мощности твэлов в ТВС. Данный предел определён техническими

условиями на ТВС и составляет 330 Вт/см. Результаты обработки экспериментальных и расчётных данных измерения поля энерговыделения в 49-ю кампанию представлены в табл. 1.17.

Таблица 1.17

Расчётные и экспериментальные данные измерения поля энерговыделения

Условия эксперимента / расчёта			Максимальная мощность ТВС, МВт		Коэффициент неравномерности энерговыделения				Максимальное локальное энерговыделение в рабочих ТВС, Вт/см		
Тепловая мощность, МВт	Положение групп рабочих органов ручного регулирования, мм			Эксперимент	Расчёт	по радиусу активной зоны		по высоте рабочей ТВС		Эксперимент	Расчёт
	1–4	6	7			Эксперимент	Расчёт	Эксперимент	Расчёт		
180	1 500	660	0	2,71	2,59	1,64	1,53	2,08	2,22	229 220*	233 242*
200		850		—	2,83	—	1,50	—	2,17	—	249 262*
		920		—	2,84	—	—	—	2,13	—	246 255*
		1 320		3,12	2,82	1,68	1,49	1,78	1,91	216 198*	218 219*
180		1 370		—	2,53	—	—	—	1,89	—	195 196*
130		900		—	1,91	—	1,56	—	1,70	—	131 131*

* Максимальная линейная мощность твэлов в топливной части рабочих органов ручного регулирования.

В 49-ю кампанию исследовательского реактора ВК-50 благодаря научно-методическому и 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. Скрыбин¹⁹, Е.В. Синявина, М.В. Маркелов

РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВАЖНЫХ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА БОР-60

Обеспечение безопасной и эффективной работы исследовательского реактора БОР-60 является приоритетной задачей его эксплуатации. Нормативные требования по ядерной безопасности необходимо обеспечивать как при работе на мощности, так и во время остановок для перегрузки активной зоны и выполнения планово-предупредительного ремонта, которые проводят по утверждённому графику работы реактора на соответствующий год. В отчётном году реактор БОР-60 был четыре раза остановлен для планово-предупредительного ремонта и перегрузки активной зоны (табл. 1.18).

После завершения перегрузки для проверки соблюдения требований по безопасности и обеспечению эффективной эксплуатации реактора определяют его теплогидравлические параметры и нейтронно-физические характеристики. В табл. 1.19 приведены параметры облучения самых энергонапряжённых штатных тепловыделяющих сборок по рядам активной зоны при тепловой мощности 50 МВт, входной температуре 320 °С и расходе теплоносителя через реактор 1 000 м³/ч. Максимальная температура оболочки твэлов штатных тепловыделяющих сборок и максимальная линейная мощность твэлов не превысили предельно допустимых значений 690 °С и 500 Вт/см соответственно.

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

Таблица 1.18

Состояние активной зоны при проведении перегрузочных работ

Номер микро- кампании	Количество сборок, шт.					Среднее выгорание выгруженных ТВС, % т. а.	Подкритичность реактора, % $\Delta k/k$		
	штатных	экспериментальных		бокового экрана	штатных		в начале	в конце	
		топливных	нетопливных		выгруженных				загруженных
112A	113	10	11	123	0	–	6,87	6,31	
113		11			12	14,33	7,10	6,40	
113A	114	10	10	130	0	1	–	7,12	6,23
114	108	9			10	4	15,34	7,23	6,39

Таблица 1.19

Параметры облучения штатных тепловыделяющих сборок

Номер микрокампании	Ряд активной зоны	Выгорание топлива, % т. а.	Флюенс нейтронов на чехле ТВС, 10^{22} см^{-2}	Максимальная линейная мощность твэлов, Вт/см	Максимальная температура оболочек твэлов, °С
112A	1	0,8	0,7	377	630
	2			379	640
	3	0,7	0,6	363	635
	4			337	620
	5			303	615
	6	2,1	1,4	271	600
	7	2,0	1,2	261	575
113	1	2,1	1,8	371	630
	2			364	626
	3	0	0	356	620
	4			345	615
	5			317	610
	6	5,9	4,0	277	580
	7	0,0	0,0	269	575
113A	1	2,9	2,5	371	645
	2			364	640
	3	0,7	0,6	356	635
	4			345	630
	5			317	625
	6	6,5	4,4	277	615
	7	0,5	0,4	269	610
114	1	4,3	3,8	358	650
	2	4,5		352	645
	3	4,4	3,7	356	650
	4	2,2	1,8	337	640
	5	2,0	1,6	310	635
	6	7,6	5,2	270	610
	7	1,7	1,1	264	600

При изменениях в загрузке активной зоны выполняют замеры (не менее двух раз в год) в камерах высокого и низкого давления напорного коллектора для определения выталкивающей силы теплоносителя, которая выражается как максимальная выталкиваемая теплоносителем масса 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 руководству по эксплуатации реактора. В ходе замеров были

определены значения расхода теплоносителя через реактор, удовлетворяющие этим требованиям (табл. 1.20).

Таблица 1.20

Результаты определения максимального расхода теплоносителя

Номер микрокампании	Минимальная масса, кг		Расход теплоносителя, м ³ /ч
	сборки в активной зоне	выталкиваемая теплоносителем	
112А, 113, 113А	8,6	8,2	1 050
114			990

Уменьшение максимального расхода теплоносителя на 10 м³/ч не приведёт к превышению предельно допустимых значений максимальной температуры и линейной мощности сборок. После завершения длительного планово-предупредительного ремонта выполняли градуировку рабочих органов системы управления и защиты (табл. 1.21). Эффективность рабочих органов не вышла за интервал паспортных значений.

Таблица 1.21

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

Рабочий орган	Паспортное значение	Номер микрокампании	
		113	114
Орган автоматического регулирования:	0,17–0,49		
первый		0,21 ± 0,01	
второй		0,29 ± 0,02	
Орган ручного регулирования:			
первый	1,05–1,68	1,34 ± 0,07	1,48 ± 0,08
второй	1,89–2,8	2,38 ± 0,13	2,49 ± 0,13
Орган аварийной защиты:			
первый	1,09–1,83	1,62 ± 0,09	1,79 ± 0,09
второй		1,64 ± 0,09	1,45 ± 0,08
третий	0,91–1,68	1,47 ± 0,08	1,34 ± 0,07

Режим работы реактора обеспечил требуемые параметры облучения штатных тепловыделяющих сборок. Определён максимальный расход теплоносителя, исключая всплытие сборок из ячеек активной зоны. Обеспечен запас реактивности, позволяющий отработать микрокампании на требуемом уровне тепловой мощности в соответствии с графиком работы реактора. В табл. 1.22 представлена информация о микрокампаниях реактора БОР-60, завершённых в отчётном году.

Таблица 1.22

Параметры работы реактора

Микрокампания		Максимальные значения			Запас реактивности, % $\Delta k/k$
Номер	Длительность, сут	Тепловая мощность, МВт	Температура теплоносителя первого контура, °С	Расход теплоносителя первого контура, м ³ /ч	
112	45	50	321	1 000	1,70
112А	67		319	990	1,90
113	47	43	325	860	1,60
113А	77	50	320	1 000	1,68

Представленные результаты подтверждают, что отклонений от эксплуатационных пределов по параметрам ядерной безопасности на работающем и остановленном реакторе не допущено.

А.П. Малков, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Е. Дьяченко, В.Ю. Анисимов

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ УТОЧНЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА БОР-60

Набор экспериментальных устройств, режимы испытаний которых определяют загрузку активной зоны реактора БОР-60, может значительно отличаться от кампании к кампании. Вследствие изменения числа рабочих ТВС в активной зоне [1], переменного количества и состава экспериментальных устройств реактор имеет достаточно широкий диапазон значений температурного и мощностного коэффициентов реактивности [2]. Для подтверждения безопасности реакторной установки и прогнозирования баланса реактивности кампании целесообразно периодически уточнять текущие значения коэффициентов. Такое уточнение было выполнено для 14 кампаний, проведённых с 2016 по 2021 год. Неопределённость экспериментальных значений температурного и мощностного коэффициентов реактивности составила 6–7 и 6–9 % соответственно [2].

Температурный коэффициент реактивности обусловлен изменением размеров компонентов реактора под действием изотермического расширения, ядерной концентрации при снижении плотности материалов вследствие температурного расширения, сечений взаимодействия нейтронов с ядрами материалов [3]. Для определения коэффициента проанализировали соответствующие минимальному допустимому автоматическому уровню мощности параметры реактора, при которых наблюдались значительные отличия во входной температуре теплоносителя, при этом отличия между входной и выходной температурой теплоносителя были незначительны — менее 2 °С. Минимальное значение тепловой мощности реактора менее 100 кВт позволяет пренебречь влиянием мощностного эффекта реактивности и изменением реактивности реактора за счёт выгорания ядерного топлива. Для определения температурного коэффициента реактивности выбирали критические состояния, при которых проводили равномерный разогрев реактора с помощью электронагревателей на трубопроводах с принудительной циркуляцией натриевого теплоносителя. Были использованы данные о положении рабочих органов системы управления и защиты и соответствующие градуировочные характеристики. Мощность реактора около 100 кВт поддерживали системой автоматического регулирования.

Мощностным коэффициентом в реакторе на быстрых нейтронах принято считать температурный коэффициент реактивности с учётом неоднородного разогрева элементов активной зоны при изменении мощности [3]. Температурный коэффициент реактивности для каждой кампании определяли по формуле

$$K_T = \frac{\Delta\rho}{\Delta T}, \quad (1.3)$$

где K_T — температурный коэффициент реактивности, $\Delta k/k/^\circ\text{C}$; $\Delta\rho$ — изменение запаса реактивности, соответствующее изменению положения рабочих органов системы управления и защиты в активной зоне, $\Delta k/k$; ΔT — изменение входной температуры теплоносителя, °С.

Температурный коэффициент реактивности для кампаний 2021 года составил $-(3,9 \pm 0,3)10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$, среднее его значение для проанализированных кампаний — $-(4,1 \pm 0,3)10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$.

Для определения мощностного коэффициента реактивности были выбраны состояния реактора в периоды подъёма мощности при постоянном расходе натриевого теплоносителя. Это позволило исключить влияние расхода на мощностной коэффициент реактивности, которое было экспериментально обнаружено на ранних этапах работы реактора. Увеличение температуры учитывали температурным коэффициентом реактивности. Мощностной коэффициент реактивности определяли аналогично температурному по формуле

$$K_M = \frac{\Delta\rho - \Delta\rho(K_T) - \Delta\rho(K_B)}{\Delta M}, \quad (1.4)$$

где K_M — мощностной коэффициент реактивности, $\Delta k/k/\text{МВт}$; $\Delta\rho(K_B)$ — изменение запаса реактивности, обусловленное выгоранием ядерного топлива, $\Delta k/k$; $\Delta\rho(K_T)$ — изменение запаса

реактивности, связанное с температурным коэффициентом реактивности, $\Delta k/k$; ΔM — изменение тепловой мощности реактора, МВт.

Так как плановый подъём мощности в реакторе на быстрых нейтронах происходит за непродолжительный интервал времени (несколько часов), изменение запаса реактивности, обусловленное выгоранием ядерного топлива, достаточно мало и им в данной формуле можно пренебречь. Мощностной коэффициент реактивности для микрокампаний 2021 года составил $-(6,5 \pm 0,6)10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$, среднее его значение для проанализированных микрокампаний — $-(6,5 \pm 0,6)10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$.

Для определения темпа изменения реактивности от выгорания ядерного топлива были выбраны состояния реактора, соответствующие началу и окончанию микрокампаний. Критериями выбора критических состояний стали максимальное значение энерговыработки реактора между критическими состояниями и минимальные отличия по тепловой мощности реактора, входной температуре и расходу теплоносителя. Изменение реактивности определяли, используя данные о положении рабочих органов системы управления и защиты и их градуировочные характеристики. На основании определённых ранее температурного и мощностного коэффициентов реактивности были внесены поправки в суммарное изменение реактивности для выбранных критических состояний. Темп изменения реактивности был найден по формуле

$$K_B = \frac{\Delta\rho - \Delta\rho(K_T) - \Delta\rho(K_M)}{WT}, \quad (1.5)$$

где K_B — темп изменения реактивности с выгоранием ядерного топлива, $10^{-8} \Delta k/k/\text{МВт} \cdot \text{сут}$; $\Delta\rho(K_M)$ — изменение запаса реактивности, связанное с мощностным коэффициентом реактивности, $\Delta k/k$; WT — тепловая энерговыработка реактора за период изменения реактивности, МВт · сут.

Неопределённость экспериментально установленных значений темпа изменения реактивности с выгоранием ядерного топлива составила 11 %. Темп изменения реактивности с выгоранием ядерного топлива для микрокампаний 2021 года — $-(0,28 \pm 0,03)10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$, среднее его значение для проанализированных микрокампаний — $-(0,29 \pm 0,03)10^{-5} \Delta k/k/(\text{МВт} \cdot \text{сут})$.

Экспериментальные исследования коэффициентов реактивности реактора БОР-60 проводили при его пуске и в периоды, когда происходили существенные изменения в реакторе: менялся тип и состав топлива, размеры топливной части и число ТВС, экспериментальных устройств, сборок бокового экрана. Выполненные исследования показали удовлетворительное в пределах экспериментальной неопределённости совпадение расчётных и экспериментальных значений. В табл. 1.23 приведены как результаты предыдущих исследований, так и полученные в ходе выполнения данной работы.

Таблица 1.23

Результаты расчётно-экспериментальных исследований коэффициентов реактивности

Период работы реактора, год	Коэффициент реактивности		
	температурный, $10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	мощностной, $10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$	выгорания топлива, $10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт} \cdot \text{сут}$
1969–1980	$-(4,1-4,3) \pm 0,3$	$-(6,5-11,4) \pm 0,3$	
1980–1988	$-4,2 \pm 0,3$	$-6,4 \pm 0,4$	$0,36 \pm 0,03$
После 1988	$-(3,9-4,4) \pm 0,3$	$-(5,9-6,7) \pm 0,4$	
2016–2021	$4,1 \pm 0,3$	$-6,5 \pm 0,6$	$0,29 \pm 0,03$

Многолетняя эксплуатация реактора БОР-60 и проводимые ранее исследования коэффициентов реактивности выявили, что температурный коэффициент реактивности практически не зависит от режима работы реактора и составляет $-(3,8 - 4,5)10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$ [4]. Для современного состояния реактора БОР-60 экспериментальные значения этого коэффициента находятся в диапазоне определённых ранее значений, а среднее значение температурного коэффициента реактивности — $-(4,1 \pm 0,3)10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$. Последнее экспериментально полученное значение мощ-

ностного коэффициента реактивности $-(6,5 \pm 0,6)10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$ также хорошо согласуется с определённым ранее его значением $-(5-8)10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$ [5]. Средний темп изменения реактивности от выгорания ядерного топлива составляет $(0,29 \pm 0,03)10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт} \cdot \text{сут}$, что меньше ранее полученного значения $0,36 \cdot 10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт} \cdot \text{сут}$ [2, 6].

Несмотря на увеличение числа экспериментальных устройств в активной зоне, значения температурного и мощностного коэффициента реактивности существенно не изменились. Увеличение числа экспериментальных устройств повлияло на темп изменения реактивности от выгорания ядерного топлива: он несколько уменьшился вследствие снижения жёсткости энергетического спектра нейтронов. Экспериментально уточнённые значения температурного и мощностного коэффициента реактивности, темпа изменения реактивности от выгорания ядерного топлива для современного состояния реактора БОР-60 позволят более точно определять баланс реактивности кампании при планировании перегрузок и энерговыработку, а также подтвердить основные характеристики реактора, используемые при обосновании его безопасности.

Список литературы

1. Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н., Жемков И.Ю. и др. Некоторые экспериментальные работы, выполненные на БОР-60 // Атомная энергия, 2001. Т. 91, вып. 5. С. 369–378.
2. Жемков И.Ю., Яковлева И.В., Ишунина О.В. Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2000. — 40 с.
3. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах: учеб. пособие для вузов / под ред. Ф.М. Митенкова. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 288 с.
4. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Анисимов В.Ю. и др. Экспериментальное определение коэффициентов реактивности в реакторе БОР-60. — 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. 75–78. — 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: 18.04.2022). — 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://elibrary.ru/item.asp?id=44077150&pff=1> (дата обращения: 18.04.2022).
5. Гаджиев Г.И., Жемков И.Ю. Обзор исследований нейтронно-физических характеристик, выполненных при пуске реактора БОР-60: обзор. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. — 87 с.
6. Гаджиев Г.И., Маёрашин А.А., Митин А.М. и др. Опыт эксплуатации реактора БОР-60 при загрузке тепловыделяющими сборками с ураноплутониевым оксидным топливом // Вопросы атомной науки и техники, серия «Ядерная техника и технология», 1989. Вып. 1. С. 3–8.

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

ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МИР В 2021 ГОДУ

Широкий спектр проводимых на реакторе МИР [1] экспериментальных работ от материаловедческих испытаний и наработки радионуклидов до экспериментов со скачкообразным изменением мощности возможны благодаря особому расположению петлевых каналов и каналов с рабочими тепловыделяющими сборками: каждый петлевой канал окружён шестью ячейками

с рабочими ТВС. Большое число рабочих органов системы управления и защиты, теплоноситель с индивидуальными для данного петлевого канала характеристиками и профилирование загрузки окружения канала позволяют обеспечить одновременное облучение нескольких экспериментальных устройств с различными требованиями по уровню мощности и температуре.

По сравнению с прошлым годом в отчётном году количество краткосрочных кампаний значительно снизилось: в августе 2021 года был проведён один эксперимент с импульсным изменением мощности. Основной задачей исследований были ресурсные испытания твэлов в петлевых ТВС и наработка радионуклидов — тяжёлых изотопов плутония-240 в течение года и иридия-192 в рамках одной кампании. Принципы компоновки активной зоны для кампании, в которой проводят ресурсные испытания, и для краткосрочной кампании отличаются (рис. 1.60). Для краткосрочных кампаний, когда количество топлива в петлевом канале мало и часто есть поглощающие нейтроны экраны, большая часть загружаемых в рабочие каналы необлучённых ТВС сосредоточена вокруг петлевого канала для смещения максимума энерговыделения в область целевой ячейки, чтобы снизить общую мощность реактора и не превысить мощность по остальным ячейкам (см. рис. 1.60, а). В такие кампании обычно проводят непродолжительные, до нескольких суток, испытания в заданных режимах для одного целевого экспериментального устройства. При подготовке к ресурсным испытаниям, продолжительность которых значительно больше, необлучённые тепловыделяющие сборки загружают более равномерно с целью обеспечения требуемого запаса реактивности и согласования режимов испытаний всех одновременно исследуемых экспериментальныхборок в реакторе (см. рис. 1.60, б).

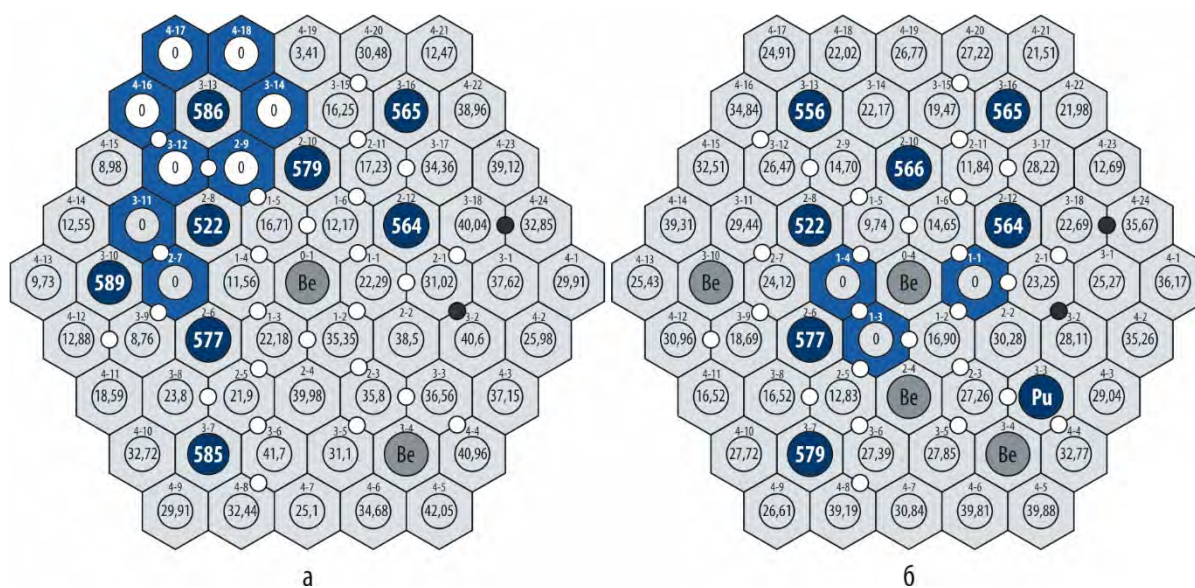


Рис. 1.60. Загрузка активной зоны реактора МИР для проведения краткосрочной кампании (а) и ресурсных испытаний (б) твэлов в составе петлевыхборок:

-  — ячейка с необлучённой ТВС;
-  — номер ячейки рабочего канала с указанием выгорания урана-235 в ТВС;
-  — ячейка с облучательным устройством для накопления тяжёлых изотопов плутония;
-  — петлевой канал и его заполнение;
-  — номер ячейки петлевого канала с учётным номером облучательного устройства;
-  — рабочий орган аварийной защиты и компенсации реактивности;
-  — рабочий орган автоматического регулирования

Многолетний анализ показателей работы реактора при формировании компоновок активной зоны позволяет добиться улучшения по ряду показателей, формирующих топливную составляющую эксплуатации реактора (рис. 1.61).

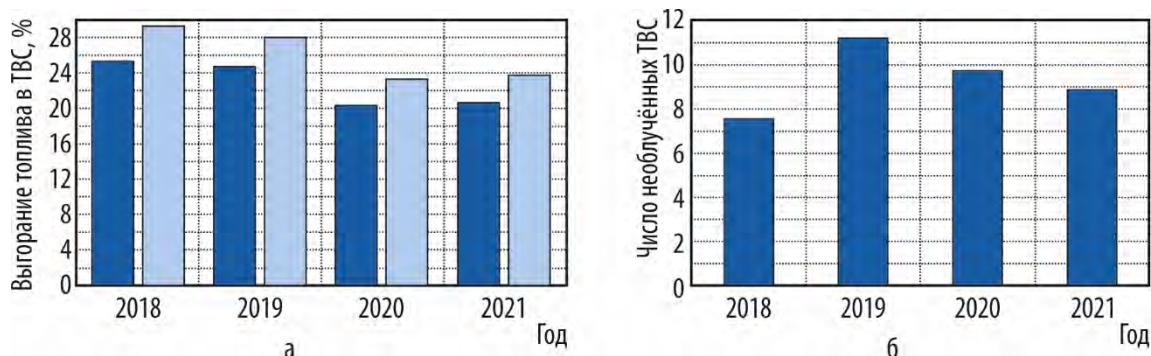


Рис. 1.61. Изменение среднего годового выгорания топлива в ТВС на начало (■) и конец (▨) кампании (а) и расхода необлучённых ТВС на 1 000 МВт·сут энерговыработки (б)

В период с 2020 по 2021 год наблюдалась тенденция к снижению среднего выгорания топлива на начало и конец кампаний, что связано:

- 1) с загрузкой в активную зону облучательных устройств, имеющих стартовый материал с большим сечением захвата тепловых нейтронов, для наработки иридия-192 и плутония-240;
- 2) с увеличением по сравнению с 2019 годом в 1,5 раза количества краткосрочных экспериментов с облучательными устройствами с малым количеством ТВЭЛов, требующих более длительных остановок для подготовки эксперимента и, следовательно, большего накопления гелия-3 в бериллии активной зоны;
- 3) с дополнительной догрузкой необлучённых ТВС.

Снижение числа краткосрочных кампаний в отчётном периоде, что положительно влияет на экономию топлива, не привело к заметному повышению выгорания в активной зоне вследствие увеличения времени проведения плановых ремонтных работ (коэффициент использования реактора снизился на 4,2% по сравнению с прошлым годом). Однако из-за более равномерного

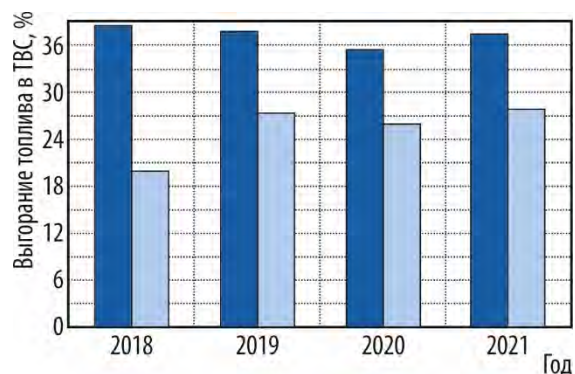


Рис. 1.62. Изменение среднего годового выгорания топлива в выгружаемых (■) и загружаемых (▨) ТВС

распределения энерговыделения в активной зоне и загрузке в неё экспериментальных ТВС, вносящих большой вклад в запас реактивности, расход необлучённых тепловыделяющих сборок на 1 000 МВт·сут энерговыработки снизился примерно на 9,3% (см. рис. 1.61, б), поэтому можно сделать вывод о повышении эффективности использования топлива. Об этом же свидетельствуют данные, приведённые на рис. 1.62: повторное использование тепловыделяющих сборок, выгруженных из реактора, но не достигших предельного выгорания, позволяет его увеличить примерно на 10%.

Кроме обеспечения режимов облучения и эффективности использования топлива выбор компоновки активной зоны должен обеспечивать выполнение требований ядерной безопасности по подкритичности активной зоны при перегрузках, эффективности органов системы управления и защиты. Обобщённые показатели работы реактора по параметрам, важным для ядерной безопасности, сформированные на основе проведённых градуировок, представлены в табл. 1.24.

Таблица 1.24

**Показатели работы реактора по параметрам,
важным для ядерной безопасности, $\beta_{эфф}$**

Параметр	После градуировки	Паспортное значение
Запас реактивности	1,8–22,0	39
Подкритичность активной зоны при взведённых рабочих органах аварийной защиты	13,7–22,8	Не менее 6,8
Эффективность рабочих органов: аварийной защиты и компенсации реактивности	0,08–2,95	0,065–3,2
автоматического регулирования	0,38–0,63	0,1–0,7
каналов с догрузкой	0,09–6,30	0,08–7,0

Реализованные при выборе загрузки активной зоны реактора МИР подходы, основанные на анализе работы реактора в прошлые периоды, позволили обеспечить режимы испытаний облучаемых материалов, требуемую мощность окружения и энергонаработку облучательных устройств для накопления изотопов, снижение расхода необлучённых ТВС, не превышение параметров, важных для ядерной безопасности. В отчётном году, как и ранее, безопасная и эффективная эксплуатация реактора МИР была обеспечена.

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. Зайченко П.А., Малков А.П., Калыгин В.В. Анализ показателей работы реактора мир в 2020 году // Сборник трудов АО ГНЦ НИИАР, 2021. Вып. 3. С. 29–35. — 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: 14.03.2021). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/contents.asp?id=47216159>; на саму статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47216163> (дата обращения: 14.03.2021).
3. 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.

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

УТОЧНЕНИЕ АЛГОРИТМА РАСЧЁТА ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ НОВОГО ТИПА С УЧЁТОМ ЗАГРУЗКИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛОВ РЕАКТОРА РБТ-6

Информация о распределении энерговыделения в активной зоне ядерного реактора нужна для исключения превышения максимально допустимых значений мощности твэлов в целях сохранения целостности их оболочек, а также при расчёте выгорания топлива в тепловыделяющих сборках.

Для реактора РБТ-6 был разработан алгоритм оперативного расчёта энерговыделения и выгорания топлива в ТВС, который учитывал распределение урана-235 по активной зоне и положение рабочих органов системы управления и защиты, но не учитывал загрузку экспериментальных каналов, влияющих на профиль энерговыделения [1].

С 2010 года одним из основных направлений использования реактора РБТ-6 стала наработка молибдена-99 [2]. Устройства для его получения содержат мишени с высокообогащённым ураном и оказывают значительное влияние на нейтронно-физические характеристики реактора. Расчёт распределения энерговыделения в активной зоне с такими устройствами проводят по программам семейства MCU [3], которые не обладают необходимой оперативностью, требуют значительных вычислительных ресурсов и специалистов высокой квалификации. В июне 2020 года реактор РБТ-6 был переведён на новый тип ТВС с увеличенной загрузкой урана-235 — 6 г вместо 5 г в твэле [4]. Вследствие этого понадобилось уточнить разработанный ранее алгоритм расчёта энерговыделения и выгорания топлива.

С этой целью, используя численную модель реактора РБТ-6 на основе программы MCU-RFFI/A [5], рассчитали распределение энерговыделения для 26 различных компоновок активной зоны, в которых все ТВС с исходной загрузкой 5 г урана-235 на твэл были заменены на ТВС с увеличенной загрузкой. Для каждой компоновки были заданы два набора положений рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности: на начало и конец кампании реактора. Рабочий орган автоматического регулирования для каждой кампании моделировали в среднем положении. Были получены расчётные данные для 52 реперных компоновок активной зоны реактора РБТ-6 с различным распределением топлива, расстановкой экспериментальных устройств и положением рабочих органов системы управления и защиты. Вид функциональной зависимости энерговыделения в ТВС от массива значений массы урана-235 в них был заимствован из аналогичного алгоритма для реакторной установки СМ [6]. Зависимость от положения рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности оставлена такой же, как в действующем алгоритме для реактора РБТ-6. Влияние экспериментальных устройств, расположенных в ячейках активной зоны, было учтено с помощью дополнительных коэффициентов.

Поиск параметров функциональных зависимостей проводили в программной среде MS Excel следующим образом:

1. Исходный массив расчётных данных для 52 реперных компоновок активной зоны был поделён на две выборки: обучающую — из 39 компоновок (75 % от исходных данных) для поиска параметров функциональных зависимостей, тестовую — из 13 компоновок (25 % от исходных данных). Деление на выборки происходило случайным образом с помощью генератора псевдослучайных чисел: порядковый номер реперной точки для тестовой выборки генерировался функцией `randint()` библиотеки NumPy [7], написанной на языке Python 3 [8].
2. Для обучающей выборки минимизировалась сумма квадратов разности для каждой ячейки активной зоны между исходными значениями относительного энерговыделения и значениями, рассчитанными с помощью алгоритма. Минимизация выполнялась с помощью процедуры MS Excel «Поиск решения».
3. Алгоритм с найденными параметрами функциональных зависимостей применялся к тестовой выборке, после чего результаты расчёта энерговыделения в ТВС сравнивали со значениями, полученными с помощью программы MCU.

Среднее относительное отклонение значений энерговыделения в ТВС, определённых с помощью алгоритма, от соответствующих значений, полученных с помощью программы MCU, для обучающей выборки составило 0,815 %, для тестовой — 0,792 %.

Дополнительно для проверки адекватности разработанного алгоритма с его помощью было оценено выгорание топлива в ТВС десяти кампаний с 2020 по 2021 год. Затем эти оценки сравнили с данными расчётов с использованием численной модели реактора РБТ-6 на основе программы MCU. Было получено, что в среднем отклонение результатов расчёта выгорания топлива в ТВС

по уточнённому алгоритму от соответствующего расчёта по программе MCU составило $\pm 0,56$ г по массе урана-235 (менее 0,05 % в единицах выгорания топлива). Таким образом, проверка работоспособности алгоритма на тестовой выборке, набранной случайным образом, и достаточно небольшое отклонение от прецизионного расчёта выгорания топлива по программе MCU доказывают приемлемое качество уточнения алгоритма расчёта энерговыделения в ТВС активной зоны реактора РБТ-6.

Список литературы

1. Пименов В.В., Краснов Ю.А., Малков А.П., Пименова О.В. Расчётно-экспериментальные исследования распределения энерговыделения в активных зонах реакторов СМ и РБТ // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ НИИАР», 2002. Вып. 3. С. 52–63.
2. Ижutow А.Л., Петелин А.Л., Старков В.А. и др. Освоение реакторной технологии наработки молибдена-99. — Научный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2010 году). — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 30–33.
3. Гомин Е.А. Статус MCU-4 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.
4. Валишин М.Ф., Пайдулов А.В., Шараев А.М. и др. Завершение перевода реактора РБТ-6 на топливо с повышенным содержанием урана. — 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. 40–42. — 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: 08.12.2021). — 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://elibrary.ru/item.asp?id=47293734&pf=1> (дата обращения: 08.12.2021).
5. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып. 3. С. 50–55.
6. 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 деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5743> (дата обращения: 08.12.2021). — 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: 08.12.2021).
7. Библиотека NumPy для языка программирования Python3 [Электронный ресурс]. Официальный сайт разработчика библиотеки NumPy. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://numpy.org/> (дата обращения: 08.12.2021).
8. Шелудько В.М. Язык программирования высокого уровня Python. Функции, структуры данных, дополнительные модули: учебное пособие. — Ростов-на-Дону, Таганрог: Издательство Южного федерального университета, 2017. — 107 с. — Также доступно в электронно-библиотечной системе IPR BOOKS. — Режим доступа: для авторизованных пользователей. — URL: <http://www.iprbookshop.ru/87530.html> (дата обращения: 18.10.2021).

А.А. Хохлин, И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов,
В.В. Пименов, М.Ф. Валишин, Ю.А. Краснов

ВАЛИДАЦИЯ МЕТОДИКИ РАСЧЁТА ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА СМ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ

Для выполнения требований безопасности по неперевышению максимально допустимого энерговыделения в твэлах и увеличения точности расчёта выгорания топлива необходимо знать распределение энерговыделения в активной зоне реактора в любой момент кампании. Изменение компоновки нейтронной ловушки, проведённое в 2020 году при модернизации активной зоны реактора СМ, привело к изменению её основных физических характеристик, в том числе и профиля энерговыделения. Необходима была валидация разработанной методики расчёта энерговыделения и выгорания топлива в ТВС на основе показателей значимого количества кампаний начального периода работы реактора после модернизации. Дополнительно была исследована зависимость отклонения результатов последовательных расчётов выгорания топлива по инженерной методике от полученных с помощью имитатора IMCOR_SM [1].

В инженерной методике расчёта относительное энерговыделение в ТВС вычисляют с помощью специально подобранных аппроксимирующих функций [2], параметры которых определяют, минимизируя отклонение от значений, рассчитанных с использованием пакета прикладных программ MCU-RFFI/A [3], для множества состояний активной зоны, отличающихся распределением топлива и глубиной погружения компенсирующих органов системы управления и защиты. Реализуют программу расчёта распределения энерговыделения и выгорания топлива, используя средства офисного программирования: сервисную оболочку выполняют в электронных таблицах MS Excel, а алгоритм расчёта — в виде встроенного макроса на языке Visual Basic.

Для сравнения результатов расчётов по инженерной методике и с помощью имитатора IMCOR_SM использованы данные кампаний первого года работы реактора после модернизации с тепловыделяющими сборками трёх типов: 184.08, 184.09 и 184.10, отличающихся количеством твэлов и каналов для облучения (табл. 1.25).

Таблица 1.25

Отклонение результатов расчёта энерговыделения и выгорания топлива, полученных с помощью инженерной методики и имитатора IMCOR_SM, %

Рассчитываемый параметр	Тип ТВС			Метрологические характеристики инженерной методики*
	184.08	184.09	184.10	
Энерговыделение:				
среднее	1,8	4,9	2,2	8,5
максимальное	8,2	7,9	6,1	
Выгорание:				
среднее	0,8	1,5	1,6	9,2
максимальное	8,9	8,3	8,0	

* При доверительной вероятности 0,95.

Для того чтобы оценить влияние последовательных расчётов с помощью инженерной методики на накопление ошибок при определении выгорания топлива, провели расчёт 19 последовательных кампаний. Параллельно выполнили прецизионные расчёты с использованием имитатора IMCOR_SM. В результате были собраны данные об истории 45 тепловыделяющихборок с момента их загрузки в активную зону и до момента извлечения: тридцати одной типа 184.08, трёх типа 184.09, трёх типа 184.10, восьми топливных подвесок компенсирующих органов. Важно отметить, что при прецизионном расчёте мощность реактора задавали значениями, взятыми из информационно-измерительной системы реактора, то есть она не была постоянной в ходе кампании. В инженерной методике мощность задавали равной 90 МВт. На рис. 1.63 представлено отклонение последовательного расчёта выгорания топлива по инженерной методике от прецизионного, номера выделенных областей соответствуют загрузке облучательных каналов ТВС типа 184.09 (табл. 1.26).

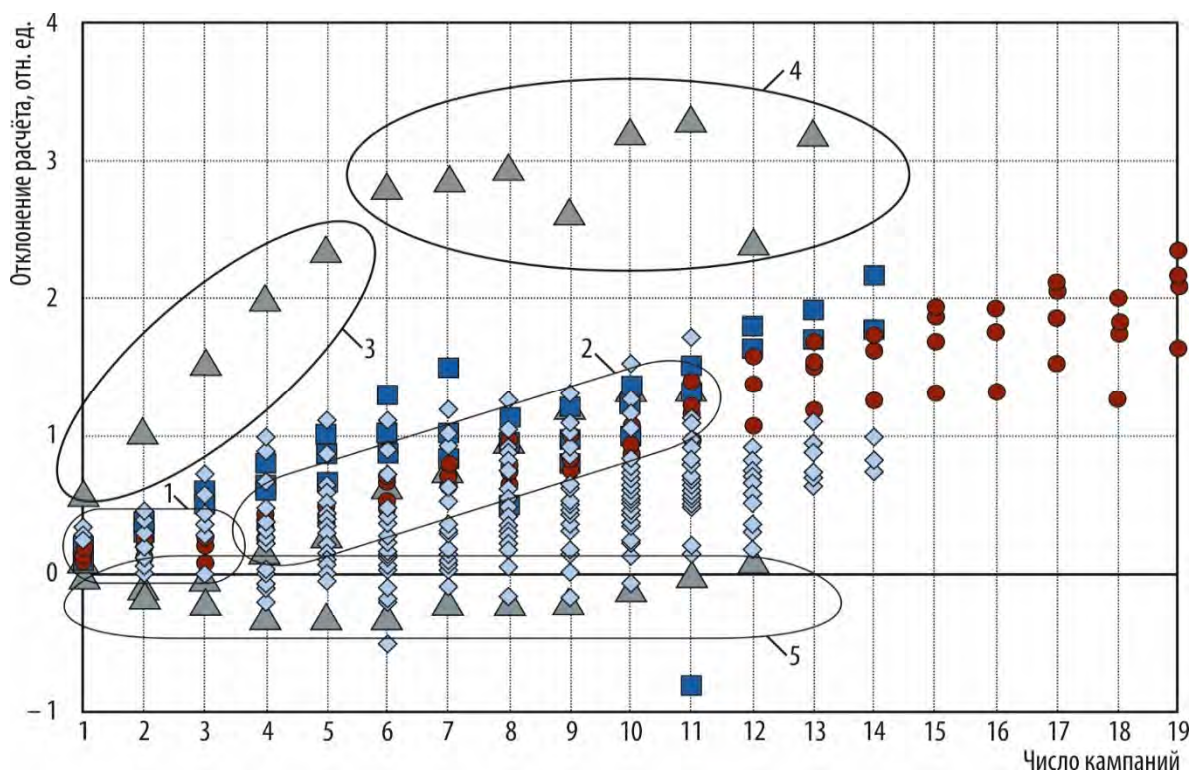


Рис. 1.63. Отклонение расчёта выгорания для тепловыделяющих сборок типа 184.08 (◇), 184.09 (▲), 184.10 (■) и топливных подвесок компенсирующих органов (●)

Таблица 1.26

Загрузка облучательных каналов ТВС типа 184.09

ТВС	Ячейка	Загрузка канала	Номер области (см. рис. 1.63)	Период облучения
1	44	Четыре имитатора из нержавеющей стали	1	15.01.2021–01.02.2021
	55	Ампула с оксидом европия, три имитатора из нержавеющей стали	2	16.02.2021–06.05.2021
2	85	Три мишени с экраном из кадмия, имитатор из нержавеющей стали	3	19.03.2021–06.05.2021
		Мишень с экраном из кадмия, три имитатора из нержавеющей стали	4	21.05.2021–19.09.2021
3	52	Четыре имитатора из нержавеющей стали	5	06.04.2021–19.09.2021

Наблюдается линейный тренд увеличения отклонения последовательного расчёта выгорания топлива в ТВС, выполненного с помощью инженерной методики, от прецизионного, а также влияние заполнения облучательных каналов в ТВС типа 184.09 на характер отклонения (см. рис. 1.63). Первое, возможно, объясняется тем, что при расчёте с помощью инженерной методики использовали интегрально более высокое значение мощности реактора. Вторая особенность связана с тем, что инженерная методика не учитывает состав облучательных мишеней в каналах облучения ТВС типа 184.09 и 184.10. Это особенно заметно у ТВС типа 184.09. При десяти последовательных расчётах выгорания топлива, выполненных с помощью инженерной методики, накапливается ошибка до 3,2 % для сборок такого типа. Для ТВС других типов, включая топливные подвески компенсирующих органов, отклонение не превышает 2,5 %. Практически последовательные расчёты выгорания топлива в ТВС в течение длительного времени с помощью инженерной методики не реализуются, так как параметры каждой кампании реактора после её завершения уточняют прецизионным расчётом. Быстродействующую инженерную методику используют для прогнозных вариантных оценок при выборе загрузки реактора. Кроме того, с её помощью можно делать оперативные оценки потребности в необлучённом топливе на планируемый период работы реактора.

Стоит отметить, что отклонение результатов расчёта выгорания топлива с использованием инженерной методики от полученных с помощью имитатора IMCOR_SM укладывается в её метрологические характеристики, поэтому какой-либо корректировки параметров не требуется. Целесообразно провести исследование возможности повышения точности расчёта энерговыделения и выгорания топлива в ТВС по инженерной методике с учётом материального состава мишеней в ТВС с экспериментальными каналами.

Список литературы

1. Ванев 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.
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 деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5743> (дата обращения: 08.12.2021). — 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: 08.12.2021).
3. Гомин Е.А. Статус МСУ-4 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.

Р.З. Ханбиков, И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, Ю.А. Краснов

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

Для повышения эффективности использования, обеспечения требований безопасности и условий выполнения экспериментальных работ необходимо проводить систематический анализ физических и эксплуатационных характеристик реактора СМ. Результаты анализа требуются для обоснования выбора компоновки активной зоны перед каждой кампанией, разработки и совершенствования методик определения нейтронно-физических характеристик, определения и обеспечения условий безопасного проведения испытаний, верификации расчётных методик. В ходе модернизации активной зоны увеличено количество ячеек для облучения мишеней в нейтронной ловушке, исключены центральные бериллиевые вкладыши и компенсирующий орган, рабочие органы аварийной защиты системы управления и защиты заменены на рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности²⁰. После модернизации с момента пуска реактора в октябре 2020 года до декабря 2021 года было проведено 42 кампании: десять

²⁰ Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Малков А.П. и др. Статус (текущее состояние) работ по модернизации активной зоны реактора СМ. — Тезисы докладов XXI Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 20–24 мая 2019 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. С. 17. — 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_dokladov_izyau_2019_.pdf (дата обращения: 08.12.2021). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=38148650>, на сам доклад URL: (<https://www.elibrary.ru/item.asp?id=38148663&pf=1> (дата обращения: 08.12.2021)).

в 2020 году и тридцать две в 2021 году. Временной коэффициент использования мощности за эти периоды составил 0,18 и 0,67 соответственно. Визуализация показателей использования топлива реактора СМ после модернизации активной зоны представлена на рис. 1.64, где среднее выгорание топлива в активной зоне и масса урана-235 приведены на начало, а среднее выгорание топлива в выгружаемых тепловыделяющих сборках — на конец рассматриваемой кампании.

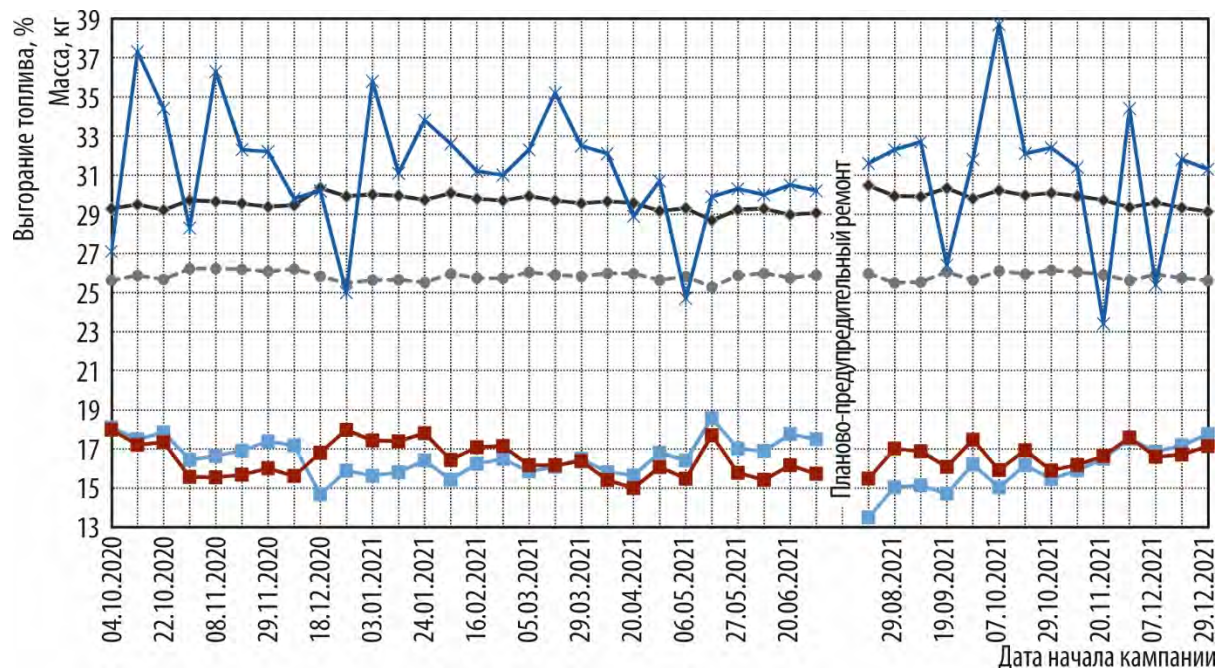


Рис. 1.64. Изменение топливных характеристик реактора СМ после модернизации: среднего выгорания в активной зоне с учётом (—■—) и без учёта (—■—) топливных подвесок компенсирующих органов, массы урана-235 с учётом (—●—) и без учёта (—●—) топливных подвесок, среднего выгорания топлива в выгружаемых ТВС (—*—)

После модернизации снизилось среднее выгорание топлива в активной зоне (в 2019 году оно составляло 19,2 %, в 2020 году — 16,9 %, в 2021 году — 16,3 %) и в выгружаемых тепловыделяющих сборках (в 2019 году — 40,1 %, в 2020 году — 31,3 %, в 2021 году — 31,2 %), увеличилась масса урана в активной зоне на начало кампании: в среднем в 2019 году она составила 28,7 кг, в 2020 и 2021 годах — 29,6 и 29,7 кг соответственно. Такое изменение объясняется удалением бериллиевых вкладышей из центральной замедляющей полости и необходимостью компенсации дополнительных потерь реактивности, вызванных увеличением количества поглощающего вещества в нейтронной ловушке, в частности кобальта-59, во внешнем ряду сепаратора ловушки.

Фактическая энерговыработка реактора за кампанию до и после модернизации осталась примерно на одном и том же уровне: в среднем в 2019 году она составила 697,5 МВт · сут, в 2020 и 2021 годах — 605,3 и 663,8 МВт · сут соответственно. Темп потери реактивности на выгорание топлива уменьшился в среднем с 0,0053 $\beta_{эфф}$ /МВт · сут за 2019 год (до модернизации) до 0,0043 $\beta_{эфф}$ /МВт · сут за 2021 год (рис. 1.65).

В период работы реактора после модернизации было выполнено 15 градуировок органов системы управления и защиты: четыре — в 2020 году, одиннадцать — в 2021 году. Наименьшие значения подкритичности составили 3,4 $\beta_{эфф}$ (2,6 % $\Delta k/k$) и 3,1 $\beta_{эфф}$ (2,3 % $\Delta k/k$) в 2020 и 2021 годах соответственно. Полученные значения реактивных параметров находятся в проектных пределах (табл. 1.27).

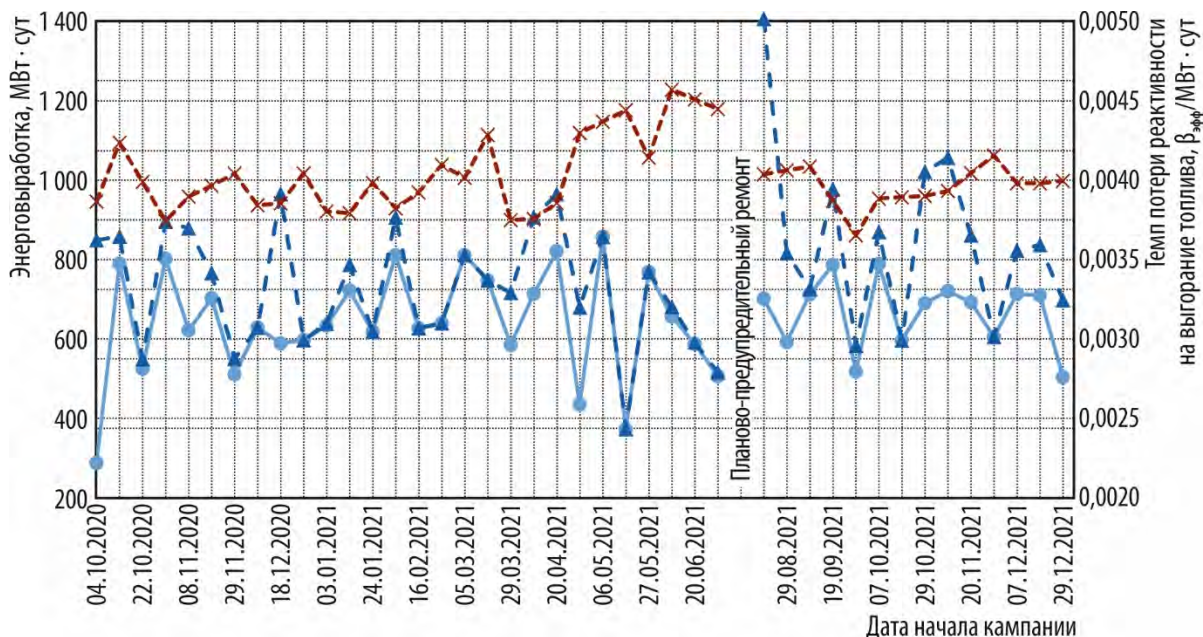


Рис. 1.65. Изменение энерговыработки за кампанию (—●—) и по истечению запаса реактивности (—▲—), а также темпа потери реактивности на выгорание топлива (---×---) реактора СМ после модернизации

Таблица 1.27

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

Характеристики	Диапазон значений по годам		Среднее значение по годам		Диапазон допустимых значений
	2020	2021	2020	2021	
Суммарная эффективность рабочих органов: аварийной защиты и компенсации реактивности:					
в зоне аварийной защиты	2,17–2,74	2,18–2,62	2,45	2,33	2,0–4,4
в зоне компенсации реактивности	3,27–4,67	3,66–4,45	4,05	4,11	2,4–5,6
компенсации реактивности, а также аварийной защиты и компенсации реактивности в зоне компенсации реактивности	11,7–13,5	11,5–14,4	12,5	13,1	7,6–19,6
Эффективность рабочего органа:					
компенсации реактивности	1,72–2,42	1,79–2,83	2,10	2,24	1,3–3,5
автоматического регулирования	0,02–0,05	0,02–0,05	0,03	0,04	0,01–0,4
Запас реактивности	7,7–9,3	7,5–11,1	8,5	9,5	Не более 17
Подкритичность активной зоны	3,4–4,9	3,1–4,2	4,1	3,6	Не менее 1,5

График изменения реактивных параметров активной зоны реактора в отчётном периоде по результатам проведения экспериментального определения эффективности (градуировок) рабочих органов системы управления и защиты представлен на рис. 1.66.

Основные эксплуатационные и физические характеристики реактора после модернизации, усреднённые по кампаниям, представлены в табл. 1.28.

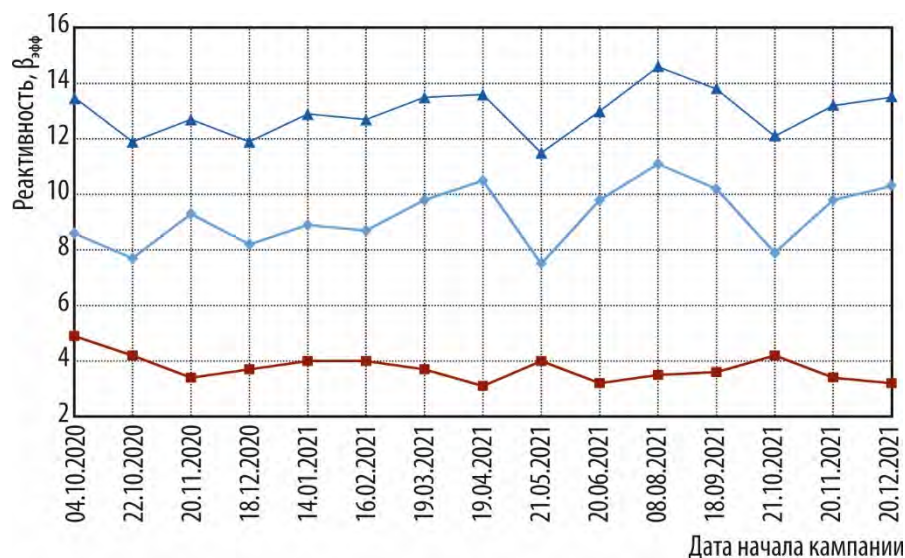


Рис. 1.66. Изменение компенсирующей способности рабочих органов системы управления и защиты (\blacktriangle), запаса реактивности (\blacklozenge) и подкритичности (\blacksquare) активной зоны реактора СМ

Таблица 1.28

Основные эксплуатационные и физические характеристики реактора после модернизации

Параметр	Год	
	2020	2021
Среднее выгорание топлива в активной зоне с учётом и без учёта* топливных подвесок компенсирующих органов, %:		
в начале кампании	16,9 (16,6)	16,3 (16,5)
в конце кампании	19,0 (18,9)	18,6 (19,0)
Средняя масса урана-235 в активной зоне в начале кампании с учётом и без учёта* топливных подвесок компенсирующих органов, кг	29,6 (25,9)	29,7 (25,8)
Расход необлучённых ТВС:	22	79
В том числе:		
в среднем за кампанию	2,2	2,5
в среднем на 1 000 МВт · сут	3,6	3,7
Средняя продолжительность кампании, сут	6,9	7,7
Среднее выгорание топлива в выгруженных ТВС с учётом повторно возвращаемых в активную зону, %	31,3	31,2
Средняя энерговыработка за кампанию, МВт · сут	605,3	663,8
Средняя масса урана-235, выгоревшего за кампанию, кг	0,78	0,85
Средний темп потери реактивности на выгорание топлива, $\beta_{эфф}/(\text{МВт} \cdot \text{сут})$	0,0042	0,0043
Компенсационная способность рабочих органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$	12,5	13,1
Запас реактивности в начале кампании после остановки более 3 сут, $\beta_{эфф}$	8,5	9,5
Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и введённых в активную зону остальных органах системы управления и защиты после перегрузки реактора, $\beta_{эфф}$	4,0	3,6

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

Нарушений требований ядерной безопасности допущено не было.

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

МНОГОПЕТЛЕВОЙ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР

МИР

Физический пуск — 24 декабря 1966 г., энергетический — 11 августа 1967 г.
Ввод в эксплуатацию: 1966 г.
Реконструкция: 1976 г.

Идея: И.В. Курчатов.

Разработка проекта: НИКИЭТ, исполнение — ВНИПИЭТ (АО «Атомпроект»).

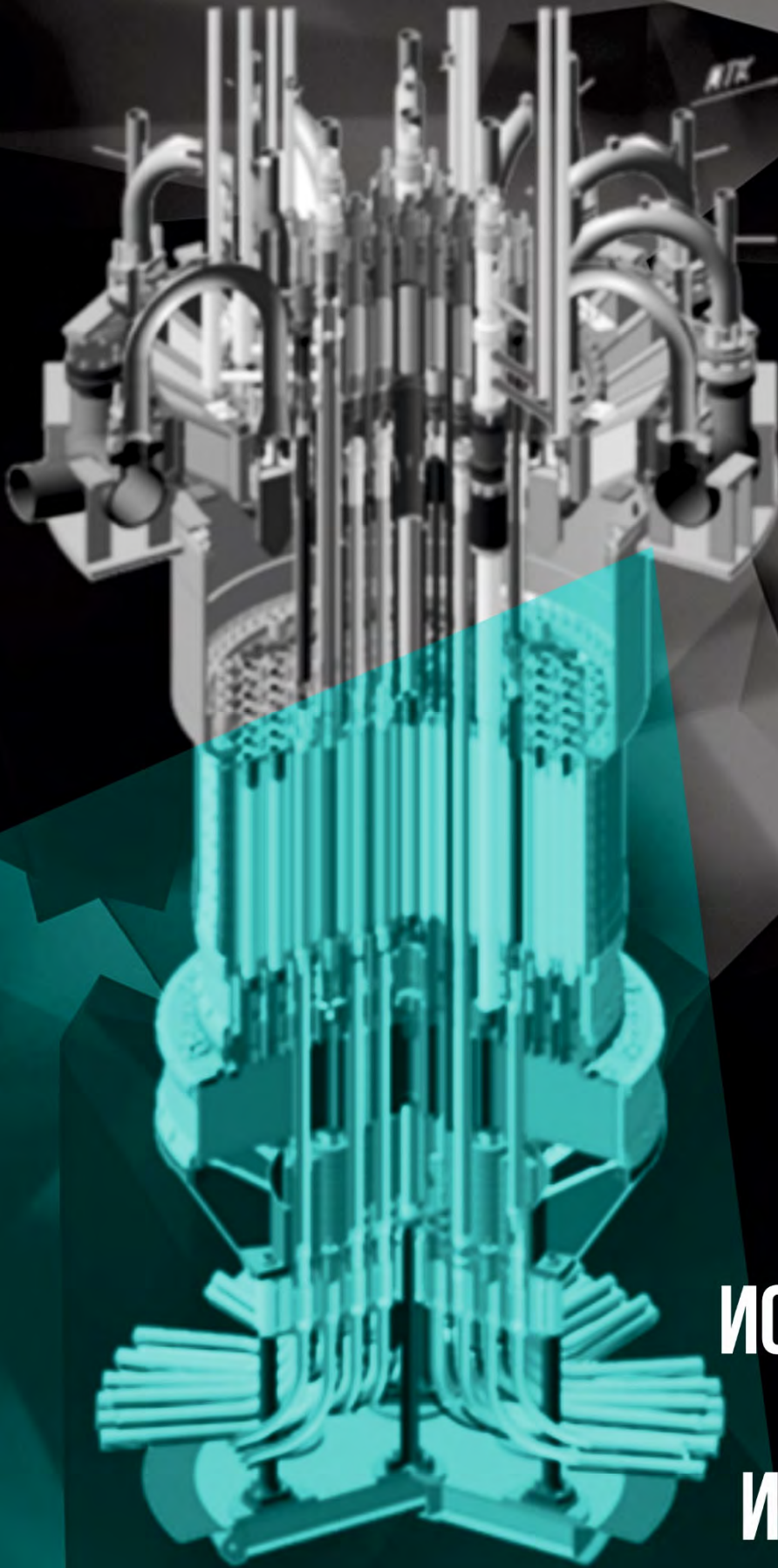
Научное руководство: ИАЭ (НИЦ «Курчатовский институт»).

Тепловой гетерогенный реактор с замедлителем и отражателем из металлического бериллия; реактор каналный, размещен в бассейне с водой.

Наличие 11 петлевых экспериментальных каналов, подключенных к автономным петлевым установкам с разными типами и параметрами теплоносителей.

Проведение испытаний топлива при нормальной эксплуатации и в условиях моделирующих переходные и аварийные ситуации, с различными водно-химическими режимами. Исследование твэлов и образцов конструкционных материалов для изучения изменения их параметров в зависимости от выгорания или повреждающей дозы.

Возможность проводить промежуточные инспекции в бассейне выдержки и первичные послереакторные исследования в радиационно-защитной камере. Нарботка радионуклидной продукции различного назначения.



2

ИССЛЕДОВАНИЕ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

В отчётном году для достижения целей проектного направления «Прорыв» по обеспечению конкурентных преимуществ разрабатываемых энергоблоков реакторов БН-1200 и БР-1200 проведены послереакторные исследования твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом после испытаний в реакторах БОР-60 в составе сборно-разборных облучательных устройств и БН-600 в составе экспериментальных тепловыделяющих сборок. Получены первые данные по поведению перспективных сталей марок ЭК181 и ЧС139 под облучением в контакте с таким топливом при исследовании твэлов, облучённых в реакторе БОР-60 до максимального выгорания 6,1 % т. а., показана их высокая стойкость к низкотемпературному радиационному охрупчиванию. Отдельное направление в разработке твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом для реактора БРЕСТ — использование жидкометаллического (свинцового) подслоя. Результаты исследования коррозионного взаимодействия свинцового подслоя с внутренней поверхностью оболочек экспериментальных твэлов из стали марки ЭП823-Ш после облучения в реакторе БОР-60 до выгорания 6,0 % т. а. подтверждают работоспособность и возможность достижения высокого уровня выгорания топлива в твэлах данной конструкции. Реакторные испытания твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом в составе экспериментальных тепловыделяющих сборок в реакторе БН-600 и их послереакторные исследования проведены с целью изучения свойств нитридного топлива, его поведения при условиях эксплуатации, соответствующих активной зоне реактора БН-1200, получения экспериментальных данных для верификации программ расчёта напряжённо-деформированного состояния твэлов со смешанным нитридным топливом и расчётного обоснования максимально допустимого ресурса твэлов реактора БН-1200, а также обоснования поведения и изучения свойств таблеточного смешанного нитридного топлива твэлов диаметром 10,5 и толщиной оболочки 0,5 мм из стали марки ЭП823-Ш под облучением. В результате исследований установлено, что состояние твэлов по основным характеристикам удовлетворительное, их ресурс не исчерпан. Полученные результаты дополняют базу данных, необходимую для расчётного обоснования максимально допустимого ресурса твэлов реакторов БН-1200 и БРЕСТ, и будут использованы для обоснования возможности продолжения реакторных испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом до более высокого уровня выгорания.

Впервые выполнен цикл сличительных механических испытаний оболочечных труб из сталей марок ЭК181 и ЧС139 с целью создания отраслевой методики определения характеристик механических свойств на продольных сегментных и кольцевых образцах ферритно-мартенситных сталей при одноосном растяжении для последующего обоснования их работоспособности в качестве материала оболочек твэлов перспективных реакторных установок с натриевым теплоносителем.

Также впервые проведены исследования изготовленной в АО «ГНЦ НИИАР» тепловыделяющей сборки с виброуплотнённым ураноплутониевым топливом после эксплуатации в составе гибридной активной зоны реактора БН-800 в течение трёх микрокампаний. Полученные экспериментальные данные о состоянии ТВС и твэлов подтвердили их проектные характеристики и позволили обосновать рекомендации по увеличению назначенного ресурса с текущих трёх до четырёх микрокампаний.

С целью выявления причин деградации механических свойств направляющих каналов из сплава Э635 в процессе эксплуатации ТВС реактора ВВЭР-1000 проведены исследования и получены экспериментальные данные по микроструктурным характеристикам и механическим свойствам направляющих каналов при различных видах нагружения. Полученные результаты позволят обосновать безопасность обращения с облучёнными ТВС на различных этапах их жизненного цикла.

Впервые проведены испытания облучённых трубчатых образцов на ползучесть под внутренним давлением, в том числе с приложением осевой нагрузки при растяжении, при температуре 350 и 380 °С при различном окружном и осевом напряжении на базе 50 ч, определена скорость установившейся стадии ползучести. Полученные результаты необходимы для определения характеристик ползучести облучённых оболочечных труб из сплава Э110 опт. в условиях действия высокого напряжения с целью обоснования переходных режимов для сборок ТВСА-Т mod.2 реактора ВВЭР-1000 и дополнительной верификации модели ползучести оболочки твэла, используемой в расчётном коде СТАРТ-3А.

ВЛИЯНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ НА МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА НАПРАВЛЯЮЩИХ КАНАЛОВ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ТВСА-АЛЬФА, ОТРАБОТАВШЕЙ ПЯТЬ ТОПЛИВНЫХ КАМПАНИЙ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000

Проведены исследования направляющих каналов сборки ТВСА-Альфа, отработавшей в реакторе ВВЭР-1000 в течение пяти годовых топливных кампаний до среднего выгорания 57,6 МВт-сут/кг урана. В работе 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 температуре²¹.

На рис. 2.1 приведены типичные изображения микроструктуры направляющего канала на участке максимального окисления (толщина оксида до 47 мкм), где массовая доля водорода составляет примерно 0,02 %, до и после проведения послерадиационных отжигов. Послерадиационный отжиг привёл к снижению коэффициента радиальной ориентации гидридов примерно от 0,4 до 0,12 и до 0,08 в результате послерадиационных отжигов при температуре 450 и 550 °С соответственно. На других участках, где содержание водорода было меньшим, удельная длина гидридов и этот коэффициент были, как правило, существенно ниже 0,4 (рис. 2.2).

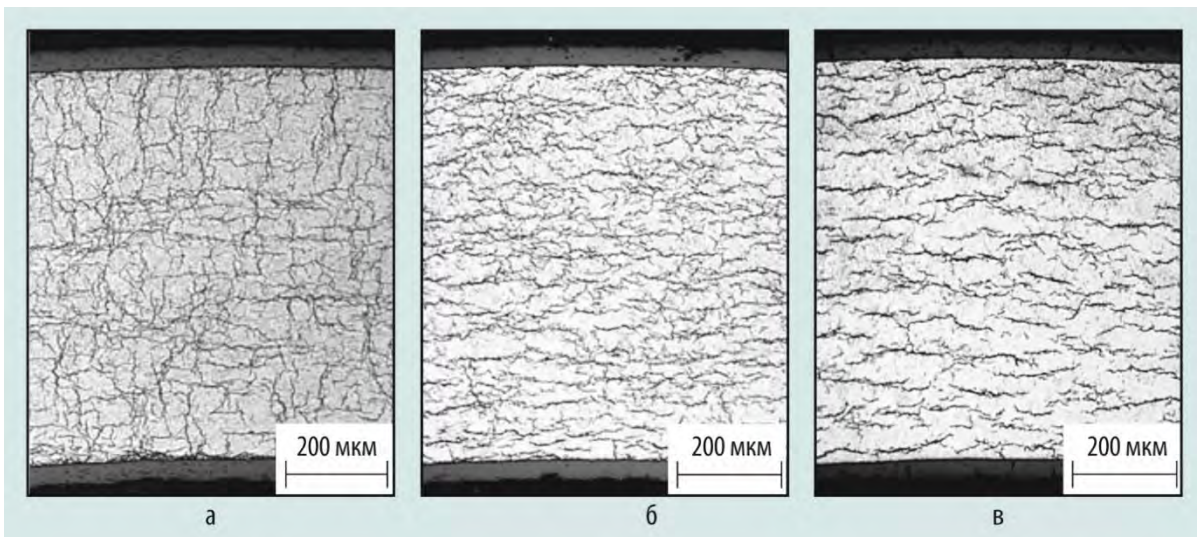


Рис. 2.1. Микроструктура в поперечных сечениях направляющего канала на участке с координатами 3 185–3 280 мм до (а) и после проведения послерадиационных отжигов при температуре 450 (б) и 550 (в) °С

Исследования микроструктуры направляющих каналов методом трансмиссионной электронной микроскопии показали, что послерадиационные отжиги при температуре 450 и 550 °С в течение двух часов привели к уменьшению плотности дислокаций в среднем примерно в 1,6 и 5 раз соответственно (рис. 2.3) и к снижению массовой доли железа в твёрдом растворе матрицы за счёт диффузии его в частицы фазы Лавеса²² примерно от 0,3 до 0,22 и 0,05 % соответственно.

Механические испытания образцов, вырезанных из направляющих каналов на различных высотных уровнях, проводили на универсальной испытательной машине при комнатной температуре несколькими методами. Кольцевые и сегментные образцы испытывали на одноосное растяжение, в том числе после отжига, а трубчатые — на поперечное сжатие и четырёхточечный изгиб. Практически по всей длине направляющих каналов как наружного, так и внутреннего ряда,

²¹ Под комнатной температурой подразумевается температура в пределах допуска 20 ± 10 °С — Прим. авт.

²² 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.

за исключением нижних и верхних участков, кольцевые образцы имели низкую пластичность. Наиболее высокие прочностные свойства у образцов, сохранивших пластичность 5,3–5,4 %, наблюдали на нижних участках направляющих каналов, где значения предела прочности в среднем составили 835–860 МПа, условного предела текучести — 750–760 МПа, а на верхних участках эти значения более чем на 100 МПа ниже.

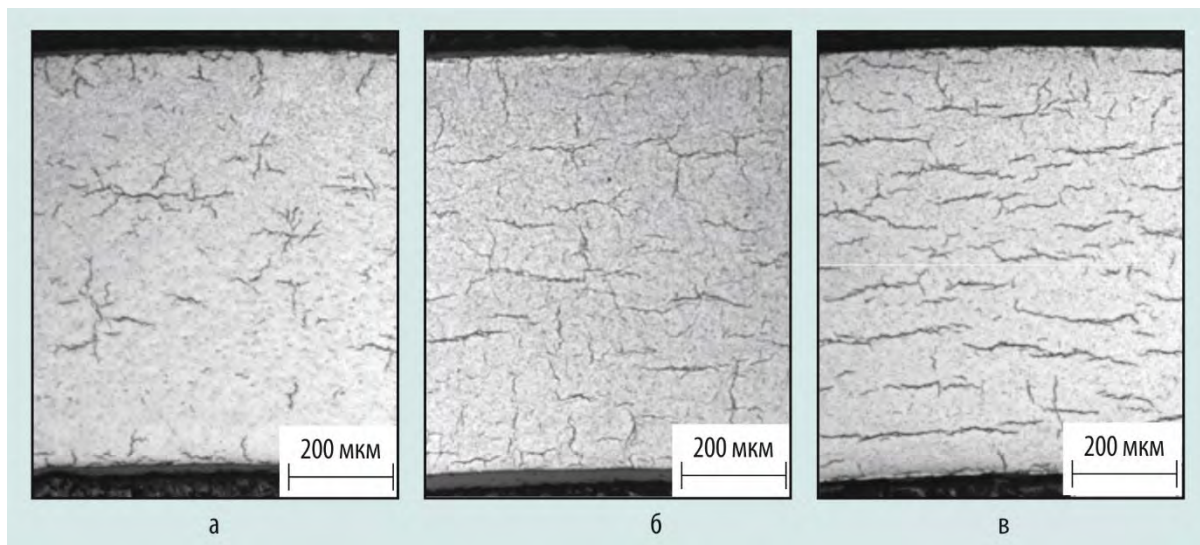


Рис. 2.2. Микроструктура в поперечных сечениях направляющего канала на участках с координатами 30 (а), 990 (б) и 3 615 мм (в)

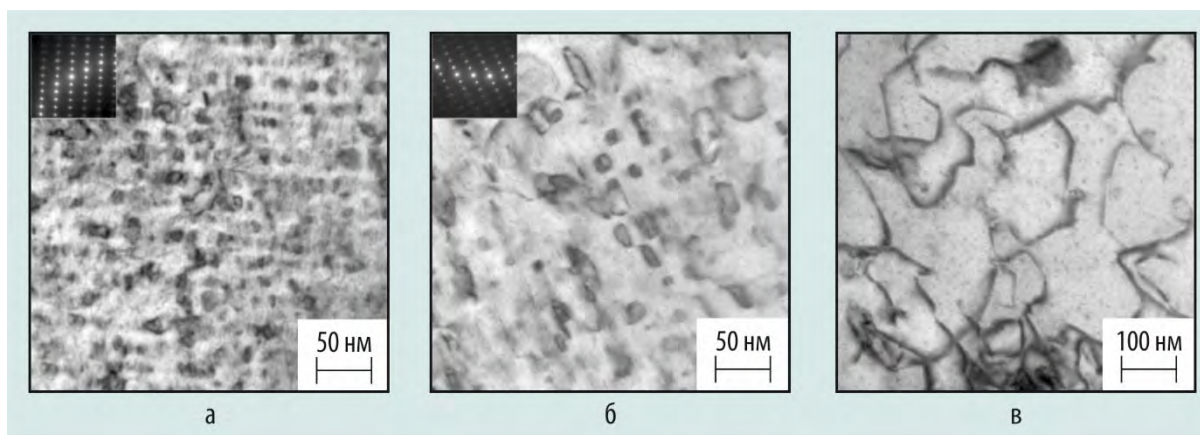


Рис. 2.3. Типичная дислокационная структура в направляющем канале на участке с координатой около 3 200 мм до (а) и после проведения послерадиационного отжига при температуре 450 (б) и 550 (в) °С

Послерадиационный отжиг при температуре 450 и 550 °С кольцевых образцов направляющих каналов привёл к уменьшению прочностных свойств и увеличению пластичности, случаев хрупкого разрушения не наблюдали (рис. 2.4). Снижение прочностных свойств может быть связано с наблюдаемым отжигом радиационных дефектов, а на повышение пластичности оказали влияние как отжиг радиационных дефектов, так и изменение морфологии гидридов.

Испытания на растяжение сегментных образцов в продольном направлении направляющих каналов не выявили случаев хрупкого разрушения: все образцы разрушились пластично. Средние значения предела прочности сегментных образцов находятся в пределах 855–910 МПа, а условного предела текучести — 765–815 МПа. Пластичность направляющих каналов в продольном направлении находится на довольно высоком уровне: средние значения пластичности изменяются в пределах 5,3–9,2 %.

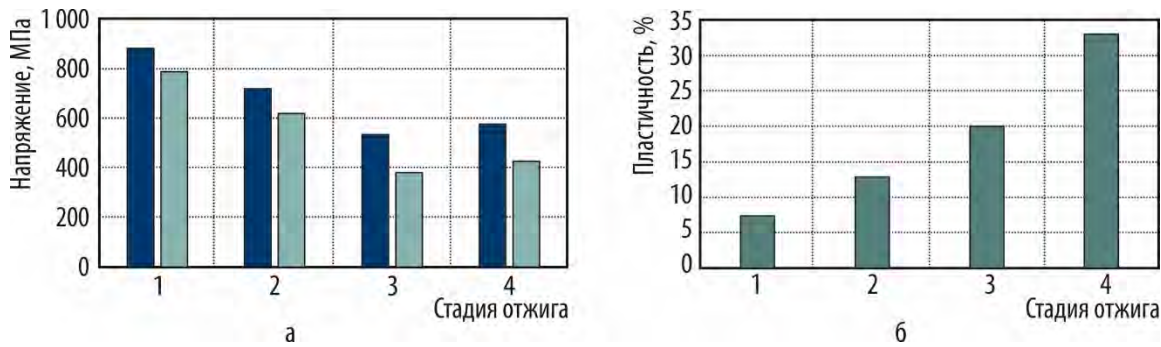


Рис. 2.4. Изменение средних значений (а) предела прочности (■) и условного предела текучести (■), а также пластичности (б) кольцевых образцов направляющих каналов, испытанных на растяжение при комнатной температуре до и после проведения послерадиационного отжига: 1 — после эксплуатации; 2 — отжиг при 450 °С; 3 — отжиг при 550 °С; 4 — необлучённая труба

Для оценки влияния нагружения направляющих каналов путём сжатия в поперечном направлении была разработана и изготовлена специальная оснастка, состоящая из верхней и нижней обойм, между которыми размещался образец длиной 30 мм. Испытания образцов на поперечное сжатие проводили до появления первой трещины (рис. 2.5). Для каждого образца рассчитывали пластическое смещение как отношение изменения наружного диаметра на стадии деформирования в пластической области к исходному наружному диаметру направляющих каналов. Показано, что все образцы на участке с координатой около 900 мм имели участок пластической деформации, а с координатой около 2 800 мм, где морфология гидридов близка к приведённой на рис. 2.1 (а), все образцы разрушились в упругой области, в которой наблюдали хрупкий тип разрушения. На всех образцах направляющих каналов, вырезанных на участках с координатами около 150 мм, значения пластического смещения находятся в интервале от 5,4 до 11,6 %, а с координатами около 900 мм — от 0,8 до 5,8 %. Напряжённно-деформированное состояние образцов при сжатии в поперечном направлении менее благоприятно для хрупкого разрушения, чем при испытании на растяжение кольцевых образцов.

Испытания образцов направляющих каналов на четырёхточечный изгиб проводили с использованием специальной оснастки, состоящей из верхнего и нижнего модулей, а также полукруглых опор, на которых размещался образец длиной 180 мм. Расстояние между верхними и нижними опорами оснастки составляло 50 и 150 мм соответственно. Преимущество такого метода испытаний состоит в том, что на участке образца между верхними опорами максимальное напряжение одинаково. В отличие от трёхточечного изгиба полученные этим методом результаты не зависят от возможных неоднородностей образца в области максимального изгибающего момента. Для каждого образца проводили прямое инструментальное измерение прогиба, а также рассчитывали номинальное напряжение в точке начала пластической деформации (напряжение текучести) и в точке

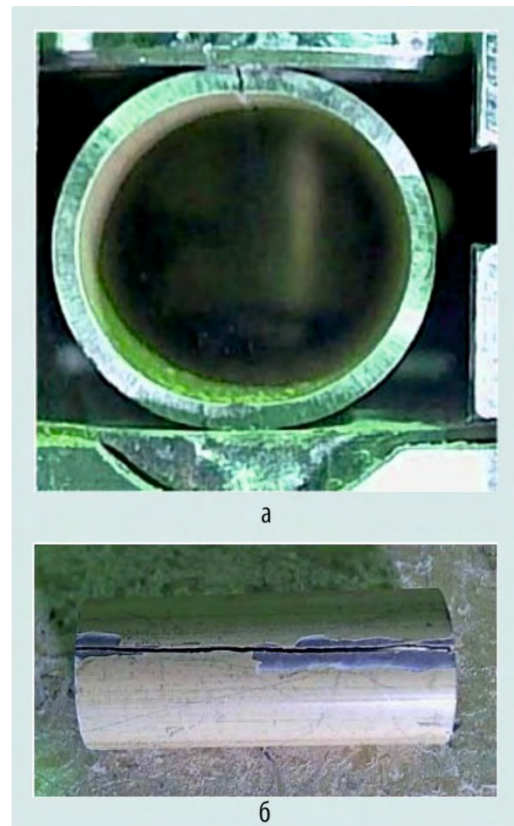


Рис. 2.5. Типичный вид образца направляющего канала с координатой около 2 900 мм во время (а) и после (б) испытания на поперечное сжатие

максимальной нагрузки. Рассчитанное напряжение не учитывало трение образца об опоры, перераспределение нагрузки и другие факторы.

Все образцы независимо от высотной координаты (рис. 2.6) не разрушились и сохранили высокий уровень прочности во время испытаний — 1 040–1 150 МПа для напряжения текучести и до 1 510–1 590 МПа для максимальных напряжений.

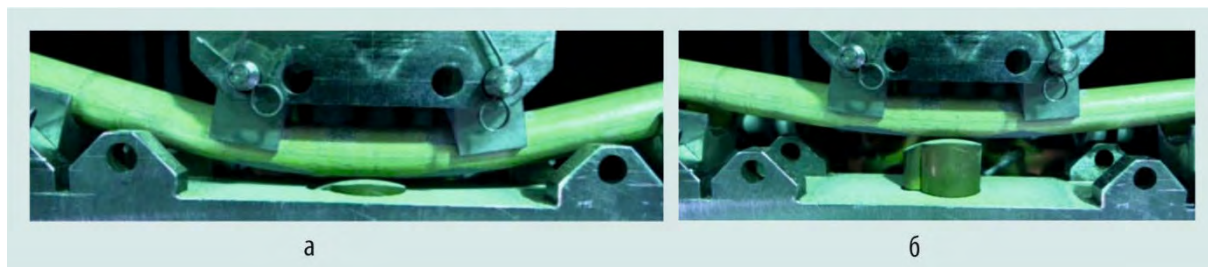


Рис. 2.6. Типичный вид образца направляющего канала с координатой около 1 280 мм во время (а) и после (б) испытания на четырёхточечный изгиб

Прогиб направляющих каналов внутреннего ряда в центральной части немного ниже, чем на краях, что свидетельствует о более высоком сопротивлении данному виду разрушения.

*Г.П. Кобылянский, С.Г. Ерёмин, Д.А. Соколовский,
Е.В. Чертоятов, А.В. Обухов, А.О. Мазеев*

ИСПЫТАНИЯ НА ПОЛЗУЧЕСТЬ ТРУБЧАТЫХ ОБРАЗЦОВ ИЗ ОБОЛОЧЕК ОБЛУЧЁННЫХ ТВЭЛОВ

Ресурс работы оболочечных труб твэлов обычно прогнозируют по результатам изучения ползучести под внутренним давлением [1, 2]. Для подтверждения результатов проектных расчётов переходных режимов для сборки ТВСА-Т mod.2 реактора ВВЭР-1000 необходимо было определить характеристики ползучести облучённых труб из сплава Э110 опт. в условиях действия высоких окружных и осевых напряжений. Исследования проводили на оболочках твэлов сборки ТВСА-Альфа реактора ВВЭР-1000, отработавшей три кампании на первом блоке Калининской АЭС до выгорания 42 МВт-сут/кг урана. Для проведения длительных испытаний на ползучесть из оболочек облучённых твэлов были вырезаны трубчатые образцы, длина которых составляла 110 мм (рис. 2.7). В исследуемом образце (оболочке) при заданной температуре испытания создавали требуемые уровни осевого и окружного напряжения 150–300 МПа

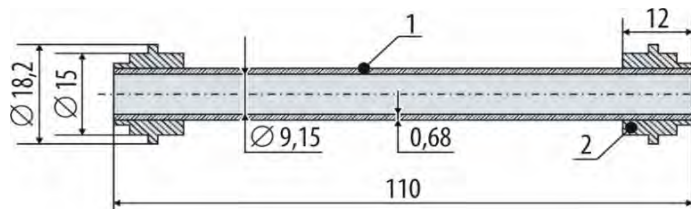


Рис. 2.7. Эскиз патрубка, используемого для изготовления трубчатого образца для испытаний оболочки облучённого твэла на ползучесть: 1 — трубчатый образец; 2 — втулка

при нагружении образца только внутренним давлением или в сочетании с одновременным воздействием осевого растяжения. После этого определяли деформации (в осевом и окружном направлениях) образца с течением времени на заданной временной базе в условиях постоянства приложенных осевых и окружных нагрузок.

Исследования ползучести проводили в течение 50 ч при температуре 350 и 380 °С при различных отношениях приложенного окружного и осевого напряжения на универсальной испытатель-

ной машине Zwick Z050, оснащённой динамометрами с максимальной предельной нагрузкой 50 кН. Для контроля продольной (осевой) и поперечной (окружной) деформаций образца использовали высокотемпературные экстензометры. Модифицированная вакуумная печь позволяет проводить испытания образцов в диапазоне температуры от 20 до 700 °С в вакууме с остаточным давлением не более 1 Па. Для поддержания стабильной температуры образца в течение пятидесятичасового испытания машина оснащена чиллером HYFRA VWK70-1 с гистерезисом термостатирования ± 1 °С.

Для испытаний разработано специальное устройство, которое включало в себя:

- ◆ узел герметизации модуля (образца), выполненный в виде сильфонного блока и жёстко соединённый с нижней (подвижной) тягой машины для испытаний;
- ◆ линию подачи сжатого воздуха с клапанами и регулятором давления с манометром для герметизации модуля в рабочей зоне машины;
- ◆ систему высокого давления для напуска кремнийорганической жидкости (полиметилсилоксан) с помощью насосной гидравлической станции НЭР 80-0,5 А4Ф1 во внутренний объём трубчатого образца для создания в оболочке требуемых окружных и осевых напряжений до 300 МПа.

В системе высокого давления использовали стабилизатор давления кремнийорганической жидкости на основе терморегулятора ОВЕН ТРМ-138, игольчатые и шаровые клапаны для напуска кремнийорганической жидкости и линию гидравлической коммутации из коррозионно-стойкой стали. Требуемую величину давления q рассчитывали из заданного окружного напряжения в оболочке по формуле

$$q = \sigma_{\theta\theta} \frac{2h}{(D - h)}, \quad (2.1)$$

где $\sigma_{\theta\theta}$ — заданное окружное напряжение в образце (оболочке), МПа; D — среднее значение наружного диаметра оболочки, мм; h — толщина стенки оболочки, мм.

В случае приложения осевой растягивающей нагрузки образец подвергали растяжению под действием плавно возрастающего усилия до значения P_{II} , определяемого по формуле

$$P_{II} = \sigma_{II} \frac{\pi h^2}{4}, \quad (2.2)$$

где σ_{II} — заданное осевое напряжение в оболочке, МПа.

После построения кривых изменения ползучести в зависимости от времени (рис. 2.8) определяли скорость установившейся стадии ползучести на заданной временной базе испытаний. Если на кривых ползучести наблюдалась стадия ускоренной ползучести, то по этим же кривым определяли время конца установившейся стадии ползучести для заданных напряжений и температуры испытаний.

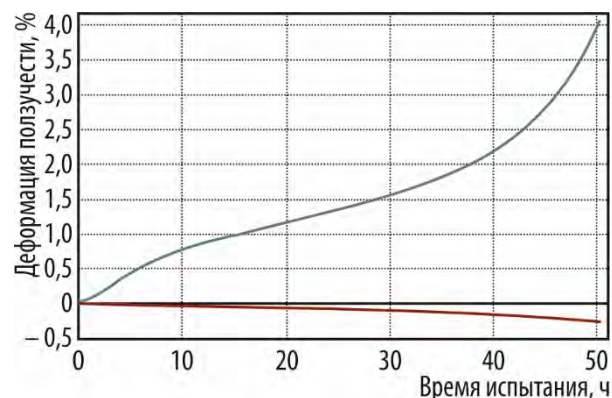


Рис. 2.8. Деформация окружной (—) и осевой (—) ползучести облучённой трубы из сплава Э110 опт. при действующем эквивалентном напряжении 217 МПа в зависимости от времени испытаний

Список литературы

1. Рогозянов А.Я., Кобылянский Г.П., Новосёлов А.Е. и др. Исследования анизотропной термической и радиационно-термической ползучести оболочечных труб из сплава Zr-1%Nb //

Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение», 2001. Вып. 2. С. 96–103.

- Priser M., Rautenberg M., Cloue J.-M. et al. Multiscale Analysis of Viscoplastic Behavior of Recrystallized Zircaloy-4 at 400 °C // Journal of ASTM International, 2011. V. 8, № 1. P. 10–29.

С.Г. Ерёмин, Ю.Д. Гончаренко, С.В. Белозеров, Ю.А. Власов, Е.М. Табакин, Е.В. Чертопятов, А.К. Глушкова, И.Н. Шагвалиев, С.Н. Сосунаторов, Д.Г. Манаськин

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ СО СМЕШАННЫМ УРАНОПЛУТОНИЕВЫМ НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ СБОРОК ЭТВС-12 И ЭТВС-13 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600

В рамках комплексной программы расчётно-экспериментального обоснования плотного топлива для реакторов на быстрых нейтронах продолжаются испытания в активной зоне реактора БН-600 твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом и их послереакторные исследования в АО «ГНЦ НИИАР». В составе экспериментальных тепловыделяющих сборок 12 и 13 были облучены твэлы диаметром 10,5 и толщиной стенки 0,5 мм с оболочками из сталей аустенитного и феррито-мартенситного класса — ЭК164-ИД и ЭП823-Ш соответственно (табл. 2.1).

Таблица 2.1

Эксплуатационные параметры экспериментальных сборок

Параметр	Сборка	
	12	13
Максимальная повреждающая доза в оболочке твэла, сна	65,7	62,0
Максимальное (локальное) выгорание топлива, % т. а.	5,2	4,5
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м:	45,0	40,9
Максимальная температура внутренней поверхности оболочки с учётом неопределённости параметров, °С	655	620
Наработка, эфф. сут	883,1	910,9

Экспериментальная тепловыделяющая сборка 12. Реакторные испытания и послереакторные исследования сборки проводили с целью получения экспериментальных данных о состоянии смешанного нитридного ураноплутониевого топлива, оболочек из стали марки ЭК164 и твэлов в целом для верификации расчётных кодов, подтверждения эксплуатационных характеристик, необходимых для обоснованного решения о максимально допустимом ресурсе твэлов с таким топливом в реакторе БН-1200. Результаты исследований, проведённых с помощью неразрушающих и разрушающих методов, указывают на удовлетворительное состояние твэлов, дополняют и подтверждают полученные ранее данные об основных факторах, определяющих изменение характеристик твэлов в процессе эксплуатации. В частности, результаты гамма-сканирования твэлов (рис. 2.9) и определения количества и состава газа в свободном объёме твэлов свидетельствуют об относительно низкой рабочей температуре топлива и умеренном выходе газовых продуктов деления из топлива (относительный выход ксенона из топлива не

превышал 17 %). Максимальное увеличение длины и диаметра твэлов не превышало 2,35 и 0,14 мм соответственно.

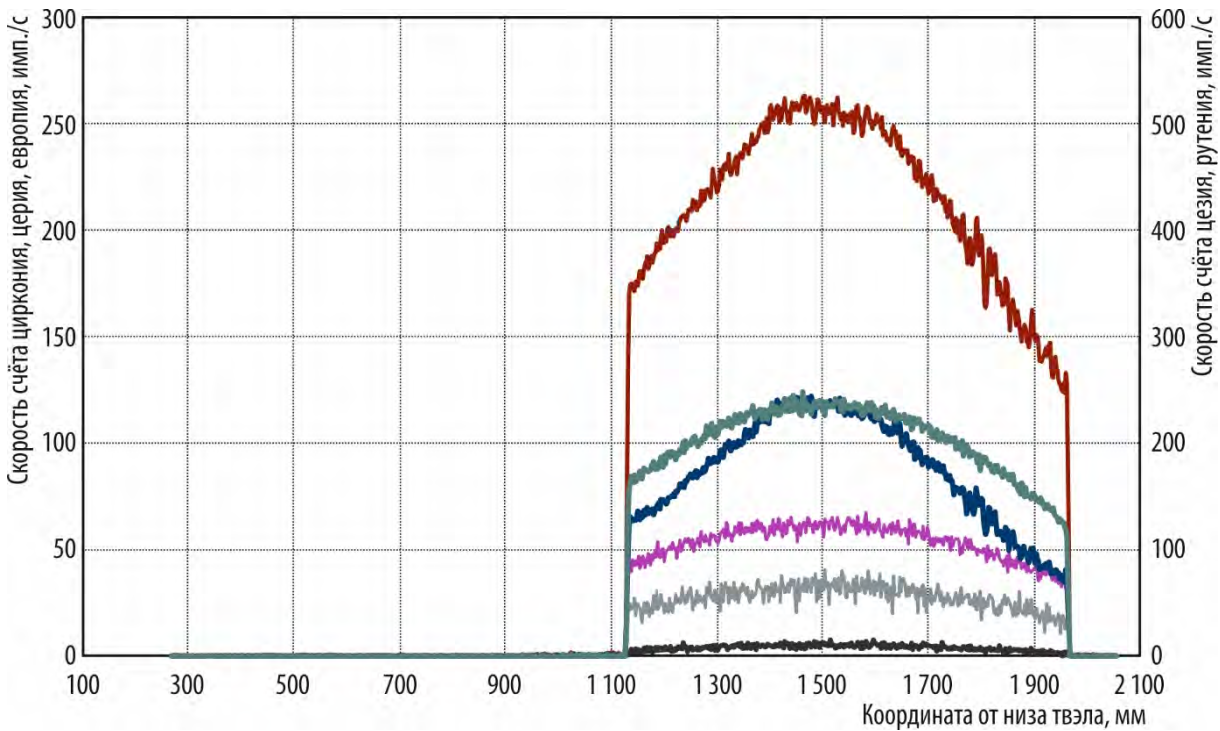


Рис. 2.9. Распределение по длине твэла продуктов деления топлива: циркония-95 (—), церия-144 (—), европия-154 (—), цезия-137 (—), цезия-134 (—) и рутения-106 (—)

Микроструктура смешанного ураноплутониевого топлива характеризуется наличием пор технологического происхождения со средним размером 10–15 мкм и пор размером около 1 мкм, сформировавшихся в процессе облучения (рис. 2.10). Формирование пор и поведение газообразных и летучих продуктов деления соответствует известным закономерностям: чем выше температура топлива, тем большее количество и размер образовавшихся пор и тем больший выход газообразных и летучих продуктов деления из матрицы топлива в образующиеся поры (см. рис. 2.10 б, в).

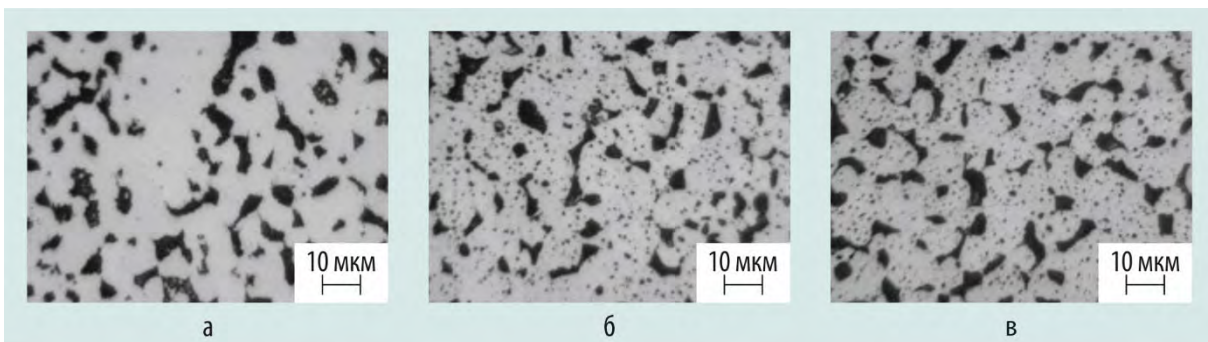


Рис. 2.10. Типичный вид микроструктуры топлива вдоль радиуса в среднем сечении твэла: на краю таблетки (а), на середине радиуса (б), в центре таблетки (в)

Максимальное распухание составило $7,2 \pm 1,1$ %, что при локальном выгорании 5,2 % т. а. соответствует средней скорости распухания $1,4 \pm 0,2$ % / % т. а. Минимальный диаметральный зазор между топливом и оболочкой в холодном состоянии составил 20 мкм.

Коррозия внутренней поверхности оболочек так же, как в ранее исследованных твэлах, имела эпизодический характер. Наличие кислорода в продуктах коррозии указывает на

определяющую роль этого химического элемента в коррозионных процессах. Ширина слоя продуктов коррозии на поверхности металла оболочки не превышала 60 мкм (рис. 2.11).

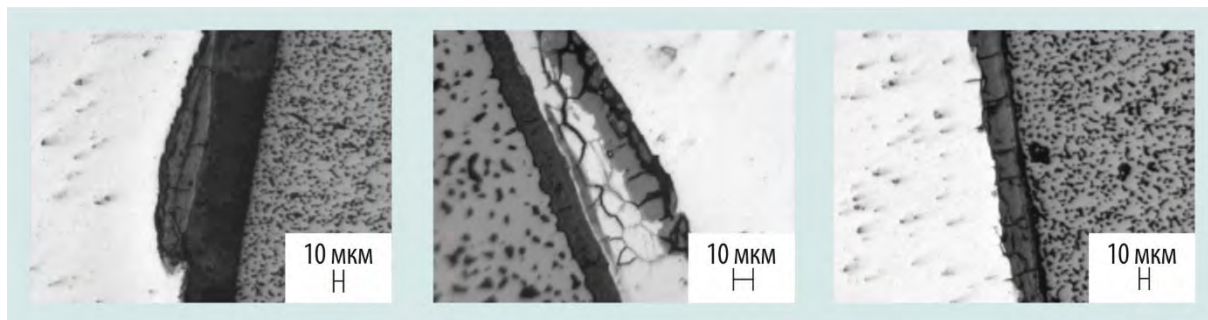


Рис. 2.11. Типичные виды коррозии внутренней поверхности оболочек твэлов

Состояние внутренней поверхности оболочки определяют также процессы науглероживания (рис. 2.12, а) и азотирования. Наблюдается увеличение микротвёрдости (рис. 2.12, б) и межзёрненной хрупкости внутреннего слоя оболочки твэлов. Степень науглероживания отличается в различных твэлах, в разных сечениях одного твэла и даже в разных местах по периметру оболочки в одном сечении.

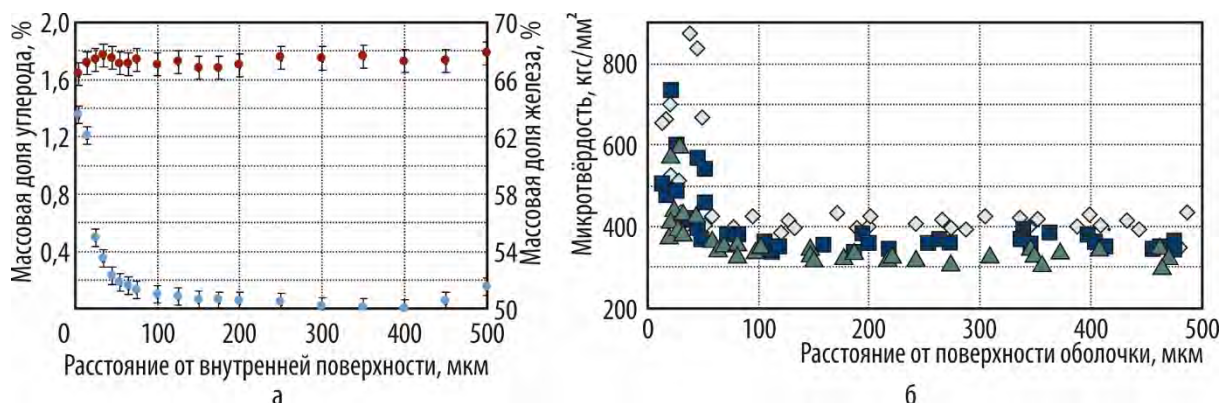


Рис. 2.12. Распределение элементов (а): углерода (●—●), железа (●—●), а также микротвёрдости (б) по толщине оболочки твэла сборки ЭТВС-12 в нижнем (◇), среднем (■) и верхнем (▲) сечении по высоте топливного сердечника

При данных условиях эксплуатации оболочки твэлов сохранили высокую прочность и запас пластичности при рабочих значениях температуры, а механические свойства оболочек при комнатной температуре не являются ограничивающим фактором для технологических операций, связанных, в частности, с послереакторными исследованиями и последующим обращением с отработавшим ядерным топливом.

Экспериментальная тепловыделяющая сборка 13. Реакторные испытания сборки проводили с целью изучения поведения под облучением твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом и оболочками из стали марки ЭП823-Ш диаметром 10,5 и толщиной стенки 0,5 мм. Полученные результаты дополняют базу данных, необходимых для расчётного обоснования решения о максимально допустимом ресурсе твэлов реактора БРЕСТ.

В соответствии с программой испытания должны были продолжаться до достижения максимального выгорания около 7 % т. а., но при проведении перегрузки данная ТВС была признана негерметичной по газу. Поэтому основной задачей послереакторных исследований наряду с получением данных об особенностях состояния твэлов было обнаружение негерметичного твэла (56), выявление места дефекта в оболочке и исследование его характеристик с целью выяснения причины нарушения герметичности. Как показали проведённые материаловедческие исследования, разгерметизация твэла 56 произошла в результате образования

сквозной трещины в оболочке в сечении расположения трёх пуклёвок — на уровне нижней части металлической проставки, поддерживающей топливный сердечник (рис. 2.13).

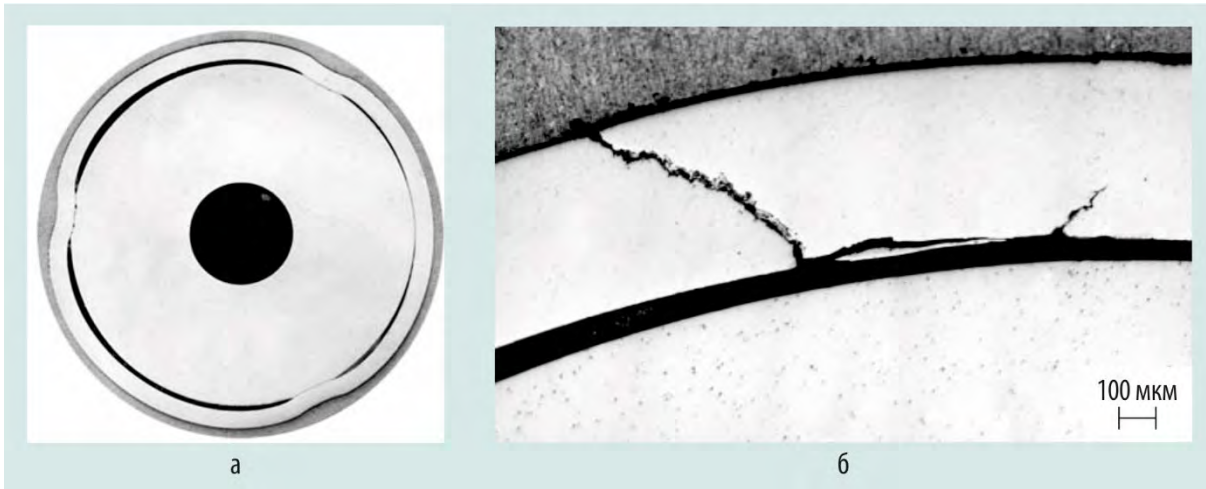


Рис. 2.13. Изображения макроструктуры поперечного сечения в районе пуклёвок (а) и микроструктуры оболочки на участке разгерметизации (б) твэла

Обнаружено изменение формы проставки: в местах её контакта с пуклёвками наблюдается убыль материала проставки (рис. 2.14, а), а в сечениях выше места контакта — образование слоя металла между проставкой и оболочкой (рис. 2.14, б).

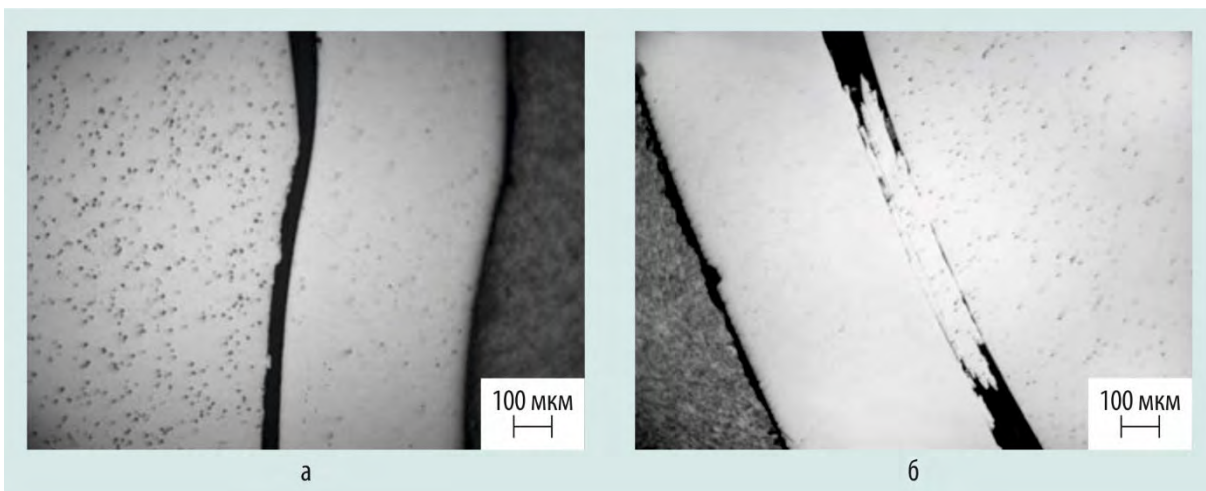


Рис. 2.14. Микроструктура на участке контакта проставки с пуклёвкой (а) и в сечении, расположенном выше пуклёвок (б)

Полученные результаты свидетельствуют о том, что при эксплуатации твэла происходило смещение проставки вниз, при этом в результате взаимодействия с оболочкой в местах пуклёвок происходил задира поверхности проставки со смещением части материала с её поверхности в зазор над пуклёвками.

Кроме негерметичного твэла наибольший интерес для послереакторных исследований представляли твэлы, состояние которых удовлетворительное, с максимальными параметрами облучения (выгорание топлива, повреждающая доза, температура оболочки). Микроструктура топлива характеризуется наличием пор в основном технологического происхождения. Образовавшиеся под облучением внутривзёрные и межвзёрные поры наблюдаются в центральных и близких к центральным сечениях твэлов с наиболее высокой линейной тепловой мощностью,

выгоранием и температурой топлива (рис. 2.15). Зазор между топливом и оболочкой в холодном состоянии сохранился во всех сечениях по высоте активной части ТВЭлов.

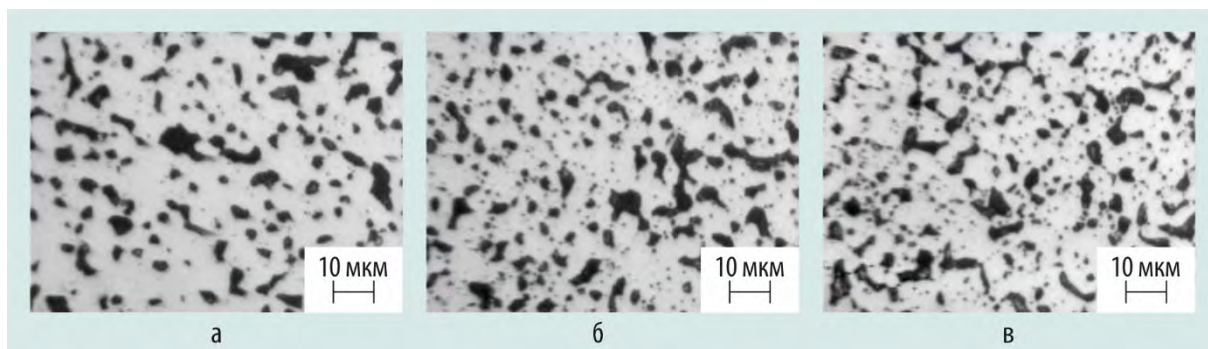


Рис. 2.15. Типичный вид микроструктуры топлива вдоль радиуса в среднем сечении ТВЭла с максимальным выгоранием на краю таблетки (а), в середине радиуса (б) и центре таблетки (в)

Максимальные значения распухания топлива соответствуют центральным сечениям топливных сердечников и находятся в интервале от $(4,5 \pm 1,3)$ до $(6,3 \pm 1,3)$ %, что соответствует скорости распухания от $(1,1 \pm 0,3)$ до $(1,4 \pm 0,3)$ %/% т. а. Низкий уровень распухания может быть связан с низким выгоранием и температурой топлива при данных условиях облучения и конструкции ТВЭлов.

Коррозия оболочек ТВЭлов из стали марки ЭП823-Ш имеет локальный очаговый характер (рис. 2.16), состав и двухслойная структура продуктов коррозии соответствуют выявленным ранее [1, 2]. Наличие кислорода в продуктах коррозии указывает на определяющую роль этого химического элемента в коррозионных процессах. Типичная глубина проникновения коррозии в оболочку по периметру её внутренней поверхности составляет от 5 до 60 мкм, но в нескольких сечениях максимальная глубина достигала локально до 150 мкм.

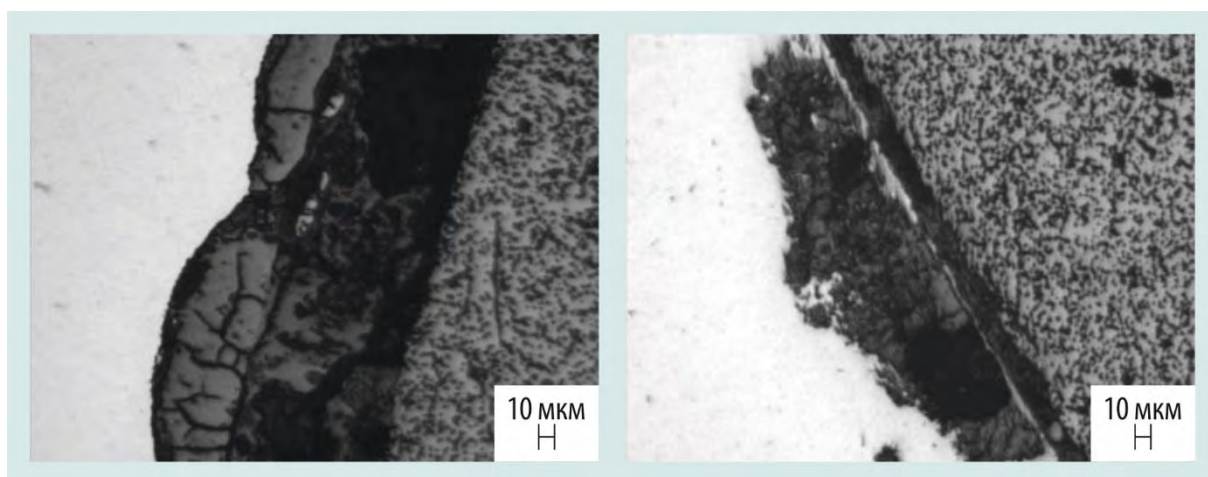


Рис. 2.16. Типичный вид коррозии внутренней поверхности оболочек ТВЭлов

Подтверждена возможность науглероживания и азотирования оболочек ТВЭлов со стороны внутренней поверхности. Так в центральном сечении ТВЭла повышенное содержание углерода зафиксировано в слое шириной около 100 мкм, азота — около 20 мкм.

Полученные значения характеристик прочности и пластичности оболочек ТВЭлов экспериментальной тепловыделяющей сборки 13 удовлетворительны для обеспечения работоспособности в температурном интервале от 410 до 620 °С. Было подтверждено значение минимальной температуры 410 °С для сохранения пластичности при эксплуатации оболочек из стали марки

ЭП823-Ш. Все герметичные твэлы, облучённые до выгорания 4,5 % т. а., находились в удовлетворительном состоянии, их ресурс не исчерпан.

Список литературы

1. Беляева А.В., Крюков Ф.Н., Ильин П.А. и др. Исследование твэлов экспериментальной тепловыделяющей сборки после облучения в реакторе БН-600. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.) / под общей редакцией доктора техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 103–106. — 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: 21.03.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — <https://elibrary.ru/item.asp?id=47293700>; на саму статью <https://elibrary.ru/item.asp?id=47293807&pff=1> (дата обращения: 21.03.2022).
2. Гринь П.И., Никитин О.Н., Беляева А.В. Основные результаты исследований твэлов экспериментальных сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 после облучения в реакторе БН-600. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей редакцией доктора техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 110–112. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 21.03.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050>; на саму статью <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077147&pff=1> (дата обращения: 21.03.2022).

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

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРАХ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В 2021 году в АО «ГНЦ НИИАР» были проведены исследования твэлов-макетов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 с оболочками из стали марки ЭП823-Ш, облучённых в активной зоне реактора БН-600 в составе экспериментальных тепловыделяющих сборок 11 и 13, и твэлов-макетов с оболочками из сталей марок ЧС139 и ЭК181 после облучения в реакторе БОР-60 (табл. 2.2). Согласно исследованиям локальное изменение диаметра твэлов наблюдается на координатах стыка топливных таблеток. Момент касания топливной таблетки с оболочкой зависит от диаметра таблетки, внутреннего диаметра оболочки и температуры. При сцеплении с оболочкой изменяющаяся размеры в результате распухания и термического расширения топливная таблетка будет вызывать не только радиальное, но и аксиальное напряжение в оболочке, что приведёт к изменению диаметра и длины твэлов.

Из-за различия температуры и диаметрального зазора по длине твэла, обусловленного допуском на диаметр топливной таблетки и внутренний диаметр оболочки, сцепление отдельных таблеток с оболочкой на определённых участках топливного сердечника может происходить раньше других. Ещё несцеплённые или слабо сцепленные с оболочкой таблетки, расширяющиеся внутри такого участка, будут вызывать аксиальное напряжение на его краях (на сцепленных с оболочкой таблетках — одноосное линейное растяжение), что в отдельных

случаях может приводить к уменьшению диаметра твэла в результате деформации ползучести оболочки (рис. 2.17).

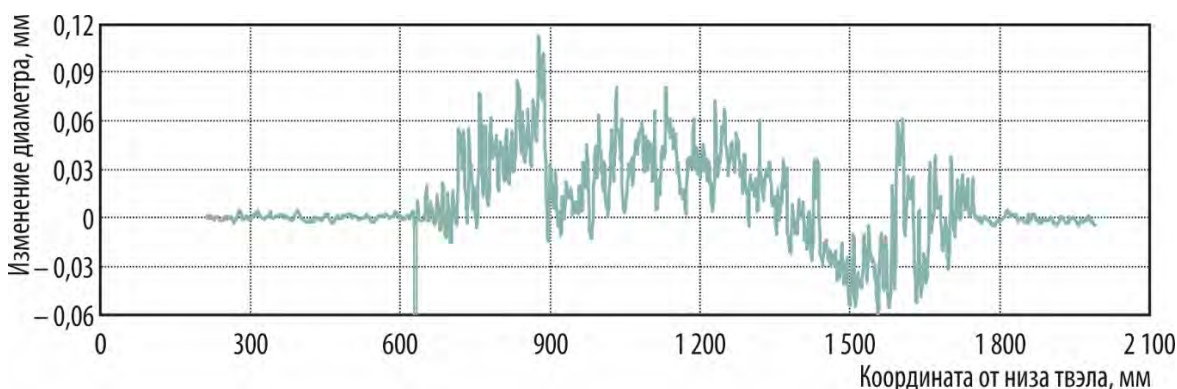


Рис. 2.17. Изменение диаметра оболочки из стали марки ЭП823-Ш в течение 1479,3 эфф. сут до повреждающей дозы 108 сна

Таблица 2.2

**Основные параметры эксплуатации и результаты формоизменения
исследованных твэлов с оболочками из ферритно-мартенситных сталей**

Расположение	Номер твэла	Максимальное		Максимальная		Материал оболочки (диаметр)	Удлинение твэла*, %	Овальность, %
		локальное выгорание, % т. а.	изменение диаметра, %	повреждающая доза, сна	линейная мощность, кВт/м			
Сборка 11	11	9,00	1,0	108,0	38,3	ЭП823-Ш (9,7 × 8,7)	0,3	1,3
	16	8,66		102,8	36,8		0,2	0,7
	20	8,93	1,1	106,6	38,0		0,5	1,5
	21	8,32	1,3	97,5	35,4			2,0
	29	8,86	1,5	105,3	37,7		1,7	
	30	8,25	0,8	95,6	35,1		0,2	1,1
Сборка 13	11	4,50	0,4	62,0	40,9	ЭП823-Ш (10,5 × 9,5)	-0,2	0,7
	16	4,31	0,6	58,7	39,2		-0,1	1,3
	20	4,42	0,3	60,4	40,2		-0,2	0,5
	21	4,12	0,4	55,5	37,4		-0,1	0,8
	25	4,23	0,5	57,2	38,4			1,2
	30	4,04		53,6	36,7		-0,2	0,7
	56	3,78	0,3	44,9	32,8			
Облучательное устройство 10	8	6,09	0,8	26,6	36,7	ЭК181 (6,9 × 6,1)	0,0	1,9
	22	6,09	0,4	26,6	36,2	ЧС139 (6,9 × 6,1)	-0,1	1,5

* Удлинение твэлов экспериментальных тепловыделяющих сборок относительно номинальной длины твэла равно 2 050 мм, а твэлов облучательного устройства — 1 050 мм.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ СО СМЕШАННЫМ ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В СОСТАВЕ ГИБРИДНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-800

Впервые проведены исследования твэлов тепловыделяющих сборок реактора БН-800 со смешанным виброуплотнённым оксидным топливом после облучения в течение трёх микрокампаний. Цель исследований — изучение состояния этих твэлов для обоснования продления назначенного ресурса с трёх до четырёх микрокампаний. Тепловыделяющая сборка БН-800 эксплуатировалась в зоне высокого обогащения в течение 461,7 эфф. сут до выгорания 5,6 % т. а. Максимальная повреждающая доза составила 51,2 сна, максимальная линейная мощность твэла — 22,7 кВт/м.

Конструкционно твэл со смешанным виброуплотнённым оксидным топливом состоит из оболочки, изготовленной из стали марки ЧС68-ИД с внешним диаметром 6,9 мм и толщиной 0,4 мм. Внутри оболочки расположен виброуплотнённый топливный сердечник, состоящий из смеси гранулированного оксидного ураноплутониевого топлива (93 %) и порошка металлического урана (7 %), который используется для коррекции кислородного потенциала топлива [1]. Массовая доля плутония в смеси изотопов урана и плутония в составе оксидов топлива составляет 19,5, а урана-235 — 0,7 %.

За время реакторных испытаний твэлы сохранили целостность и первоначальную форму, образовавшихся за время облучения дефектов не выявлено. Результаты механических испытаний кольцевых образцов, вырезанных из различных участков оболочек исследованных твэлов (табл. 2.3), свидетельствуют о закономерном для оболочек из стали марки ЧС68-ИД х. д. изменении характеристик прочности и пластичности в зависимости от повреждающей дозы, температуры облучения и испытания.

Таблица 2.3

Результаты механических испытаний кольцевых образцов

Координата от низа твэла, мм	Температура испытания, °С	Предел, МПа		Удлинение, %	
		прочности	текучести	общее	равномерное
100–150 (газосборник)	20	884	709	43,7	18,2
	500	612	528	12,3	6,7
	640	592	520	12,3	5,7
1 104–1 154 (низ)	0	1 121	958	23,9	6,0
	390	823	736	6,7	3,3
1 363–1 413 (участок топливного сердечника)	20	1 020	845	24,9	11,3
	500	675	632	3,8	2,0
1 933–1 983 (верх топливного сердечника)	20	866	674	32,1	15,1
	640	541	428	4,8	4,1

В результате облучения произошло радиационное упрочнение оболочки и уменьшение её пластических характеристик, обусловленных распуханием и радиационной ползучестью.

Изменение диаметра оболочки (рис. 2.18) достигало максимального значения 1,2 %. Отдельные небольшие локальные участки коррозионного повреждения оболочки глубиной до 30 мкм были обнаружены только в верхнем сечении твэлов. Это не может существенно повлиять на работоспособность исследованных твэлов или отразиться на результатах механических испытаний образцов.

Макро- и микроструктура топливного сердечника типична для твэлов с виброуплотнённым ураноплутониевым оксидным топливом, облучённым при пониженной линейной тепловой мощности (рис. 2.19). На большей части твэлов наблюдается контакт топлива с оболочкой, отмечается растрескивание топливного сердечника. На границе топлива с оболочкой и на торцевых участках сердечника образовались области слабого спекания гранулята. В средней части сердечника произошла гомогенизация топлива и его уплотнение с образованием центральной полости округлой формы с металлическими включениями (корольками), образованными твёрдыми продуктами деления.

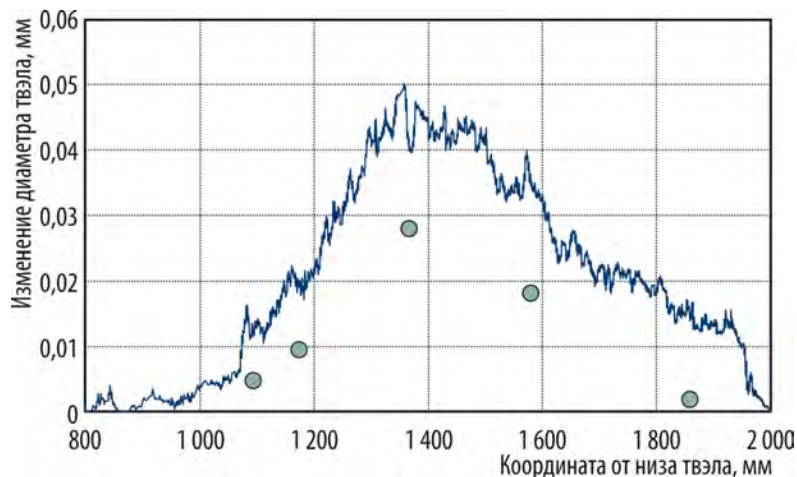


Рис. 2.18. Изменение диаметра по длине твэлов по данным профилометрии (—) и радиационное распухание материала оболочек (●)

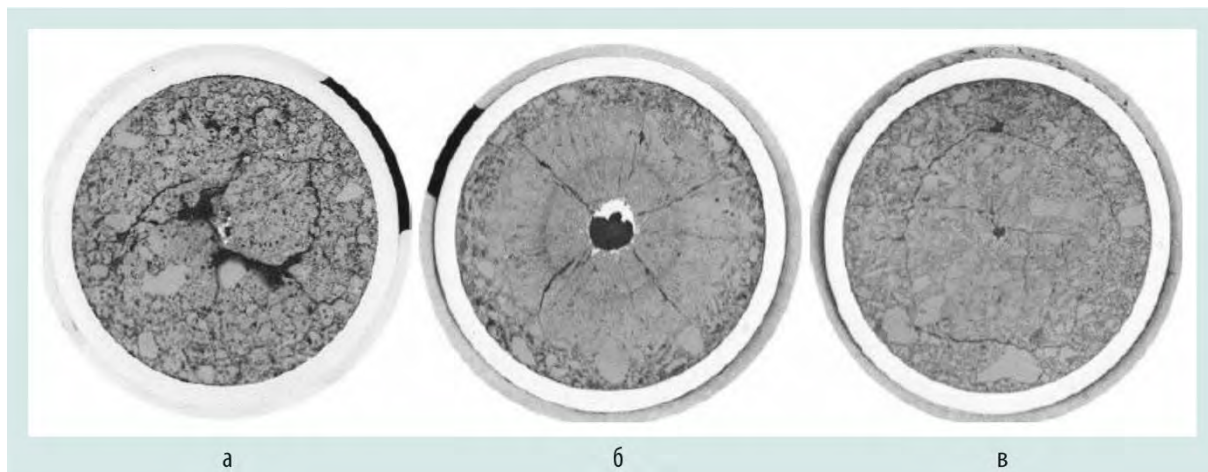


Рис. 2.19. Вид поперечных сечений твэла реактора БН-800 на различных участках по длине топливного сердечника: снизу (а), по центру (б), сверху (в)

Несмотря на образование новых фаз, выявленных на участке высокой концентрации мигрировавшего цезия в нижней зоне воспроизводства (рис. 2.20), зон высокого газового сопротивления, которые выявляли ранее по данным прокола оболочки при исследовании твэлов реактора БН-600 со смешанным виброуплотнённым оксидным топливом [2], не обнаружено (табл. 2.4). Осевого массопереноса топлива при облучении не произошло. Отсутствие на профилограммах участков локального увеличения диаметра (см. рис. 2.19) указывает на изначальное относительно равномерное распределение геттера по длине виброуплотнённых топливных сердечников.

Таблица 2.4

Результаты определения количества и состава внутритвэльного газа

Номер твэла	Объём, см ³		Давление газа, МПа	Объёмная доля, %						
	свободный	газа при н. у.		Гелий	Азот	Кислород	Аргон	Углекислый газ	Криптон	Ксенон
28	26,7 ± 0,2	106,2 ± 1,3	0,403 ± 0,006	29,82 ± 1,40	0,037 ± 0,006	0,005 ± 0,002	0,048 ± 0,006		5,14 ± 0,33	64,95 ± 3,06
40	25,4 ± 0,2	108,9 ± 1,0	0,434 ± 0,005	30,92 ± 1,45	0,018 ± 0,003	0,004 ± 0,002	0,036 ± 0,005	Не более 0,004	5,11 ± 0,33	63,91 ± 3,01
64		127,5 ± 1,2	0,508 ± 0,006	26,85 ± 1,26	0,033 ± 0,005	0,009 ± 0,003	0,038 ± 0,005		5,46 ± 0,35	67,62 ± 3,18
100	25,5 ± 0,2	162,2 ± 1,5	0,644 ± 0,007	21,83 ± 1,40	0,023 ± 0,004	0,005 ± 0,002	0,026 ± 0,004		5,79 ± 0,37	72,33 ± 3,40

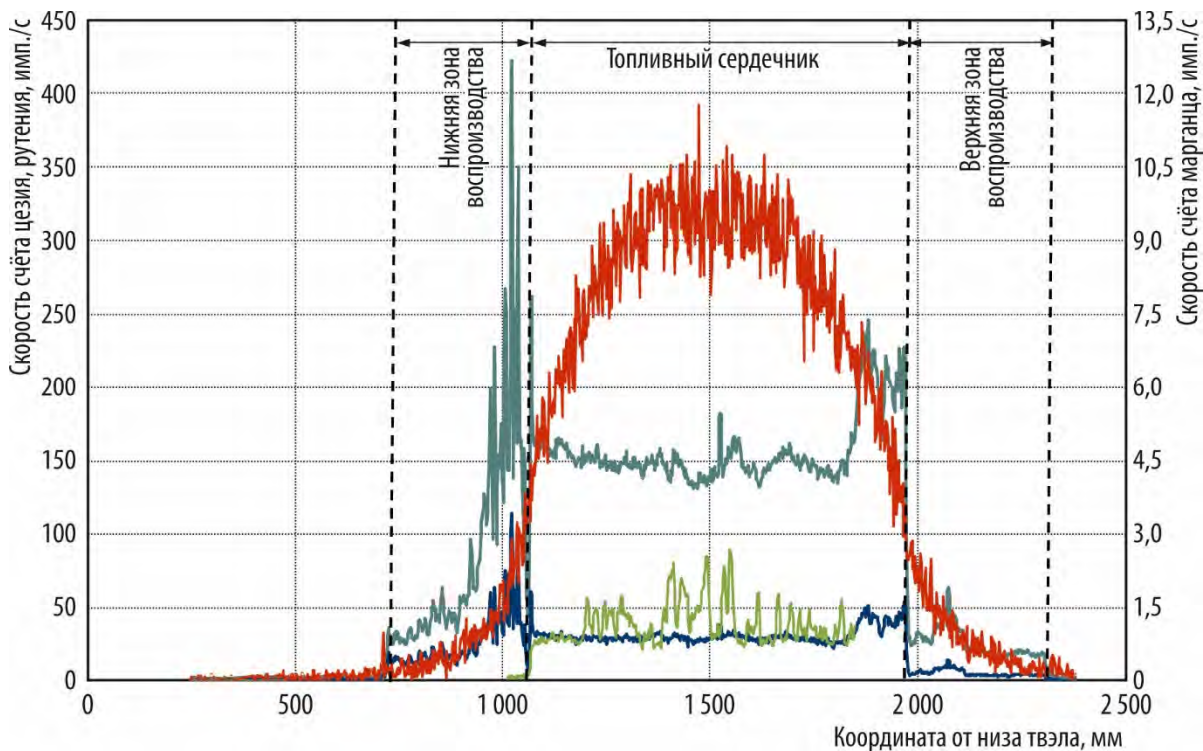


Рис. 2.20. Распределение по длине твэла продуктов деления топлива: цезия-137 (—), цезия-134 (—), рутения-106 (—) и марганца-54 (—)

Полученные данные и сравнение их с результатами предыдущих исследований аналогичных твэлов, облучённых до более высоких значений повреждающей дозы (79 сна, 572,9 эфф. сут) [3] без признаков разгерметизации при нулевом уровне пластичности в области максимального изменения диаметра (до 3,2 %), дают право утверждать, что твэлы находятся в удовлетворительном состоянии, их ресурс не исчерпан, а отсутствие фактов, свидетельствующих об аксиальной неравномерности распределения геттера и наличии в твэлах зон высокого газового сопротивления, позволяет рекомендовать продление срока эксплуатации их в гибридной зоне реактора БН-800, по крайней мере, на одну микрокампанию.

Список литературы

1. Маёршин А.А. Тепловыделяющие элементы с виброуплотнённым оксидным топливом. — Дмитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. — 327 с.
2. Крюков Ф.Н., Кислый В.А., Кормилицын М.В. и др. Распределение продуктов деления в облучённом виброуплотнённом оксидном топливе // Атомная энергия, 2005. Т. 99, вып. 5. С. 380–387.

3. Гринь П.И., Жителев В.А., Звир Е.А. и др. Основные результаты исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки и твэлов с виброуплотнённым ураноплутониевым оксидным топливом после облучения в реакторе БН-600 до максимального выгорания 10,4 % и повреждающей дозы 79 сна. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 101–102. — 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/go_2014_nauchn_sayt_0.pdf (дата обращения: 23.03.2022).

А.А. Боков, П.И. Гринь, С.С. Сагалов, О.Н. Никитин, А.В. Беляева, В.Г. Теплов

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ СО СМЕШАННЫМ УРАНОПЛУТОНИЕВЫМ НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В СОСТАВЕ ДВУХ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В реакторе БОР-60 в составе сборно-разборных облучательных устройств проходят испытания твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом до разных значений выгорания и повреждающей дозы. Они представляют собой макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 двух типов: с жидкометаллическим (свинцовым) и газовым (гелиевым) заполнением зазора между топливом и оболочкой. К настоящему времени закончены реакторные испытания и послереакторные исследования твэлов, облучавшихся в составе облучательных устройств 4 и 10. Основные характеристики и условия облучения экспериментальных твэлов представлены в табл. 2.5.

Таблица 2.5

Параметры облучения и характеристики твэлов

Наименование параметра	Облучательное устройство	
	4	10
Теплопередающий подслои	Свинец	Гелий
Материал оболочки	16X12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш)	
Номинальный диаметр оболочки, мм	9,4	6,9
Номинальная толщина стенки оболочки, мм	0,5	0,4
Максимальные расчётные параметры:		
Выгорание топлива, % т. а.	6,0	6,0
Линейная тепловая мощность, кВт/м	32,9	37,0
Повреждающая доза в стали, сна	91	27
Температура оболочки, °С	605	635

Реакторные испытания и послереакторные исследования твэлов облучательного устройства 4 осуществляли с целью получения экспериментальных данных о взаимодействии

свинцового подслоя с внутренней поверхностью оболочек из стали марки ЭП823-Ш и особенностях влияния облучения при низкой температуре на микроструктуру и набухание нитридного ураноплутониевого топлива. С учётом полученных ранее результатов для уменьшения взаимодействия жидкометаллического подслоя с материалом оболочек в твэлах предусмотрены различные варианты подслоя, отличающиеся составом легирующих компонентов и степенью очистки свинца от примесей. Для послереакторных исследований облучательного устройства 4 выбраны твэлы, в которых в качестве подслоя использован свинец с массовой долей кислорода до 10^{-5} % без дополнительного легирования (твэл 1) и свинец, очищенный от кислорода магнием до массовой доли 10^{-5} % и дополнительно легированный компонентами стали марки ЭП823 и цирконием (твэл 9). Во время облучения твэлы находились в соседних ячейках облучательного устройства, различия в условиях их облучения незначительны — менее 1 %.

В результате послереакторных исследований было показано, что за время облучения экспериментальные твэлы сохранили форму и целостность, дефектов, которые могли бы повлиять на их работоспособность, не выявлено. Формоизменение твэлов незначительное. По результатам гамма-сканирования разрывов топливных сердечников в твэлах не обнаружено (рис. 2.21). Увеличение длины топливных сердечников за время облучения составило 8 и 6 мм в твэлах 1 и 9 соответственно.

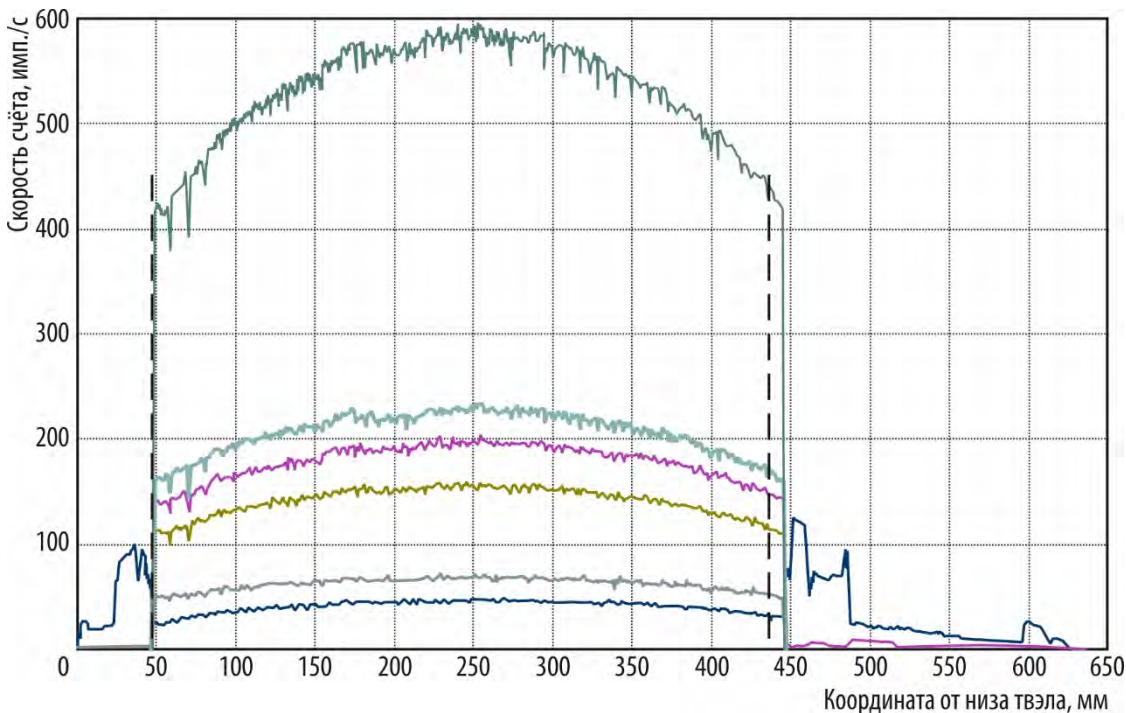


Рис. 2.21. Распределение по длине твэла 1 продуктов деления топлива и активации материалов: ниобия-95 (—), рутения-103 (—), цезия-137 (—), циркония-95 (—), рутения-106 (—), марганца-54 (—)

Микроструктура топлива характеризуется относительно равномерным распределением пор технологического происхождения (рис. 2.22). Компоненты топлива и все продукты деления распределены равномерно как на краю таблеток, так и в их центре. Выделения вторых фаз, содержащих продукты деления, а также формирования значительного количества газовых пор при данных условиях облучения не выявлено. Массовая доля ксенона и цезия в матрице топлива несколько ниже расчётной, по-видимому, из-за выхода в технологические поры (рис. 2.23).

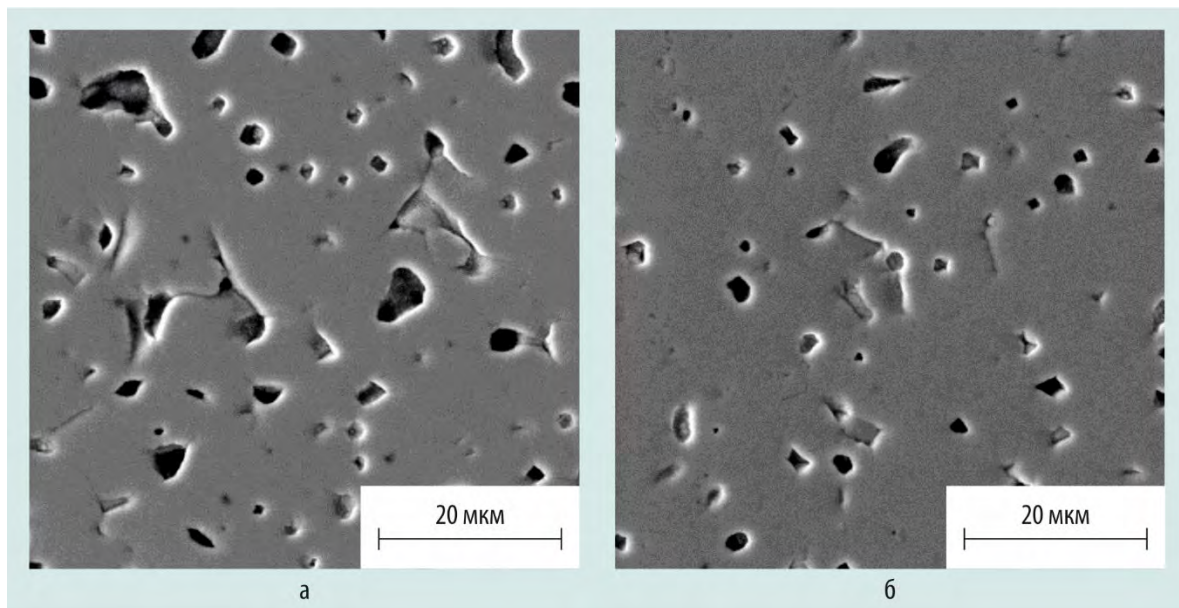


Рис. 2.22. Электронно-микроскопическое изображение микроструктуры топлива в центре (а) и на краю (б) топливной таблетки

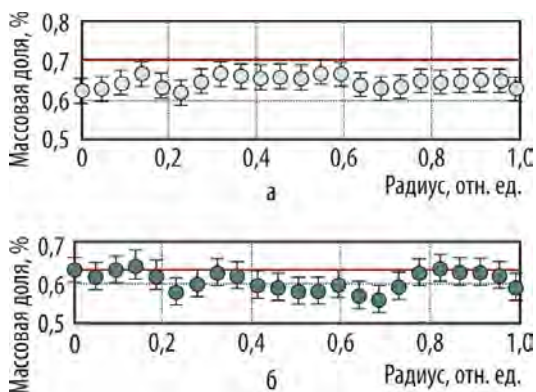


Рис. 2.23. Типичное распределение ксенона (а) и цезия (б) вдоль радиуса топливной таблетки в твэлах, полученное в результате микроанализа (○, ●), и расчётные данные по наработке (—)

Средняя скорость набухания топлива за весь период облучения составила 1,1 %/% т. а. При температуре до 755 °С набухание смешанного нитридного ураноплутониевого топлива в твэлах со свинцовым подслоем обусловлено только увеличением объема твёрдой фазы.

В твэле 1 первые признаки физико-химического взаимодействия материала оболочки со свинцовым подслоем обнаружены на высоте 300–312 мм от низа топливного сердечника, соответствующей максимальной температуре оболочки 590 °С. Максимальная глубина зоны растворения оболочки равна 50 мкм (рис. 2.24, а). В твэле 9, свинцовый подслой которого дополнительно легирован компонентами стали марки

ЭП823 и цирконием, первые признаки коррозионного поражения оболочки зафиксированы на высоте 378–390 мм от низа топливного сердечника при максимальной температуре оболочки 600 °С. Максимальная глубина зоны растворения оболочки твэла 9 не превышала 10 мкм. Селективное

растворение компонентов оболочки в свинцовом подслое на отдельных участках её внутренней поверхности сопровождалось формированием слоёв отложений из растворённых элементов на соседних участках (см. рис. 2.24, б).

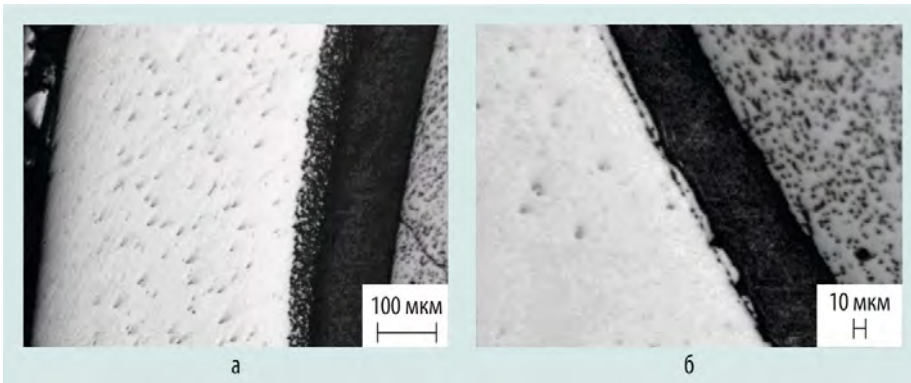


Рис. 2.24. Типичный вид зоны растворения (а) и осаждения (б) со стороны внутренней поверхности оболочки в верхних сечениях твэлов

Исследование науглероживания и азотирования внутренней поверхности оболочек твэлов показало незначительное повышение содержания азота, тогда как массовая доля углерода достигла 0,35 и 0,54 % вблизи внутренней поверхности оболочек твэлов 1 и 9 соответственно.

С увеличением длительности реакторных испытаний и, соответственно, повреждающей дозы в твэлах облучательного устройства 4 произошло снижение характеристик пластичности оболочки при всех значениях рабочей температуры в интервале от 370 до 570 °С. Повышение предела прочности наиболее существенно при низкой температуре 370–470 °С. При температуре 400 °С общее относительное удлинение равно 1,6 %, а предел прочности — 1 200 МПа.

В настоящее время в составе облучательного устройства 10 реактора БОР-60 проводят испытания экспериментальных твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом, гелиевым заполнением и оболочками из жаропрочных ферритно-мартенситных сталей марок ЭК181 и ЧС139, которые рассматривают в качестве перспективных материалов оболочек твэлов реактора БН-1200 [1]. Целью послереакторных исследований было получение первых сравнительных экспериментальных данных о влиянии реакторного облучения на свойства сталей после облучения до повреждающей дозы 27 сна (см. табл. 2.5).

Исследование твэлов 8 и 22 неразрушающими методами не выявило каких-либо аномалий или особенностей в их состоянии. Характер распределения продуктов деления свидетельствует о равномерном распределении плутония по длине активной части твэлов. Существенной миграции летучего продукта деления цезия-137 не произошло, что свидетельствует об относительно низкой температуре топлива во время облучения (рис. 2.25).

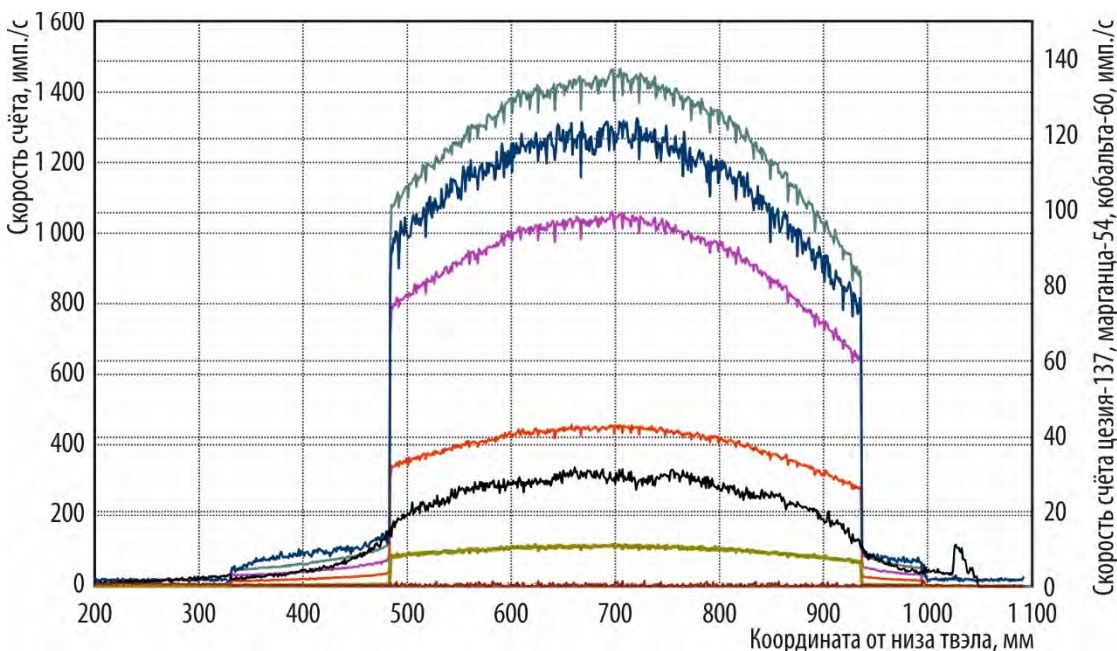


Рис. 2.25. Распределение по длине твэла 8 продуктов деления топлива и активации материалов: ниобия-95 (—), рутения-103 (—), цезия-137 (—), циркония-95 (—), рутения-106 (—), марганца-54 (—), кобальта-60 (—)

Основные изменения микроструктуры нитридного топлива в результате облучения связаны с накоплением продуктов деления в матрице топлива, а также образованием включений вторых фаз и газовых пор преимущественно в центральной области топливной таблетки (рис. 2.26).

Поведение газообразных продуктов деления (рис. 2.27) в основном определяется температурой топлива, в центральных областях таблетки газ выходит из матрицы топлива с формированием пористости как внутри зёрен, так и по их границам (см. рис. 2.26, а). Средняя по всем сечениям скорость распухания топлива составила 1,4 % / % т. а.

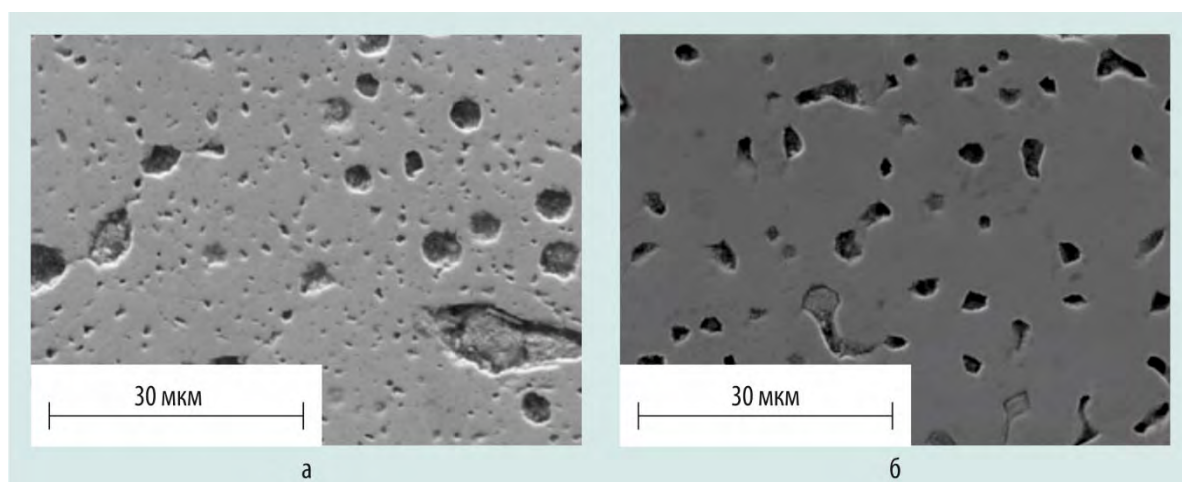


Рис. 2.26. Электронно-микроскопическое изображение микроструктуры топлива в центре (а) и на краю (б) топливной таблетки твэлов

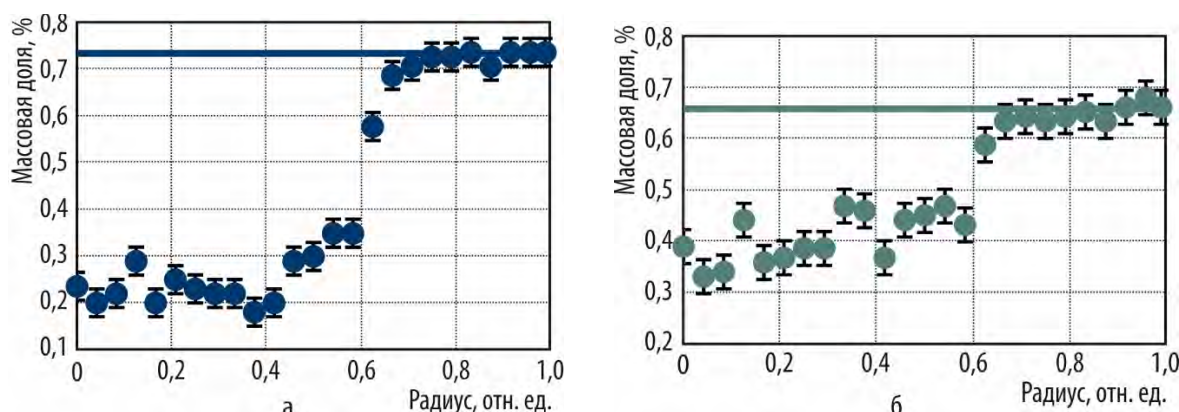


Рис. 2.27. Типичное распределение ксенона (а) и цезия (б) вдоль радиуса топливной таблетки в твэлах, полученное в результате микроанализа (●, ●), и расчётные данные по наработке (—, —)

При исследовании твэлов с оболочками из стали марки ЭП823-Ш ферритно-мартенситного класса²³ коррозия имела эпизодический характер как по высоте, так и по периметру оболочек, но глубина коррозии в твэлах облучательного устройства 10 с оболочками из сталей марок ЭК181 и ЧС139 не превышала 50 мкм как с внутренней, так и с внешней стороны (рис. 2.28). Причиной коррозии было окисление компонентов стали в результате взаимодействия с кислородом, содержащимся в топливе, с внутренней стороны и с кислородом, содержащимся в качестве примеси в теплоносителе, с внешней стороны.

Несмотря на коррозию с внутренней и внешней сторон, а также науглероживание оболочек, механические испытания на растяжение продольных сегментных образцов из оболочек твэлов показали удовлетворительные значения характеристик прочности и пластичности при комнатной и повышенной температуре, соответствующей максимальному значению с учётом факторов перегрева. В целом оболочка твэла из стали марки ЭК181 показала несколько более высокую пластичность при меньшей прочности по сравнению с оболочкой из стали марки ЧС139 (рис. 2.29).

²³ Гринь П.И., Никитин О.Н., Беляева А.В. Основные результаты исследований твэлов экспериментальных сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 после облучения в реакторе БН-600. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 110–112. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 23.03.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077050>; на саму статью URL: <https://elibrary.ru/item.asp?id=44077147&pff=1> (дата обращения: 21.03.2022).

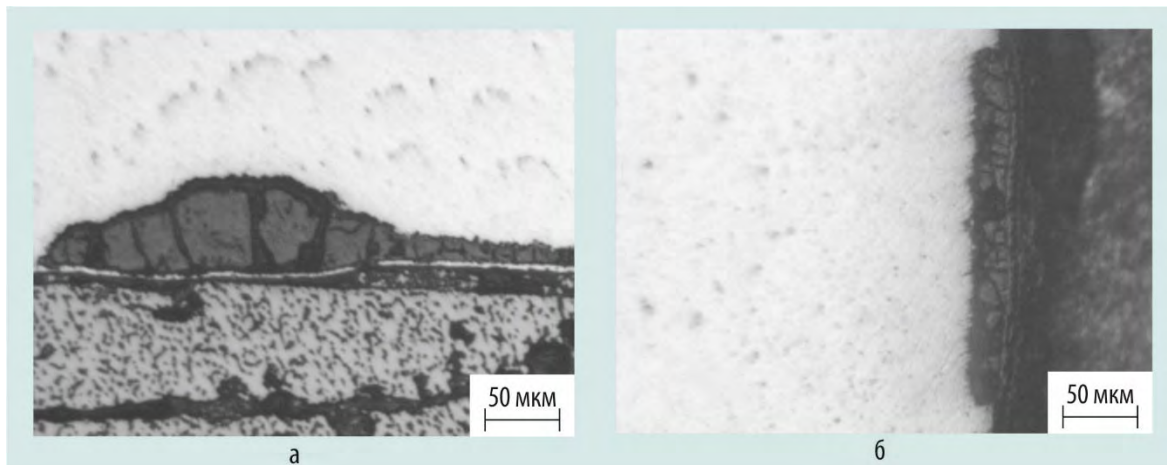


Рис. 2.28. Локальные участки коррозии на внутренней (а) и внешней (б) поверхности оболочек твэлов облучательного устройства 10

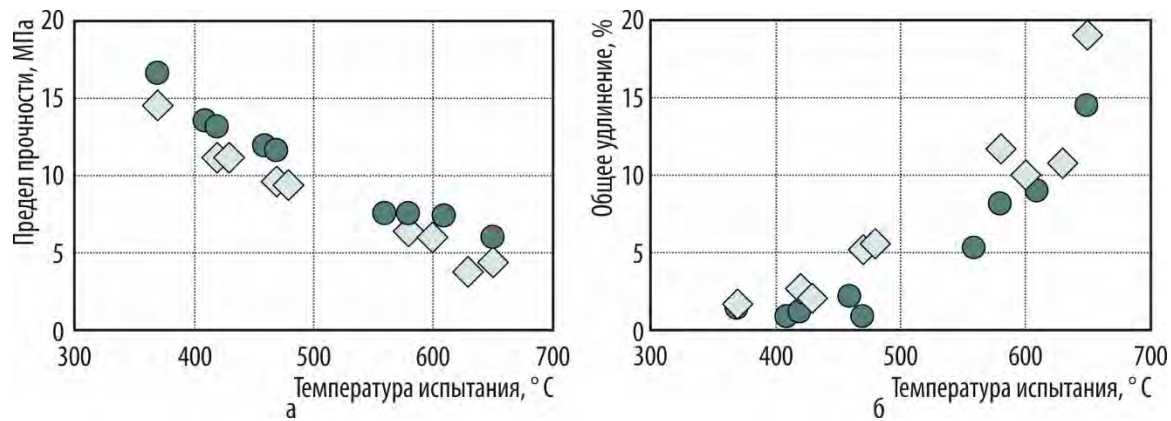


Рис. 2.29. Характеристики прочности (а) и пластичности (б) оболочек твэлов ОУ-10 из сталей марок Ж-181 (◇) и ЧС-139 (●)

Совокупность полученных экспериментальных данных показывает, что состояние твэлов по основным характеристикам удовлетворительное, их ресурс не исчерпан. Реакторные испытания облучательного устройства 10 могут быть продолжены до достижения более высокого уровня выгорания.

*Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, П.И. Гринь, И.Ю. Жемков, А.В. Беляева,
С.В. Кузьмин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.А. Боков, Д.А. Соколовский, О.В. Ишунина*

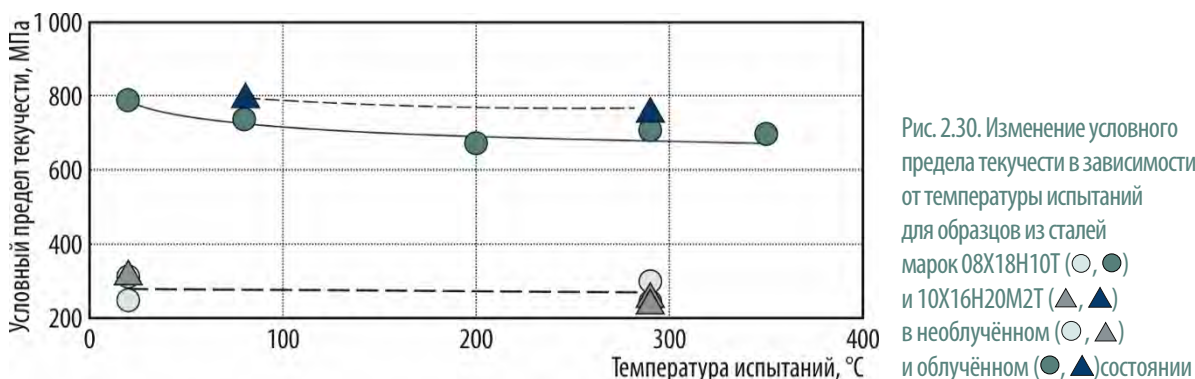
ИССЛЕДОВАНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И ПОЛЗУЧЕСТИ ОБРАЗЦОВ ИЗ НОВОЙ И РЕФЕРЕНТНОЙ СТАЛЕЙ ДЛЯ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

Актуальная задача современного материаловедения — экспериментальное обеспечение разработки новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств реакторов типа ВВЭР, включая реактор ВВЭР-ТОИ, для увеличения срока эксплуатации. Для решения этой задачи проведён анализ характеристик механических свойств и результатов исследования ползучести образцов сталей марок 10X16H20M2T и 08X18H10T, облучённых в реакторах СМ и БОР-60. Облучение исследуемых образцов конструкционных материалов для механических

испытаний проводили до различной повреждающей дозы в реакторе СМ в водной среде при температуре 320 °С и в реакторе БОР-60 в проточном натрии при температуре 325 и 425 °С. Для исследования ползучести газонаполненные образцы сталей марок 10X16H20M2T и 08X18H10T облучали в реакторе БОР-60 при температуре 425 °С до повреждающей дозы 30,5 сна. С целью определения характеристик их механических свойств были проведены испытания образцов на растяжение при температуре от 20 до 350 °С, результаты сравнивали с результатами испытаний необлучённых образцов.

Анализ влияния облучения на характеристики прочностных свойств рассматриваемых сталей в зависимости от температуры испытания был проведён для условного предела текучести, так как предел прочности имеет схожую зависимость от температуры испытаний, а численное значение изменений для предела текучести больше. В результате испытаний получили вывод об упрочнении облучённых образцов по сравнению с исходными при любой температуре испытаний. Облучение при температуре 325 °С привело к большему упрочнению, чем при 425 °С, и составило около 520 и 450 МПа соответственно даже для малых значений повреждающей дозы 6,8 и 8,5 сна.

Сравнение полученных значений условного предела текучести референтной (08X18H10T) и новой (10X16H20M2T) сталей при повреждающей дозе 17,0–21,9 сна и температуре облучения 425 °С показано на рис. 2.30. Видно, что исходные прочностные свойства новой стали примерно такие же, как и у референтной, а облучение до 17 и 22 сна обеих сталей при температуре 425 °С увеличивает предел текучести. Общее упрочнение новой стали выше и при температуре облучения 325 и 425 °С составляет около 610 и 510 МПа соответственно.



К закономерностям влияния нейтронного облучения на численные значения характеристик пластичности обеих сталей можно отнести снижение общего относительного удлинения и относительного сужения после разрыва с ростом температуры испытаний. На характеристики пластичности также влияет температура облучения образцов сталей. Для референтной стали марки 08X18H10T общее относительное удлинение составило 4–8 % для низкотемпературного облучения и 9–11 % для высокотемпературного, а для новой стали марки 10X16H20M2T — 7 % и 9–12 % соответственно.

Расчёт модуля ползучести сталей проводили с использованием результатов измерения диаметра и длины газонаполненных образцов в период планово-предупредительных ремонтов (остановок) реактора. Полученные значения деформации при повреждающей дозе до 30,5 сна позволили рассчитать модуль ползучести двух исследуемых сталей по формулам, приведённым в работах [1–3]. Результаты расчёта показывают, что модуль ползучести новой стали меньше, чем у референтной примерно на 15–20 %, что может быть связано с большим её упрочнением под облучением.

Высокая температура облучения (425 °С) в экспериментах с газонаполненными образцами позволяет предположить, что в процессе деформирования может участвовать и радиационное набухание. Об этом говорит и ускорение деформации образцов при всех уровнях напряжений при повреждающей дозе выше 23 сна. Но даже с учётом возможного влияния набухания значение модуля ползучести новой стали марки 10X16H20M2T при сравнимой повреждающей дозе оказалось меньше, чем у референтной стали марки 08X18H10T.

Список литературы

1. Erlich K. Irradiation creep and interrelation with swelling in austenitic stainless steels // Journal of Nuclear Materials, 1981. V. 260, Is. 23. P. 572–576.
2. Matthews J.R., Finnis M.W. Irradiation creep models — an overview // Journal of Nuclear Materials, 1988. V. 159. P. 257–285.
3. Makarov E.I., Neustroev V.S., Belozerov S.V. Irradiation creep behavior of steels 08X18H10T and 07X16H12M3T irradiated in the BOR-60 reactor in a temperature range of 330 to 350 °C // Physics of Atomic Nuclei, 2020. V. 83, Is. 12. P. 1633–1637.

*В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, Д.А. Соколовский, И.Ю. Жемков,
Ю.В. Набойщиков, Б.З. Марголин²⁴, А.А. Сорокин²⁴*

РАЗРАБОТКА ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ОБРАЗЦОВ СТАЛИ МАРКИ EUROFER 97/3 В РЕАКТОРЕ БОР-60

В рамках контракта с Технологическим институтом Карлсруэ (Германия) разработаны облучательные устройства для испытаний образцов стали марки EUROFER 97/3 при температуре 325 и 550 °C (рис. 2.31). Устройства состоят из разборного пакета, включающего в себя съёмную головку, корпус, хвостовик и подвеску, а их внешние геометрические параметры соответствуют штатной тепловыделяющей сборке реактора БОР-60 и позволяют установить их в любую ячейку реактора. Устройства для облучения при температуре 550 °C содержат кассету с твэлами подогрева.

Корпус облучательного устройства состоит из шестигранного чехла, внутренней шестигранной трубы, верхнего и нижнего переходников, хвостовика. Оболочки корпуса образуют газовую полость, в которой при загрузке устройства в реактор находится газ, состоящий из смеси воздуха и аргона, что обеспечивает теплоизоляцию внутренней полости от окружающих ТВС. Подвеска содержит стаканы с образцами. Крепление съёмной головки байонетное и фиксируется стопорным кольцом. В устройствах для облучения при температуре 550 °C на уровне кассеты с твэлами корпус содержит набор шестигранных втулок с осевым отверстием. Профиль отверстия обеспечивает выравнивание скоростей потоков теплоносителя, контактирующих с твэлами нагревателя и вытеснителями.

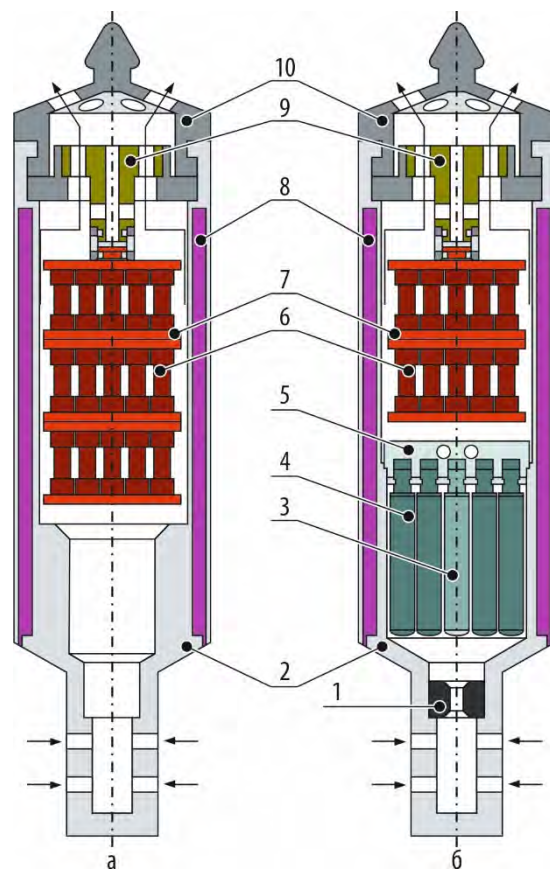


Рис. 2.31. Схема облучательных устройств для испытаний при температуре 325 (а) и 550 °C (б): 1 — дроссельная шайба; 2 — корпус облучательного устройства; 3 — вытеснители; 4 — твэлы подогрева; 5 — кассета с твэлами; 6 — образцы; 7 — стаканы; 8 — газовая полость; 9 — наконечник; 10 — головка

²⁴ Сотрудник ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"». — Прим. ред.

В нижней части корпуса установлена дроссельная шайба, обеспечивающая расчётное значение расхода теплоносителя через облучательное устройство, при котором достигается необходимый подогрев теплоносителя. Хвостовик содержит боковые отверстия, через которые теплоноситель попадает во внутреннюю полость облучательного устройства из камеры высокого давления напорного коллектора реактора БОР-60. Для гидравлического уплотнения при соединении напорного коллектора с втулкой ячейки на хвостовике закреплены две спирали. В качестве конструкционного материала изделия используется сталь марки 12Х18Н10Т. Шестигранные трубы изготавливают из стали марки 12Х12М2БФР, а верхний, нижний переходники и шестигранные втулки — из стали марки 05Х12Н2М. Облучение исследуемых образцов конструкционных материалов проводят в контакте с проточным натрием. Для позиционирования образцов относительно центральной плоскости активной зоны их помещают в специальные стаканы. Значение температуры поверхности образцов при облучении получают в результате нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов с использованием экспериментально определённого значения расхода теплоносителя через внутреннюю полость устройства и фактических параметров работы реактора: тепловую мощность, температуру натрия на входе в реактор и его расход. Для контроля температуры натрия и флюенса нейтронов в процессе реакторных испытаний в конструкции подвески предусмотрено размещение трёх мониторов температуры и одного нейтронно-активационного детектора в верхнем стакане подвески.

С.Г. Ерёмин, А.Н. Дыреев, Ю.А. Власов, А.Е. Федосеев

РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЭЛЕМЕНТОВ ГЛАВНОГО ПАРОПРОВОДА ТРЕТЬЕГО КОНТУРА РЕАКТОРА БОР-60 ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Главный паропровод эксплуатируется в составе реакторной установки БОР-60 с декабря 1970 года и является ответственной конструкцией, надёжная работа которой определяет срок службы и безопасную эксплуатацию всего третьего контура реактора. Паропровод обеспечивает соединение парогенераторов, агрегатов, конструктивных узлов контура с паротурбинной установкой и служит для передачи пара от парогенераторов к турбине и редуцирующей охлаждающей установке. Он состоит из блоков, соединённых сварными стыками, и смонтирован из труб разных геометрических размеров: диаметром 194 и толщиной 12 мм, диаметром 133 и толщиной 9 мм, диаметром 76 и толщиной 5 мм, диаметром 28 и толщиной 4 мм. Основные рабочие параметры эксплуатации главного паропровода: среда — пар, давление — 9 МПа (9 кг/см²), температура — 480–500 °С. Трубы и арматура паропровода выполнены из малолегированной перлитной стали. Несмотря на относительную стабильность её исходной структуры, которая создана термической обработкой, длительный срок эксплуатации при температуре 480–500 °С может приводить к изменению кратковременных механических характеристик, ударной вязкости, ползучести и длительной прочности. Изменения свойств стали обусловлены, в первую очередь, деградацией структуры металла в процессе эксплуатации.

Целью работы являлись материаловедческие исследования основного металла и металла сварного соединения главного паропровода после его эксплуатации в течение 283 000 ч (наработка на 1 января 2021 года) для обоснования безопасной эксплуатации и продления срока службы третьего контура реакторной установки БОР-60. Для проведения исследований

из главного паропровода вырезали фрагменты трубы диаметром 133 и толщиной стенки 9 мм около задвижки П-5 и трубы со сварными соединениями диаметром 194 и толщиной 12 мм около задвижки П-3.

Паропровод изготовлен из стали марки 12Х1МФ в состоянии после термической обработки, которая включает нормализацию при температуре 950–980 °С и последующий отпуск при 720–750 °С в течение 1–3 ч. Корень шва выполняли ручной аргонодуговой сваркой с использованием присадочной проволоки, а заполнение шва осуществляли ручной электродуговой сваркой электродами типа ЦЛ-20М (ЦЛ-39). Сварка односторонняя, многопроходная с подкладным кольцом из стали марки 12Х1МФ. Режим термообработки сварных швов — отжиг при температуре 700–730 °С в течение часа.

При металлографических исследованиях установлено, что на наружной и внутренней поверхности трубы имеется оксидный слой. Толщина его неравномерна по периметру трубы и изменяется от 3–5 до 40–50 мкм (рис. 2.32). На отдельных участках поверхность незапассивирована и под оксидной плёнкой наблюдается развитие коррозионного процесса. На поверхности трубы (наружной и внутренней) выявлены единичные язвы глубиной от 20 до 80–100 мкм.

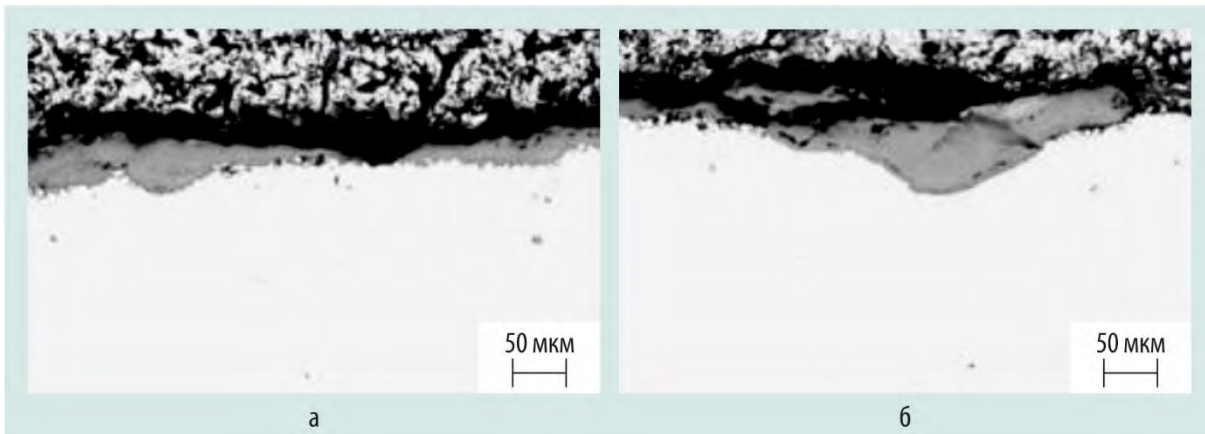


Рис. 2.32. Внешний вид оксидной плёнки и язвенной коррозии на внутренней (а) и внешней (б) поверхности паропровода

Микроструктура основного металла главного паропровода двухфазная и представляет собой феррит и перлит (рис. 2.33). Выявлены глобуляция (сфероидизация) перлитной составляющей, наличие в структуре сфероидов цементита и выделение единичных частиц по границам ферритных зёрен. В исходном состоянии, согласно паспортным данным, структура материала представляет собой феррит и пластинчатый перлит. Степень структурных изменений металла, в частности степень сфероидизации, оценивается третьим баллом²⁵.

Оценку механических свойств основного и наплавленного металла проводили по результатам статических и динамических испытаний образцов, вырезанных из фрагментов паропро-

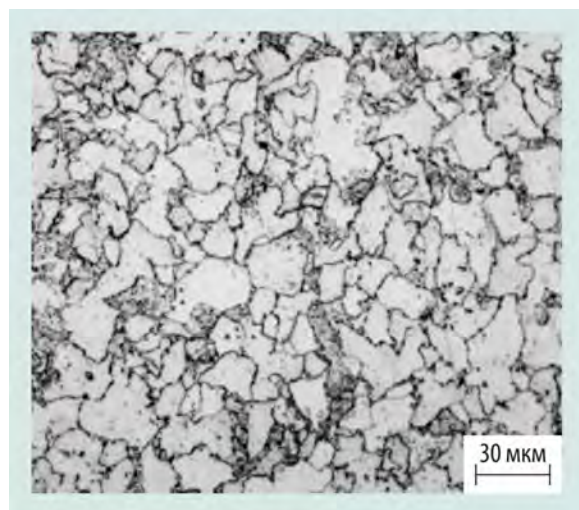


Рис. 2.33. Микроструктура основного металла паропровода

²⁵ ГОСТ Р 58177-2018 [Электронный ресурс]. Тепловые электрические станции. Оборудование тепломеханическое тепловых электростанций. Контроль состояния металла. Нормы и требования. — М.: Федеральное агентство по техническому регулированию и метрологии. — 45 с. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293733/4293733837.htm> (дата обращения: 21.03.2022).

вода и сварного соединения (рис. 2.34). Все образцы для механических испытаний вырезали в продольном направлении относительно оси трубы. Образцы для испытаний на ударный изгиб из сварного соединения изготавливали электроэрозионным способом так, чтобы зона испытаний приходилась на наплавленный металл (металл шва).

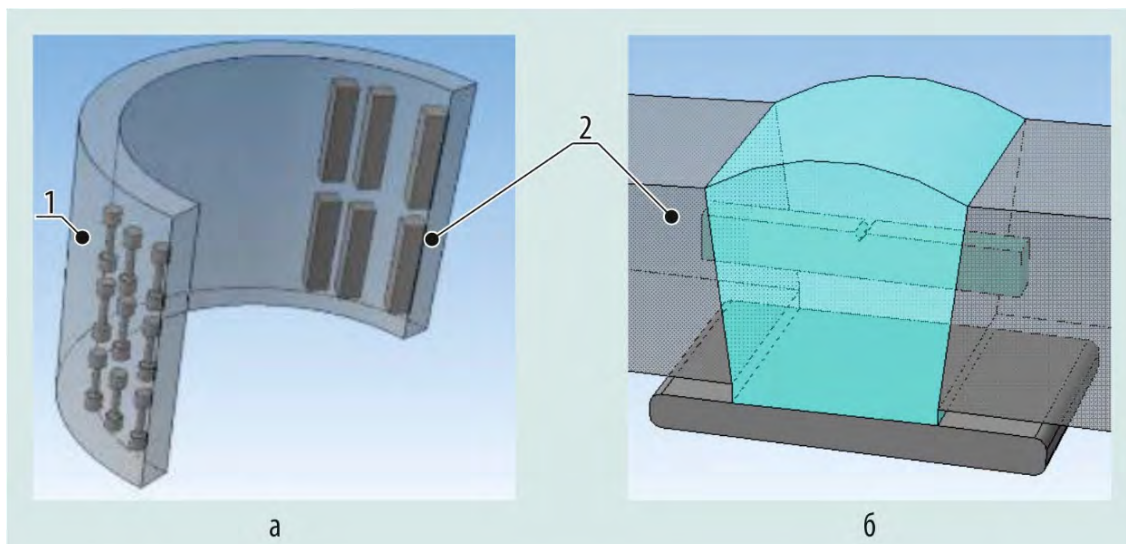


Рис. 2.34. Схема вырезки образцов для механических испытаний на растяжение (1) и на ударную вязкость (2) из основного металла паропровода (а) и из сварного соединения (б)

Результаты исследований показали, что в процессе эксплуатации не произошло существенного изменения предела прочности и пластических свойств основного металла паропровода. Отмечено незначительное снижение предела текучести на 25–40 МПа. Для металла сварного соединения (наплавленный металл) наблюдали увеличение прочностных характеристик. При температуре испытаний 20 °С предел прочности увеличился с исходного значения 520–640 до 580–700 МПа.

Установлено, что длительная эксплуатация привела к сдвигу температуры хрупко-вязкого перехода металла шва в область положительных значений температуры испытаний. Проведённые оценки показали, что температура хрупко-вязкого перехода металла шва составляет примерно

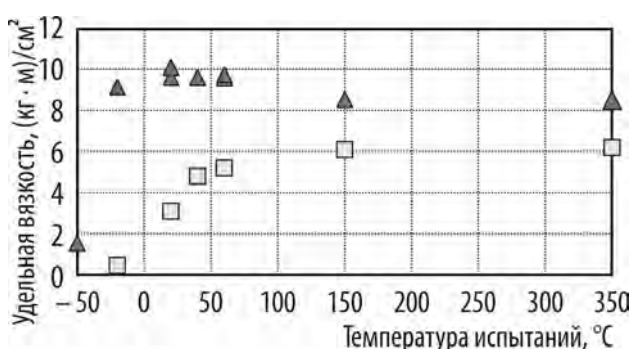


Рис. 2.35. Изменение ударной вязкости в зависимости от температуры испытаний для сварного соединения (□) и основного металла (▲)

20 °С. Для основного металла температура хрупко-вязкого перехода находится ниже –20 °С (рис. 2.35). Образцы основного металла во всём диапазоне рабочих температур эксплуатации находятся в пластической области деформирования.

Кратковременные механические свойства основного металла в процессе эксплуатации сохранили высокую стабильность. Длительная эксплуатация привела к сдвигу температуры хрупко-вязкого перехода металла шва сварного соединения в область положительных значений температуры испытаний и составила 20 °С. Эксплуатация в условиях 480 °С привела к сфероидизации перлитной составляющей структуры основного металла паропровода. Общая коррозия основного металла паропровода незначительна: по консервативным оценкам её скорость не превысила 0,14 мм при допустимой 1 мм на 100 000 ч. Глубина язвенной коррозии не превысила 100 мкм.

Эксплуатация в условиях 480 °С привела к сфероидизации перлитной составляющей структуры основного металла паропровода. Общая коррозия основного металла паропровода незначительна: по консервативным оценкам её скорость не превысила 0,14 мм при допустимой 1 мм на 100 000 ч. Глубина язвенной коррозии не превысила 100 мкм.

Полученные данные могут быть использованы в ходе прочностных расчётов при обосновании дальнейшей эксплуатации главного паропровода и продлении срока службы третьего контура реакторной установки БОР-60.

*Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, А.А. Карсаков,
Л.А. Евсеев, Д.А. Соколовский, И.Н. Шагвалиев*

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛЬНЫХ ТРУБ В СОСТОЯНИИ ПОСТАВКИ В ПОПЕРЕЧНОМ И ПРОДОЛЬНОМ НАПРАВЛЕНИЯХ ДЛЯ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Ферритно-мартенситные двенадцатипроцентные хромистые стали в течение длительного времени используют для изготовления конструктивных элементов быстрых реакторов. Определение характеристик механических свойств на образцах оболочек ТВЭЛОВ из ферритно-мартенситных сталей в исходном и облучённом состояниях необходимо для обоснования их работоспособности в перспективных реакторных установках с натриевым теплоносителем.

Для проведения кратковременных механических испытаний на одноосное растяжение были выбраны оболочечные трубы в состоянии поставки из сталей марок ЭК181 (малоактивируемая) и ЧС139 двух типоразмеров:

- 1) с внешним диаметром 6,9 мм и толщиной стенки 0,4 мм;
- 2) с внешним диаметром 9,2 мм и толщиной стенки 0,55 мм.

Кольцевые образцы вырезали в поперечном направлении, а сегментные с выделенной рабочей частью — в продольном (рис. 2.36). Для проведения механических испытаний была изготовлена специальная оснастка.

Для обоих материалов зафиксировано немонотонное снижение предела текучести с ростом температуры. При изменении температуры испытания с 20 до 450 °С происходит снижение предела текучести на 150–200 МПа, а при повышении температуры испытания с 450 до 650 °С — на 270–320 МПа (см. рис. 2.36). В работе [1] приведены кривые температурной зависимости относительного удлинения до разрушения в интервале температуры от –196 до 720 °С, на которых наблюдают минимумы при 400–500 °С для ферритно-мартенситных сталей марок ЧС139 и ЭК181. Как правило, с увеличением температуры испытания пластические свойства металлов увеличиваются, однако на представленных кривых наблюдается снижение относительного удлинения при температуре испытания 450 °С в сравнении с результатами, полученными при 20 °С.

Немонотонное падение прочностных характеристик и падение пластических характеристик при температуре испытания 450 °С обусловлено эффектом синеломкости, вызванным явлением динамического деформационного старения сталей. Синеломкость вызывает падение пластичности при одновременном росте прочности. Для углеродистых и низколегированных сталей этот интервал — от 250 до 300 °С [2–4].

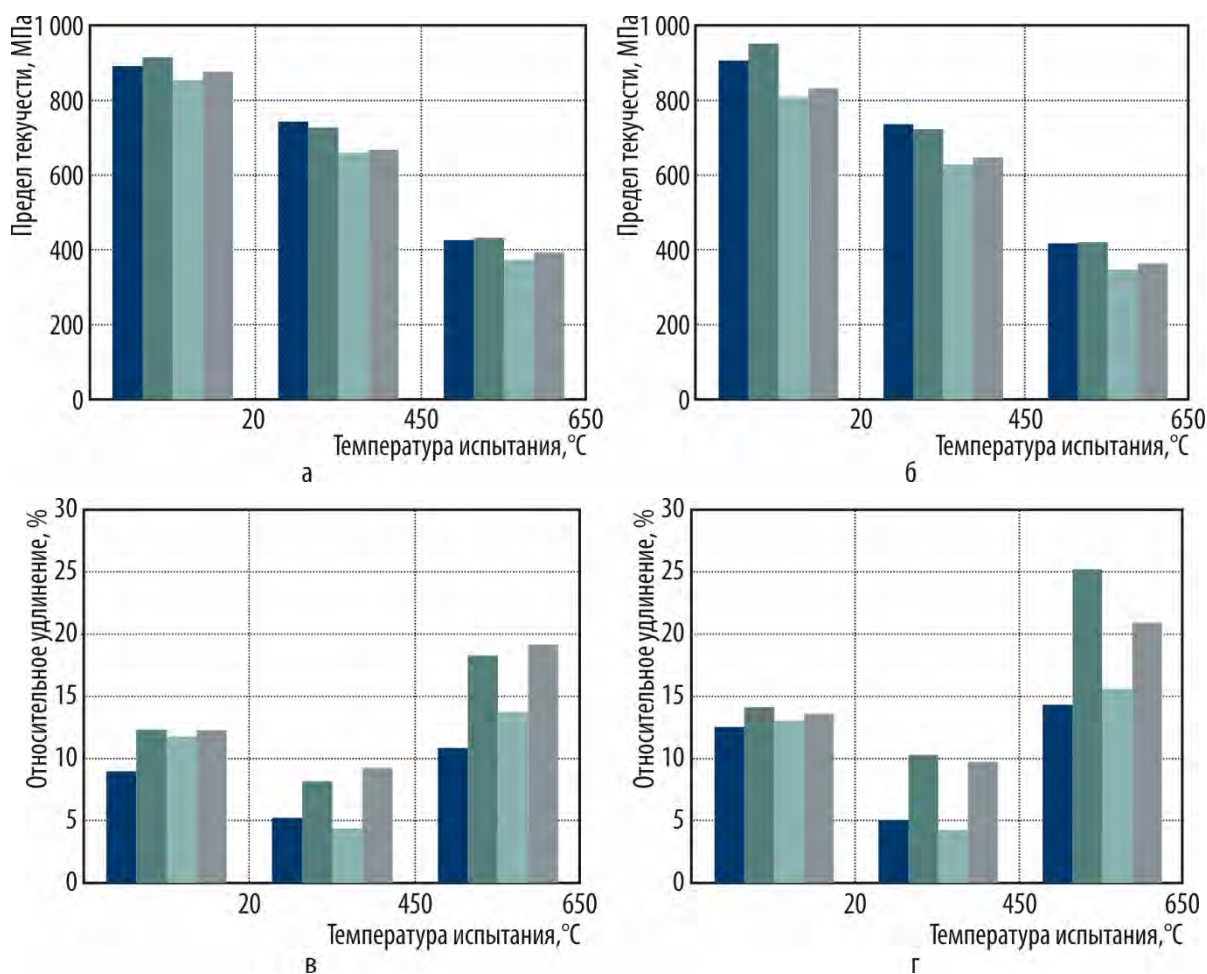


Рис. 2.36. Результаты определения условного предела текучести (а, б) и относительного удлинения (в, г) механических испытаний кольцевых образцов сталей марок ЧС139 (■) и ЭК181 (■) и сегментных образцов сталей марок ЧС139 (■) и ЭК181 (■) в состоянии поставки при температуре 20, 450 и 650 °C

Результаты механических испытаний показывают, что свойства малоактивируемой стали марки ЭК181 схожи со свойствами сильноактивируемой стали марки ЧС139, что делает её достаточно востребованной для изготовления оболочечных труб.

Список литературы

1. Полехина Н.А., Литовченко И.Ю., Алмаева К.В. и др. Сравнительное исследование микроструктуры, механических свойств и особенностей разрушения жаропрочных ферритно-мартенситных сталей ЭК181, ЧС139 и ЭП823 в интервале температуры от -196 до 720 °C // Вопросы атомной науки и техники, серия «Термоядерный синтез», 2018. Т. 41, вып. 4. С. 38–47.
2. Гольдштейн М.И., Литвинов В.С., Бронфин Б.М. Металлофизика высокопрочных сплавов: учебник для студентов вузов. — М: Металлургия, 1986. — 312 с.
3. Бабич В.К., Гуль Ю.П., Долженков И.Е. Деформационное старение стали. — М: Металлургия, 1972. — 320 с.
4. Бернштейн М.Л., Займовский В.А. Механические свойства металлов. — М.: Металлургия, 1979. — 495 с.

Е.В. Чертопятов, Ю.Д. Гончаренко

СВАРКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАПСУЛ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ЖИДКОСОЛЕВОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Были выполнены исследовательские работы по оптимизации технологии сварки и конструкции сварных соединений капсул для реакторных испытаний. Капсулы изготовлены для последующих реакторных испытаний в СМ, необходимых для определения влияния нейтронного облучения на механические и коррозионные свойства перспективных конструкционных материалов и их сварных соединений.

Конструкция капсулы представляет собой оболочку, герметизированную с помощью заглушек автоматической аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом (рис. 2.37). Во внутренней полости облучательной капсулы, заполненной солью определённого состава, создаётся инертная среда с объёмной долей аргона не менее 60 %. Сварка никелевого сплава ХН80МТЮБ, из которого изготовлены оболочка и заглушка капсулы, затруднена из-за высокой склонности к образованию дефектов сплошности сварных соединений [1].



Рис. 2.37. Конструкция экспериментальной капсулы:
1 — оболочка;
2 — заглушка

С учётом опыта изготовления аналогичных изделий в данной конструкции применены стыкозамковые сварные соединения оболочки с заглушками. Отработку технологии сварки выполняли, основываясь на экспериментальных данных, с учётом требуемой глубины проплавления и геометрических размеров сварного шва. После сварки первых опытных образцов и контроля качества сварных соединений металлографическим методом были обнаружены дефекты сплошности в виде оксидных плёнок (рис. 2.38). Дополнительные исследования на растровом электронном микроскопе позволили уточнить, что это оксид алюминия, которым легирован сплав ХН80МТЮБ для улучшения коррозионных свойств (рис. 2.39). Часто протяжённость и расположение таких плёнок приводит к нарушению требуемых геометрических параметров и сплошности сварного шва, в некоторых случаях их наличие провоцирует формирование трещин в сварном соединении. Всё это ведёт к нарушению работоспособности сварного соединения.

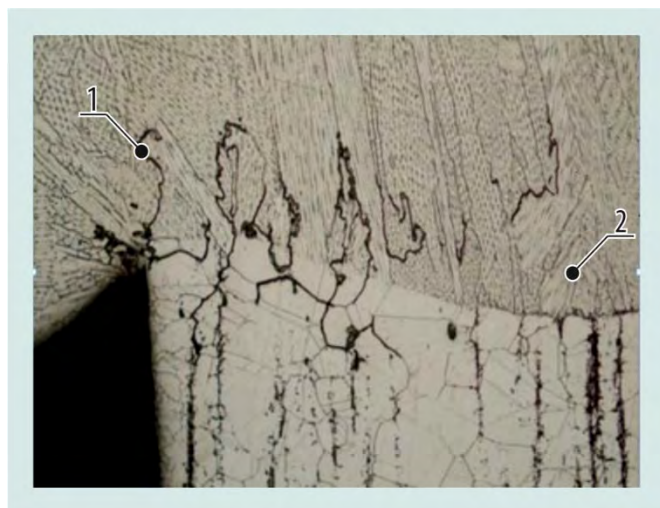


Рис. 2.38. Внешний вид оксидных включений в металле сварного шва:
1 — оксидное включение; 2 — сварное соединение

Часто протяжённость и расположение таких плёнок приводит к нарушению требуемых геометрических параметров и сплошности сварного шва, в некоторых случаях их наличие провоцирует формирование трещин в сварном соединении. Всё это ведёт к нарушению работоспособности сварного соединения.

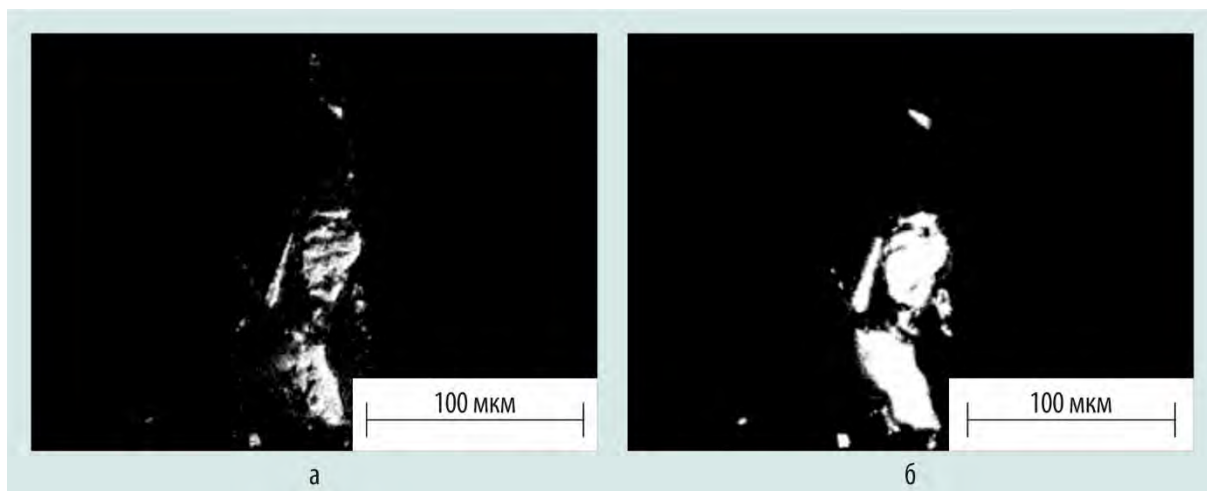


Рис. 2.39. Карты распределения кислорода (а) и алюминия (б) в дефектах сплошности сварного соединения

Известно, что оксид алюминия, имеющий высокую температуру плавления, сложно разрушить при сварке плавлением [2], поэтому для снижения вероятности формирования указанных дефектов была разработана конструкция заглушки с проточкой под сварным швом (рис. 2.40, а). Так обеспечиваются условия для вывода оксидной плёнки из сварного шва под действием сил тяжести и давления сварочной дуги в проточку при расплавлении и последующей кристаллизации металла (рис. 2.40, б). В этом случае оксидная плёнка находится за пределами рабочего сечения сварного соединения и не оказывает влияния на его работоспособность. Для обеспечения необходимого содержания аргона внутри загерметизированной капсулы была разработана методика и оптимизированы режимы выполнения операций последовательного вакуумирования внутренней полости и её заполнения инертным газом. При этом была использована специализированная установка аргонодуговой сварки в контролируемой атмосфере.

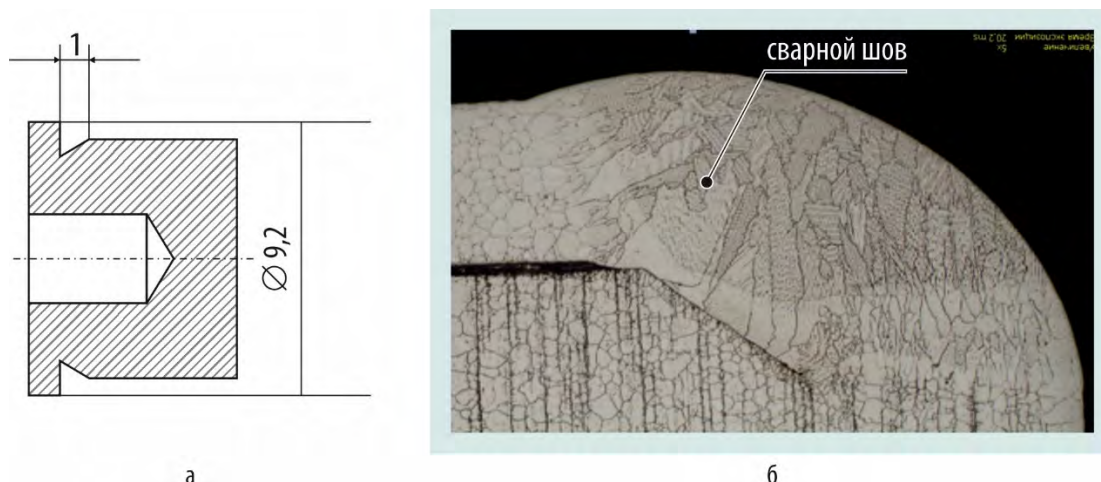


Рис. 2.40. Конструкция заглушки с проточкой (а) и структура стыкозамкового сварного соединения (б), выполненного с применением заглушки с проточкой

По результатам исследований разработана технология, изготовлены экспериментальные капсулы и поставлены на испытания для обоснования работоспособности конструкционных материалов в условиях жидкосолевых реакторов.

Список литературы

1. Циммерман Р., Гюнтер К. *Металлургия и металловедение. Справочник.* — М.: *Металлургия*, 1982. — 480 с.
2. Табакин Е.М., Иванович Ю.В., Каплин А.В. и др. *Сварка изделий из перспективных конструкционных материалов исследовательских ядерных реакторов.* — Тезисы докладов научной конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», посвящённой 50-летию отделения реакторного материаловедения НИИАР, г. Димитровград, 24–27 марта 2014 г. — Димитровград: *ОАО «ГНЦ НИИАР»*, 2014. С. 86–87. — 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_0.pdf (дата обращения: 23.03.2022).

Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Ю.В. Иванович, С.А. Андреев

БЫСТРЫЙ ОПЫТНЫЙ РЕАКТОР БОР-60

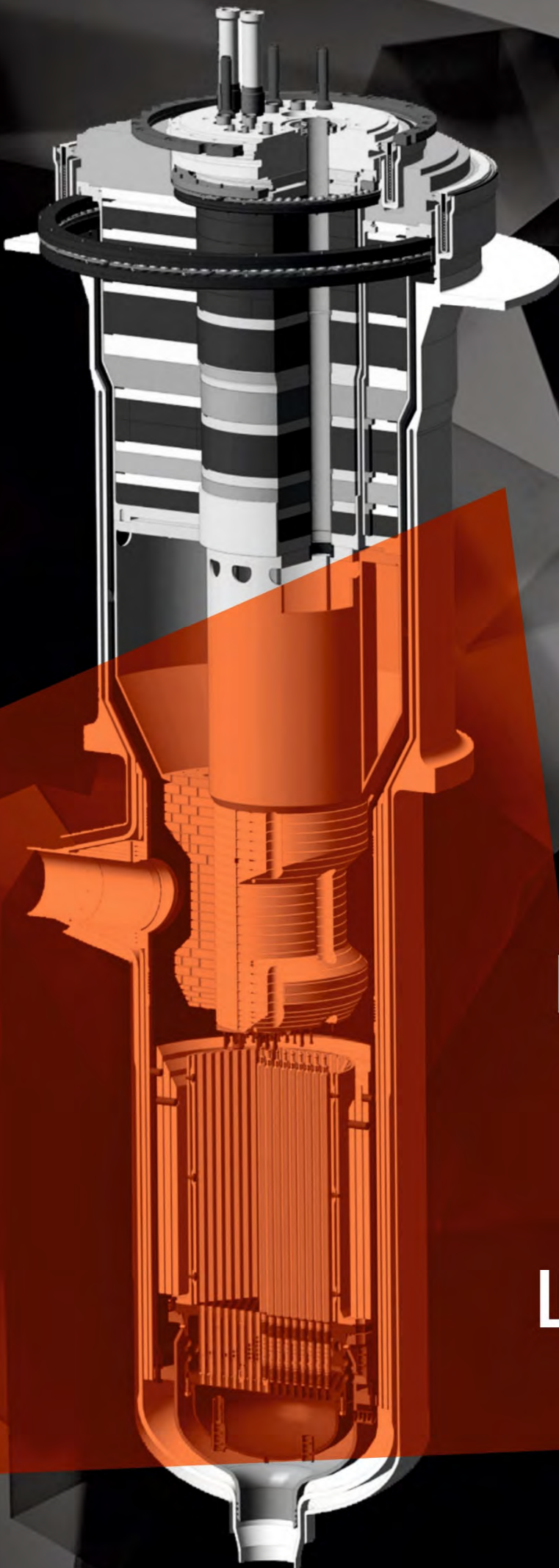
Физический пуск — 7 декабря 1968 г., энергетический — 28 декабря 1969 г.
Ввод в эксплуатацию: 1970 г.

Научное руководство: ФЭИ (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»);
Главный конструктор: ОКБ «Гидропресс»;
Разработка проекта: ВНИПИЭТ (АО «Атомпроект»).

Единственный исследовательский реактор на быстрых нейтронах с такими уникальными экспериментальными возможностями, как: изменение размеров активной зоны; одновременное размещение в активной зоне до 12 облучательных устройств; инструментованное облучение в специальном термометрическом канале, позволяющем размещать экспериментальные устройства непосредственно в активной зоне с выводом информации об условиях облучения материалов; экспериментальная база для испытаний твэлов различных конструкций, топливных, поглощающих и конструкционных материалов.

3

ИССЛЕДОВАНИЯ
И РАЗРАБОТКА
ЭЛЕМЕНТОВ
ТОПЛИВНОГО
ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ



В отчётном году проведены работы по обоснованию концепции жидкосолевого реактора, технологии гетерогенного выжигания младших актинидов, безопасного вывода из эксплуатации атомной электростанции «Фукусима-Дайити», технических решений по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса, отдельных операций гидрометаллургической и пирохимической переработок отработавшего ядерного топлива, обращения с радиоактивными отходами. Продолжены исследования в рамках проектного направления «Прорыв» и международного сотрудничества.

В рамках реализации работ, включённых в единый отраслевой тематический план государственной корпорации «Росатом», выполнен значительный объём экспериментальных исследований по коррозионной и механической стойкости кандидатных конструкционных материалов на основе никелевых сплавов ХН80МТЮ (Россия), GH3535 (Китай) и Хастеллой-Н (США) в условиях, моделирующих жидкосолевой реактор-сжигатель младших актинидов с солью на основе фторидов лития и бериллия. Послереакторные испытания облучённых материалов свидетельствуют о приемлемой скорости коррозии исследованных сплавов. Установлен выход трития и основных продуктов деления из топливной соли на основе фторидов лития и бериллия с добавлением фторида урана. Проведена разработка и экспериментальная апробация аналитических методов исследования топливной соли с добавлением фторидов урана, плутония, нептуния, методик анализа элементного и изотопного составов, характерных для выжигания и трансмутации младших актинидов, производства радиоизотопной продукции. Изучена индивидуальная растворимость фторидов нептуния (III, IV) и оксида нептуния в расплавленной соли на основе фторидов лития и бериллия, экспериментально определены коэффициенты распределения и разделения двух пар элементов, растворённых в её расплаве, — неодима и плутония; неодима и нептуния при проведении восстановительной экстракции из расплавленной соли в жидкую металлическую фазу висмута-лития при температуре, равной 650 °С. Полученные данные могут быть использованы для обоснования концепции переработки облучённой топливной композиции жидкосолевого реактора. Для обоснования эффективности гетерогенного выжигания младших актинидов выполнены послереакторные исследования облучённых диоксидов нептуния и америция. Полученные данные по изотопному составу и массовой доле нуклидов в облучённых материалах соответствуют их расчётным значениям.

Для обоснования технических решений по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса подготовлен стенд испытания универсального технологического модуля. Проведены предварительные испытания корпуса на герметичность. Выполнена модернизация узла остекловывания радиоактивных отходов. Разработана и изготовлена установка, на которой в ходе экспериментов с отработавшим ядерным топливом многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах продемонстрирована работоспособность операции снятия оболочки жидким цинком в режиме рециркуляции. Выполнены экспериментальные исследования для обоснования переделов пирохимической технологии переработки отработавшего ядерного топлива. Получен образец муратаитовой керамики с включением отработавшего ядерного топлива, разработаны рекомендации по керамизации в узле остекловывания.

В рамках проектного направления «Прорыв» для отработки технологии изготовления рефабрицированных таблеток смешанного нитридного ураноплутониевого топлива с младшими актинидами сформулированы технические предложения по модернизации установки высоковольтной электроимпульсной консолидации.

Для обоснования отдельных стадий пирохимической технологии переработки отработавшего ядерного топлива проведены технологические испытания модернизированного в 2021 году экспериментального образца электролизёра металлизации, сформулированы рекомендации для разработки промышленного аппарата.

Для обоснования технологии гидрометаллургической переработки отработавшего ядерного топлива проведены исследования по проверке методов перевода в раствор нерастворённого остатка, окислённого ураноплутониевого нитридного топлива. На основании

исследований сформулированы предложения по включению в технологическую цепочку модуля переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса (г. Северск) участка дорастворения образующегося нерастворённого остатка отработавшего ядерного топлива для количественного извлечения ядерных материалов.

Завершены работы для обоснования безопасного вывода из эксплуатации атомной электростанции «Фукусима-Дайити». Получены данные, по результатам которых разработана прогнозная модель изменения топливосодержащих материалов под воздействием деградирующих факторов. Получены экспериментальные данные об особенностях пылеобразования и свойствах частиц пыли, образующихся при резке активных образцов механическим и термическим методами. Определён набор оптимальных параметров работы системы сбора пыли, на основании которых сформированы исходные технические требования к полномасштабной системе сбора пыли на АЭС «Фукусима-Дайити».

Проведены экспериментальные исследования по изучению радиационной устойчивости образцов керамических материалов на основе минералов пирохлора, пирохлорарутила, поллуцита-таусонита, выполнена оценка изменения основных параметров матриц в зависимости от величины поглощённой дозы. Установлено, что при поглощённой дозе до $5 \cdot 10^8$ Гр фазовый состав образцов существенно не меняется, продукты радиационной деструкции не зафиксированы.

В рамках международного сотрудничества выполнено технико-экономическое обоснование совместных с компанией «Электрисите де Франсе» и Комиссариатом по атомной и альтернативным видам энергии (Франция) работ по проведению экспериментальных исследований для подтверждения возможности повторного использования плутония, получаемого из отработанного ураноплутониевого оксидного топлива реакторов типа PWR. Продолжены работы по аналитическому обеспечению проводимых исследований.

С.В. Абрамов

ИЗУЧЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ФТОРИДА (III / IV) И ДИОКСИДА НЕПТУНИЯ В РАСПЛАВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ

В настоящее время в России в рамках перехода к двухкомпонентной ядерной энергетике с замкнутым ядерным топливным циклом исследуют два подхода к созданию жидкосолевых реакторов для сжигания младших актинидов, которые различаются составом несущей соли и, как следствие, применяемыми ядерными материалами [1, 2]. В первом случае в основе топливной композиции лежит солевая смесь фторидов лития и бериллия и цепная реакция в таком типе жидкосолевого реактора поддерживается делением ядер плутония-239 [3, 4]. В другом типе жидкосолевого реактора несущая соль представляет собой эвтектический расплав фторидов лития, натрия и калия, и в качестве делящегося материала выступает уран-235 [1].

Анализ физических и технологических требований к жидкосолевым композициям как жидким средам для топливного контура жидкосолевого реактора-сжигателя младших актинидов (ЖСР-С) невозможен без экспериментального изучения свойств таких расплавов: температуры плавления, вязкости, плотности и растворимости трифторидов актиноидов и лантаноидов. В качестве несущей соли для жидкосолевого реактора-сжигателя была выбрана соль фторидов лития и бериллия молярного состава $73\text{LiF}—27\text{BeF}_2$ (FLiBe).

В настоящее время в литературе отсутствуют какие-либо сведения о растворимости соединений нептуния, его трифторида и диоксида в расплавах фторида лития и бериллия. Вместе с тем информация о поведении трифторида нептуния в такой солевой системе при различной температуре расплава является важным фактором для понимания его поведения в топлив-

ном контуре реактора ЖСР-С. Для установления температурной зависимости растворимости трифторида и диоксида нептуния была сконструирована и изготовлена экспериментальная установка (рис. 3.1).

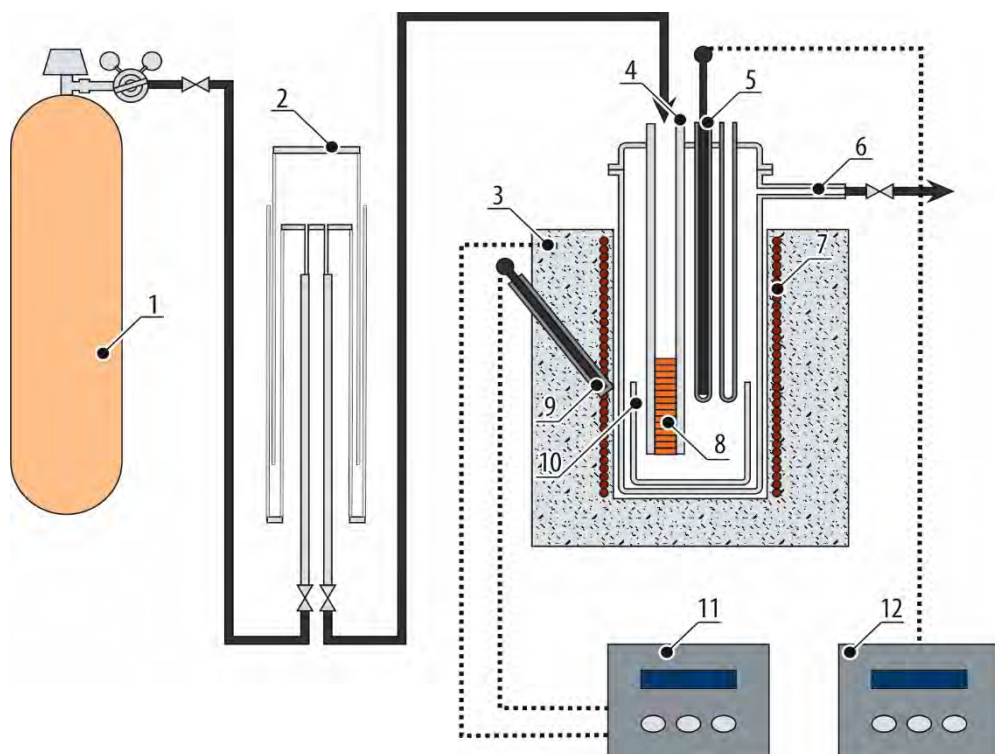


Рис. 3.1. Принципиальная схема установки для исследования растворимости фторида и диоксида нептуния в солевой системе фторидов лития и бериллия: 1 — ячейка из никеля для исследования растворимости; 2 — трубка-подвеска из никеля для загрузки таблеток; 3 — тигель из никеля с исследуемым расплавом; 4 — регулирующая термopара; 5 — трубка для подведения инертного газа; 6 — электропечь; 7 — центральная проходка для загрузки трубки с таблетками и подачи аргона; 8 — термopара, контролирующая температуру в зоне расплава; 9 — газгольдер; 10 — аргоновый баллон с газом высокой чистоты; 11 — блок регулировки температуры печи; 12 — блок измерения температуры в зоне расплава

Проведены два эксперимента по изучению растворимости фторидов нептуния (III) и нептуния (IV) и диоксида нептуния в солевой системе на основе фторидов лития и бериллия (с молярной долей 73 и 27 соответственно). Перед проведением экспериментов фторид нептуния прессовали в таблетки под давлением 200 МПа. Их обрабатывали током в аргоно-водородной смеси при температуре 600 °С в течение часа. Диоксид нептуния также прессовали в таблетки под давлением 200 МПа и подвергали термообработке на воздухе при температуре 1 000 °С в течение часа.

Никелевую трубку-подвеску заполняли таблетками фторида нептуния (III), (IV) или оксидом нептуния, укладывая их штабелем одну на другую, затем опускали через проходку крышки на дно ячейки. Конструкция трубки-подвески обеспечивала свободный контакт фторидного расплава в нижней части за счёт вырезов в трубке с исследуемыми таблетками и предотвращала их выпадение из подвески. После стабилизации температуры расплава на заданном значении трубку с таблетками опускали до упора на дно тигля в расплав. По мере растворения нижних таблеток в расплав попадали верхние под действием гравитационных сил. Растворение продолжали до насыщения расплава, когда при заданной температуре таблетки более уже не растворялись. Через специальную проходку в крышке ячейки проводили отбор пробы. Для этого использовали никелевый капилляр, который опускали в расплав до дна ячейки.

Отобранные пробы расплава растворяли в 10 мл азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л. Полученные растворы анализировали на содержание нептуния с использованием полупроводникового спектрометра энергий альфа-излучений СЭА-13П1 производства НПО «Аспект» (г. Дубна), состоящего из амплитудно-цифрового преобразователя АЦП-8К-В1, а также

планарного ионно-имплантируемого кремниевого детектора фирмы «СНИП-Плюс» (г. Москва) площадью чувствительной поверхности, равной 450 мм², с энергетическим разрешением на уровне 26 кэВ и рабочим напряжением 60 В.

Для проведения измерений суммарной активности альфа-излучающих радионуклидов готовили три источника. Аликвота, наносимая на мишень, составляла 0,05 мл. Диапазон исследуемых энергий — от 3 500 до 7 000 кэВ. Измерения проводили при фиксированной геометрии: 50 мм от источника до детектора. Каждый источник измеряли один раз. Суммарное число зарегистрированных импульсов каждого исследуемого источника — не менее 10⁴. Затем определяли молекулярную массу нептуния M_{Np} в отобранных пробах и вычисляли значение растворимости S соответствующего соединения нептуния при различной температуре T (табл. 3.1). Расчёт значений растворимости трифторида или диоксида нептуния осуществляли по формуле

$$S_{Np} = 100 \left[1 + \frac{1}{M_{FL}} \left(100 \frac{A_{Np}}{m_{Np}} - M_{Np} \right) \right]^{-1}, \quad (3.1)$$

где S_{Np} — растворимость фторида (III, IV) или диоксида нептуния в мольных долях, %; M_{FL} — молекулярная масса солевой системы FLiBe, г/моль; A_{Np} — атомная масса нептуния, г/моль; m_{Np} — массовая доля нептуния в расплаве, %; M_{Np} — молекулярная масса фторида или диоксида нептуния, г/моль.

Таблица 3.1

Результаты исследования растворимости

$T, ^\circ\text{C}$	Фториды нептуния III и IV		Диоксид нептуния	
	$M, \text{г/моль}$	$S, \%$	$M, \text{г/моль}$	$S, \%$
550	2,3 ± 0,3	0,31 ± 0,05	0,10 ± 0,02	0,013 ± 0,002
575	3,5 ± 0,5	0,49 ± 0,07	0,21 ± 0,03	0,028 ± 0,004
600	4,4 ± 0,7	0,62 ± 0,09	0,24 ± 0,04	0,032 ± 0,005
625	5,8 ± 0,9	0,83 ± 0,12	0,27 ± 0,04	0,036 ± 0,005
650	7,5 ± 1,1	1,09 ± 0,16	0,45 ± 0,07	0,060 ± 0,009
675	10,2 ± 1,5	1,54 ± 0,23	0,80 ± 0,12	0,107 ± 0,016
700	12,8 ± 1,9	2,0 ± 0,3	1,1 ± 0,17	0,159 ± 0,02
725	15,5 ± 2,3	2,5 ± 0,4	1,5 ± 0,2	0,20 ± 0,03
750	19,9 ± 3,0	3,4 ± 0,5	2,3 ± 0,3	0,32 ± 0,05

Полученные значения растворимости фторида нептуния (III), (IV) в солевой системе фторидов лития и бериллия оказались примерно в два-четыре раза ниже, чем для его плутониевого и америциевого аналогов при аналогичной температуре расплава [2]. Растворимость диоксида нептуния значительно ниже по сравнению с фторидным аналогом.

Список литературы

1. Пономарёв Л.И., Белоногов М.Н., Волков И.А. и др. Быстрый жидкосолевым реактор на основе эвтектики LiF-NaF-KF как сжигатель Np, Am, Cm // Атомная энергия, 2019. Т. 126, вып. 3. С. 123–132. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2537> (дата обращения: 09.03.2022).
2. Ignatiev V., Feynberg O., Gnidoi I. et al. Molten salt actinide recycler and transforming system without and with Th-U support: fuel cycle flexibility and key material properties // Annals of Nuclear Energy, Special Issue on MSR and FHR, 2014. Vol. 64. P. 408–420. — Website of Company Support Affiliation: State Scientific Center — Research Institute of Atomic Reactors. — Access mode: in free access. — URL: https://www.researchgate.net/publication/278164996_Molten_salt_actinide_recycler_and_transforming_system_without_and_with_Th-U_support_Fuel_cycle_flexibility_and_key_material_properties (date of the application: 08.04.2022).
3. Игнатъев В.В. Жидкосолевым реактор как необходимый элемент замыкания ядерного топливного цикла по всем актинидам // Атомная энергия, 2018. Т. 122, вып. 5. С. 250–253.

4. Serp J., Ignatiev V., Feynberg O. et al. The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and Perspectives // Progress in Nuclear Energy, 2014. Vol. 70. P. 308–319. — Access mode: in free access. — URL: https://re.public.polimi.it/retrieve/handle/11311/852934/384160/The%20molten%20salt%20reactor%20MSR%20in%20generation%20IV_11311-852934_Luzzi.pdf (date of the application: 09.03.2022).

А.А. Лизин

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ПРИМЕНИМОСТИ ОПЕРАЦИИ ВОЛОКСИДАЦИИ К ОТРАБОТАВШЕМУ ЯДЕРНОМУ ТОПЛИВУ МНОГОЦЕЛЕВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Смешанное ураноплутониевое оксидное ядерное топливо, планируемое для загрузки в многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах, представляет собой виброуплотнённый гранулят. Причём суммарная массовая доля диоксида плутония в МОКС-топливе превышает 35 %. До выгорания 4–5 % т.а. данное топливо легко отделяется от оболочки твэла. При дальнейшем увеличении выгорания происходит спекание гранул в столбе и гомогенизация ядерного топлива, что подтверждено в рамках комплексных послереакторных исследований экспериментальных макетов твэлов, выполненных в 2020 году.

Облучённое смешанное оксидное ядерное топливо с массовой долей плутония более 25 % не рассыпается на гранулы в ходе объёмного окисления как диоксид урана и МОКС-топливо с низким содержанием плутония [1]. Это осложняет отделение топлива от оболочки, требует введения дополнительной операции: дробления отработавшего ядерного топлива, решения проблемы сбора высокорadioактивной пыли. Классическая волоксидация приводит к кратному увеличению объёма топлива, деформации и разрыву фрагментов оболочек и полному выпанию топлива из них, тем самым полностью решается проблема отделения топлива от оболочки. Более поздние исследования японских учёных показали, что процесс окисления диоксида урана протекает и термодинамически не запрещён при любом содержании плутония в МОКС-топливе, однако при большом содержании плутония внутренней энергии продуктов реакции недостаточно для разрушения кристаллической структуры, скорость окисления падает на несколько порядков, процесс фактически прекращается.

Отсутствие надёжных данных об эффективности волоксидации отработавшего ядерного топлива реакторной установки многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах послужило основанием для проведения эксперимента. По его результатам планировали принять решение о выборе базовой технологической схемы полифункционального радиохимического комплекса: следует ли разрабатывать процесс растворения оболочки либо топливо будет свободно высыпаться после термической обработки. Одновременно предполагали оценить выход летучих продуктов деления и конкретизировать требования к системе очистки отходящих газов. Перед началом работ с отработавшим ядерным топливом для обоснования температуры волоксидации были проведены исследования по отжигу образцов оболочки твэла при различной температуре. В качестве материала оболочки использовали сталь марки ЧС68. Её основу составляет железо, которое подвержено процессу окисления при взаимодействии с воздухом, причём при повышении температуры окружающей среды процесс ускоряется. В результате происходит образование оксидов железа, способных осыпаться и смешиваться с фрагментами отработавшего ядерного топлива, сопровождая их на последующих этапах переработки. Поэтому при волоксидации необходимо поддерживать температуру ниже начала коррозии материала оболочки, но выше температуры перехода урана в высшие валентные состояния.

По результатам исследований (рис. 3.2) установили, что температура процесса волоксации отработавшего ядерного топлива должна быть не выше 700 °С. С учётом возможной температурной неравномерности в аппарате, радиального градиента и других факторов во время эксперимента максимальное значение снизили до 650 °С.



Рис. 3.2. Внешний вид оболочки исходного образца (а) и образцов после окисления при температуре, равной 400 (б); 500 (в); 600 (г); 700 (д); 800 (е) °С

При проведении эксперимента использовали фрагменты твэла сборки ВС686Э массой 103,2 г (максимальное выгорание $15,1 \pm 0,1\%$ т.а.). Для гарантии полноты протекания волоксации и фрагментации отработавшего ядерного топлива процесс проводили в течение трёх суток. Аппарат продували потоком воздуха с расходом 20,7 л/час (рис. 3.3).

Масса фрагментов отработавшего ядерного топлива после завершения эксперимента составила 104,3 г; просыпей — 1,6 г. Топливо из оболочек твэлов не высыпалось, на единичных

фрагментах оболочек отмечены следы разрушения, не затрагивающие всего фрагмента и не приведшие к его раскрытию. Учитывая особенности строения облучённого виброуплотнённого



Рис. 3.3. Изображение аппарата во время окислительной обработки отработанного ядерного топлива

топлива, выпавшие просыпи могут представлять собой часть прилегающего к оболочке слоя, сохраняющего исходную структуру свежего гранулята, слабоспечённые частицы которого могли механически выкрашиваться с торцов фрагментов твэлов.

Анализ кислотного и щелочного растворов, которыми были заполнены последовательно соединённые с аппаратом волоксидации ловушки летучих продуктов деления, показал низкую активность: в кислотном — около 350 Бк/мл и щелочном — 130 Бк/мл. Данный факт послужил дополнительным подтверждением, что разрушение топливной матрицы в ходе окислительной обработки не происходит и, соответственно, выход летучих продуктов деления мал. По результатам экспериментальной проверки, применение операции окислительной обработки к отработанному ядерному топливу многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах не рекомендуется, поскольку ни фрагментации топлива, ни отгонки летучих продуктов деления, ни отделения топлива от оболочки не происходит. Технологической ценности операция не несёт. Требуется поиск иного способа отделения отработанного ядерного топлива от оболочки перед переработкой.

С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, А.В. Горелов

ПРОВЕРКА МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ ТЕХНОЛОГИИ СНЯТИЯ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА ЖИДКИМ ЦИНКОМ

Отделение облучённого топлива от оболочки твэла — крайне важный процесс: сохранение плотного контакта между топливом и оболочкой твэла, завальцовка концов фрагмента облучённых твэлов резко снижают скорость растворения облучённого ядерного топлива, а переход конструкционных материалов в водные растворы или расплавленные соли осложняет сам процесс дальнейшей химической переработки отработанного ядерного топлива. В настоящее время при переработке высоковыгоревшего ядерного топлива, когда контакт топлива и оболочки произошёл, применяют термохимическую обработку, чаще всего называемую окислительной. Для реакторной установки МБИР использование данного процесса невозможно: в ходе окислительной обработки МОКС-топливо с высоким содержанием плутония сохраняет целостность поверхности и неразрывность с оболочкой твэла. Технология растворения оболочек твэлов ядерных реакторов на быстрых нейтронах в расплавленном цинке — один из наиболее перспективных способов её удаления. Такая операция отработана АО «ГНЦ НИИАР» в 2011–2013 годах на всех уровнях готовности: от имитаторов до реального отработанного ядерного топлива. Однако процесс, основанный на погружении твэла в массу цинка и последующей отгонки, сложен: необходим большой объём цинка и, следовательно, крайне высокие энергозатраты. Это послужило причиной отказа от данной операции для смешанного нитридного ураноплутониевого топлива. В рамках базовой технологической схемы полифункционального радиохимического исследовательского комплекса был выбран иной путь: модернизация опера-

ции, а не отказ от неё. В основу модернизированной операции положен принцип циркуляции относительно небольшого объёма цинка в аппарате с несколькими температурными зонами²⁶, работоспособность которого подтверждена на лабораторной установке ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». Затем было принято решение о проведении эксперимента с реальным отработавшим ядерным топливом реактора на быстрых нейтронах.

Разработали и изготовили установку в ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». Непосредственно перед монтажом в радиационно-защитную камеру были проведены испытания на необлучённом топливе в АО «ГНЦ НИИАР»: оболочка с фрагментов твэлов была полностью удалена, конструкционные материалы, имитатор ядерного топлива и цинк были собраны в различных, предназначенных для этого зонах аппарата. После проведения этих испытаний экспериментальная установка, работающая в режиме циркуляции цинка, смонтирована в радиационно-защитной камере. В качестве образцов отработавшего ядерного топлива использовали предварительно подготовленные фрагменты экспериментальных твэлов со смешанным виброуплотнённым ураноплутониевым оксидным топливом и оболочками из стали после испытаний в реакторе БОР-60 в составе экспериментальной тепловыделяющей сборки ВС-686Э (рис. 3.4). Используемые материалы и особенности конструкции данных твэлов соответствуют рассматриваемой концепции твэла реактора МБИР, в котором предусматривается сердечник из виброуплотнённого полидисперсного гранулята ураноплутониевого оксидного топлива с содержанием диоксида плутония более 35 %, с добавкой гранулированного металлического урана в качестве геттера кислорода для регулирования кислородного потенциала внутритвэльной среды.

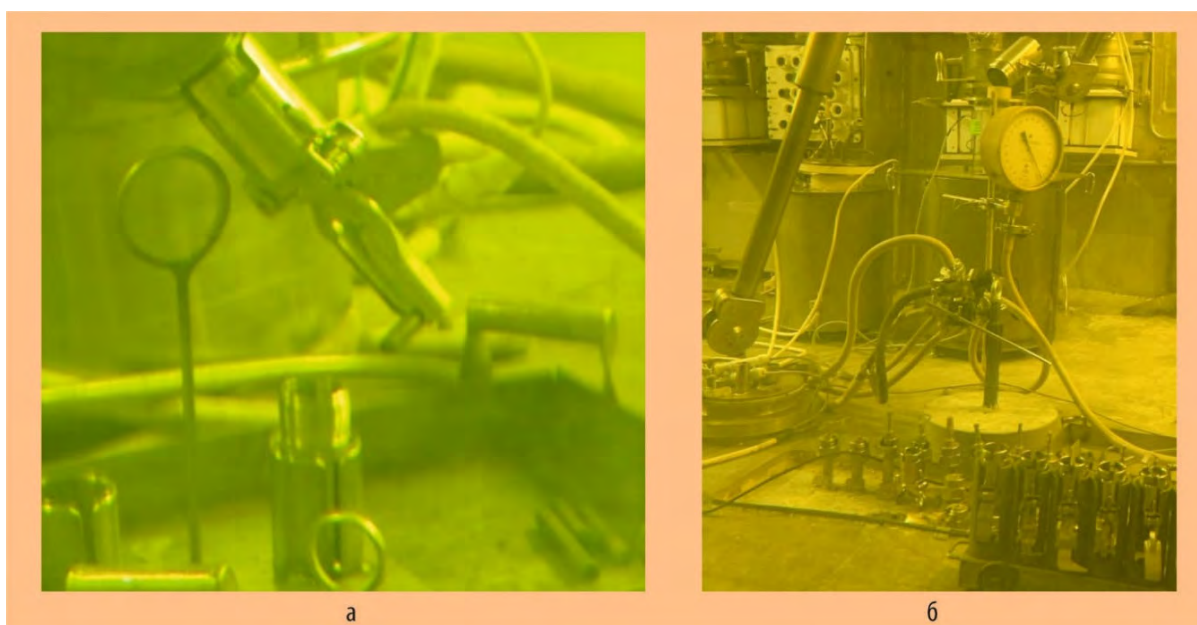


Рис. 3.4. Внешний вид фрагмента твэла с отработавшим ядерным топливом в захвате манипулятора (а) и экспериментальной установки (б)

По результатам гамма-сканирования значение максимального выгорания топлива по цезию-137 в твэлах экспериментальной тепловыделяющей сборки ВС-686Э составляет $15,1 \pm 0,1$ % т. а., таким образом, следовало ожидать плотного контакта между топливом и оболочкой. В эксперименте использовали фрагменты твэла массой 56,5 г. Исследования

²⁶ Погляд С.С., Дмитриева О.С., Осипенко А.Г. и др. Совершенствование технологии снятия оболочек твэлов жидким цинком — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — С. 174–176. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2020_1.pdf (дата обращения: 14.03.2022). — 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=47293839> (дата обращения: 14.03.2022).

проводили в течение 12 ч, все процессы в ходе эксперимента протекали в плановом порядке. После завершения работ аппарат разобрали (рис. 3.5).

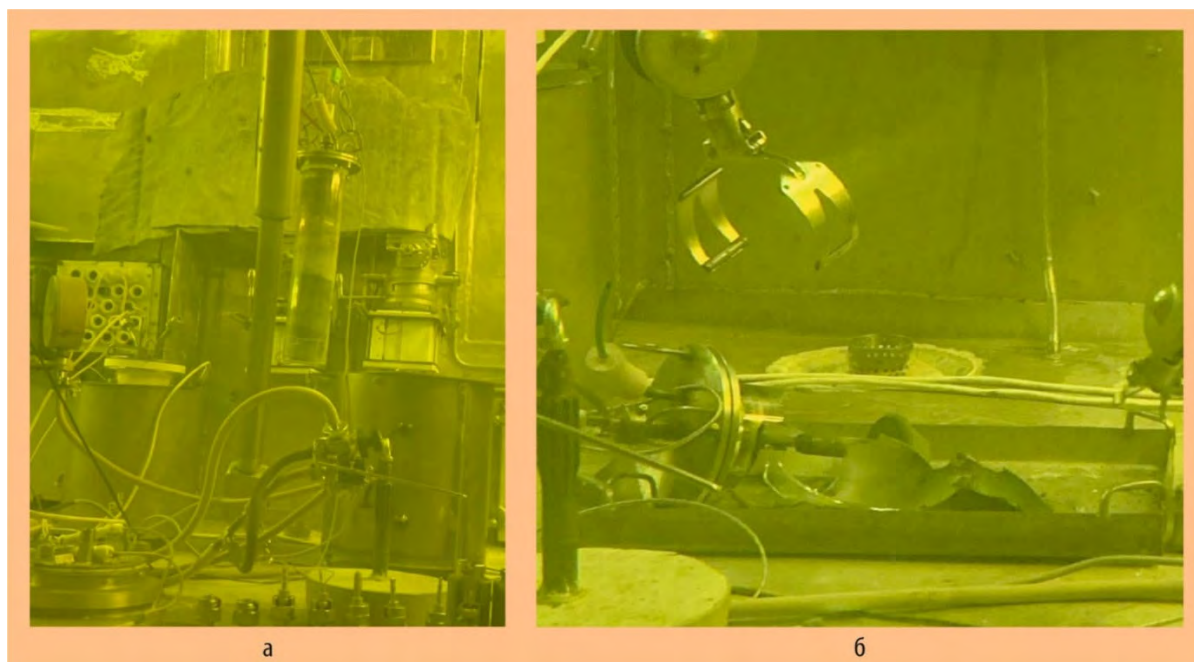


Рис. 3.5. Внешний вид извлечённой экспериментальной установки (а) и фрагмента кварцевой реторты с конденсатом цинка (б)

На следующем этапе предполагается произвести анализ продуктов, образованных в ходе эксперимента, и материального баланса.

*С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, А.О. Макаров,
И.Б. Половов²⁷, А.С. Мухамадеев²⁷, А.И. Петров²⁷, Г.Л. Фофанов²⁷*

РАЗРАБОТКА СПОСОБОВ ОТБОРА И ТРАНСПОРТИРОВКИ ТВЁРДЫХ ПРОБ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ СХЕМЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Проект создания полифункционального радиохимического исследовательского комплекса — радиационно-защитной лаборатории нового поколения — реализуется с 2008 года.

Заложенная в основу полифункционального радиохимического комплекса концепция использования унифицированных технологических модулей позволяет:

- ◆ изолировать отдельные технологические переделы от перекрёстного загрязнения;
- ◆ обеспечивать требуемую атмосферу технологии (не только привычную — инертную аргонную, но и с пониженным содержанием кислорода; сухую, иные варианты, необходимые заказчику).

Изолированность отдельных технологических переделов предъявляет высокие требования к процессу пробоотбора и транспортировке проб в аналитическую лабораторию. Все пробы технологической схемы комплекса разделили на два типа: жидкие и твёрдые. Образование

²⁷ Сотрудник ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». — Прим. авт.

твёрдых проб происходит при пирохимической переработке отработавшего ядерного топлива, получении конечного продукта и изготовлении компактных форм радиоактивных отходов.

Отбираемые пробы пирохимической технологической схемы можно разделить на две группы: порошки ядерных материалов и металлические материалы (конструкционные материалы, куски расплава и металлические / интерметаллические соединения). Максимальная активность твёрдых проб — до $1,11 \cdot 10^{11}$ Бк/г (не более $3,7 \cdot 10^{11}$ Бк на пробу). Пробы должны представлять собой цельный фрагмент отобранного материала, в случае невозможности сохранения целостности, каждый фрагмент необходимо отдельно маркировать. Для разработки пробоотборного устройства твёрдых проб важны следующие характеристики:

- ♦ для металлических проб — плотность, модуль упругости, коэффициент Пуассона²⁸, параметры модели разрушения, твёрдость поверхности (для конструкционных материалов не требуется, необходимо отобрать целый фрагмент, не высверливая керн);
 - ♦ для порошков ядерных материалов — насыпная плотность, крупность.
- К процессу отбора пробы предъявлены следующие требования:
- ♦ проба должна представлять собою отдельный фрагмент материала, высверливание керна даст неполное представление о полноте отбора пробы;
 - ♦ отбор проб из расплава важно проводить методом втягивания в контейнер, когда материал ещё обладает достаточной вязкостью;
 - ♦ материал пробоотборника должен быть жаропрочным (выдерживать от 750 до 800 °С), и усилие растяжения на штоке должно соответствовать моменту привода инструмента COBA²⁹;
 - ♦ конечный объём пробы в контейнере — от 0,5 до 12 см³.

При разработке устройства для отбора конструкционных материалов были проведены расчёты режима резанья, которые показали, что пробоотбор твёрдых образцов возможно организовать двухгубочным захватом (рис. 3.6) манипулятора УТМ [2].

Принцип действия устройства для отбора порошков (рис. 3.7) состоит в следующем: манипулятор, зафиксировав пробоотборник за хвостовик на крышке, перемещает его к месту забора пробы и, надавливая в осевом направлении, вращает по часовой стрелке. За это время нож-задвижка поворачивается на угол 90°, открывая доступ к внутреннему объёму стакана. Обратным движением манипулятора, с нажимом на поверхность порошка, ножи собирают пробу. Транспортировку пробы в лабораторию осуществляют в отделяемом мешке. Передачу мешка из универсального технологического модуля в лабораторию выполняют с помощью контейнерной системы, штатно предусмотренной в конструкции модуля.

Для отбора расплава используют устройство типа сиффона (рис. 3.8), растягиваемое штоком инструмента. Оно выполнено из жаростойкой стали марки 08X18H10T.

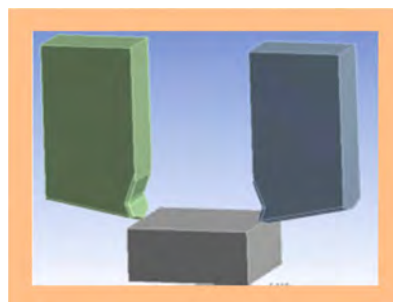


Рис. 3.6. Внешний вид двухгубочного захвата



Рис. 3.7. Вид устройства для отбора порошка

²⁸ Коэффициент Пуассона — величина отношения относительного поперечного сжатия к относительному продольному растяжению, назван в честь французского математика, механика и физика Пуассона С.Д. — Прим. ред.

²⁹ Погляд С.С., Дмитриева О.С., Копылов В.М., Сергеев А.В. Испытание макета обслуживающей внутримодульной автоматизированной системы. — Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — С. 169–172. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчет» или в разделе «Пресс-центр» / Издательская деятельность / Отчеты / Научный годовой отчет / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.niar.ru/sites/default/files/ngo-2020_1.pdf (дата обращения: 28.03.2022). — 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/query_results.asp (дата обращения 28.03.2022).

Преимущество сиффона состоит в том, что он обеспечивает надёжное разделение полости пробы и газовой среды за счёт приварки фланца сиффона к внешнему корпусу.

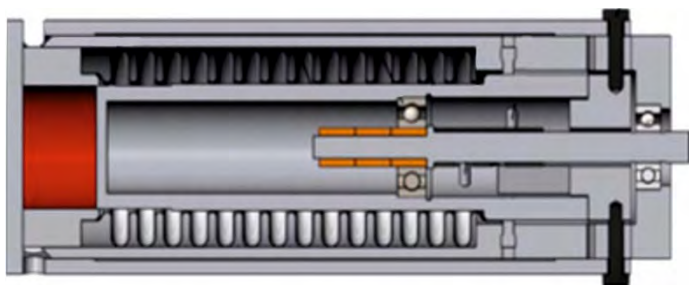


Рис. 3.8. Конструкция пробоотборника расплава

Работоспособность предложенных конструкций для отбора и транспортировки твёрдых проб опробована на имитаторах соответствующих материалов.

После завершения отбора пробы и изъятия пробоотборника из расплава, фрагмент расплава затвердевает и его объём уменьшается на 5,3 %, что способствует образованию зазора между пробой и стенками стакана в 0,25 мм. После охлаждения до комнатной температуры зазор увеличивается примерно вдвое, что позволяет без проблем извлечь пробу из стакана в условиях лаборатории.

С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, В.А. Болдаков

ПОЛУЧЕНИЕ ВЕСОВОЙ ФОРМЫ УРАНА ИЗ ЕГО СОЕДИНЕНИЙ МЕТОДОМ МИКРОВОЛНОВОГО РАЗЛОЖЕНИЯ

На протяжении нескольких лет в АО «ГНЦ НИИАР» проводят исследования для обоснования возможности внедрения технологии СВЧ-разложения соединений урана в технологическую схему переработки отработавшего ядерного топлива. Для исследования были выбраны два соединения:

- ♦ уранилтрикарбонат аммония как продукт технологических операций выщелачивания урановых руд, перечистки химических концентратов урана;
- ♦ оксалат уранил как продукт переработки спечённых таблеток смешанного нитридного ураноплутониевого топлива, не соответствующих требованиям технических условий [1, 2].

В основе разработки процесса разложения соединений урана под воздействием микроволнового излучения лежат химические закономерности: оксалат уранил и уранилтрикарбонат аммония разлагаются в воздушной атмосфере при температуре до 400 °С до триоксида урана, а при повышении температуры до 600–900 °С образуется триурана октаоксид. При прокаливании в восстановительной атмосфере при температуре выше 600 °С происходит восстановление урана водородом и образуется диоксид урана [3].

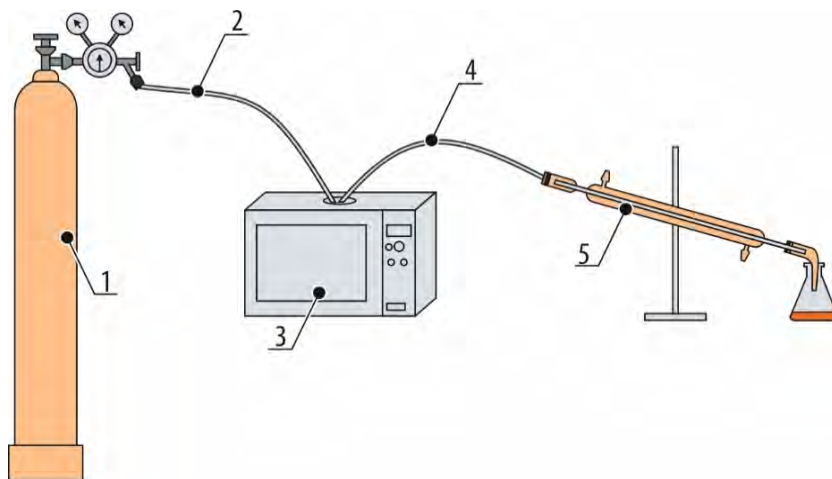
Исследования были направлены на получение двух соединений: диоксида урана для использования в качестве основы керамического топлива и триурана октаоксида для производства интерметаллида урана в рамках работ по созданию технологии регенерации ураносодержащих осадков, накопленных в АО «ГНЦ НИИАР». Работы проводили в лабораторной СВЧ-установке (рис. 3.9), состоящей из бытовой микроволновой печи, оснащённой трубками подвода аргоно-водородной смеси (с массовой долей водорода — 5 %) в реакционную зону и отвода газообразных продуктов, согласно отработанным режимам [4].

Состав полученных порошков определяли методом рентгенофазового анализа. Регистрация дифракционной картины образцов выполнена на установке ДРОН-7Mythen (медное излучение с никелевым фильтром). Интерпретацию результатов проводили с использованием базы данных PDF-2 и комплекса программ PDWin. Гранулометрический состав определяли с помощью лазерного анализатора для диагностики размеров частиц в суспензиях, дисперсиях и сухих порошках.

При изучении гранулометрического состава порошков установлено, что при термическом разложении соединений урана под воздействием микроволнового излучения средний размер зерна образующегося оксида урана увеличивается в сравнении с исходным порошком. Химическая форма исходного порошка незначительно влияет на средний условный размер зерна образующегося в микроволновой печи продукта.

Рис. 3.9. Схема лабораторной СВЧ-установки:

- 1 — баллон с аргоно-водородной смесью;
2 — трубка подвода газопровода;
3 — микроволновая печь;
4 — трубка отвода газообразных продуктов реакции;
5 — холодильник Либиха³⁰



Рентгенофазовый анализ показал, что при микроволновом разложении исследуемых соединений урана в восстановительной атмосфере образуется основная фаза диоксида урана — кубическая с параметром кристаллической решётки $a = 5,4661(2) — 5,4657(17) \text{ \AA}$. При проведении процесса разложения исходной пульпы в СВЧ-установке в воздушной атмосфере получили триурана октаоксид — основную орторомбическую фазу, наиболее распространённую форму оксида урана.

Результаты гранулометрического и рентгенофазового анализа показали, что применение СВЧ-установки для разложения соединений урана позволяет нивелировать различия в исходной форме продукта, получать порошок стабильного, воспроизводимого состава, в том числе в учётной форме, не требующего дополнительной обработки: измельчения порошка, его дополнительного прокаливания в печи омического нагрева.

Список литературы

1. Федоров М.С., Жиганов А.Н., Софронов В.Л. и др. Исследование процесса переработки некондиционных таблеток смешанного нитрида урана и плутония, полученных карботермическим восстановлением. — Сборник тезисов докладов X Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», Димитровград, 17–18 марта 2021 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 98–100.
2. Куляко Ю.М., Перевалов С.А., Трофимов Т.И. и др. Получение оксидов урана в азотнокислых растворах при взаимодействии уранилнитрата с гидразингидратом // Радиохимия, 2013. Т. 55, № 6. С. 481–486.
3. Волкович В.А. Смирнов А.Л. Металлургия урана и технология его соединений: курс лекций. В 3-х ч.: Ч. 3. / под руководством научного редактора С.П. Распопина. — Екатеринбург: Издательство Уральского университета, 2014. — Ч. 3. — 140 с.
4. Дмитриева О.С., Дмитриев М.Г., Корнилов А.С. и др. Проверка возможности получения оксидов урана термическим разложением урансодержащих соединений под воздействием микроволнового излучения. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.) / под общей редакцией доктора техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 176–177. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт»

³⁰ Холодильник Либиха — холодильник из стекла, созданный Юстусом Либихом, немецким учёным, внёсшим значительный вклад в развитие органической химии, одним из основателей агрохимии, создателем системы химического образования. — Прим. ред.

или в разделе «Пресс-центр» / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt_2.pdf (дата обращения: 30.03.2022). — 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=47293840> (дата обращения 30.03.2022).

М.Г. Дмитриев, О.С. Дмитриева, Д.А. Капралов, А.А. Пылаева, К.О. Копанева

МОДЕРНИЗАЦИЯ УЗЛА ОСТЕКЛЫВАНИЯ ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНОГО РАДИОХИМИЧЕСКОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОМПЛЕКСА И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ПОДТВЕРЖДЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА

На площадке АО «ГНЦ НИИАР» создаётся полифункциональный радиохимический исследовательский комплекс, который позволит обеспечивать радиохимические исследования по замыканию ядерного топливного цикла, разрабатывать технологии переработки облучённого ядерного топлива до уровня готовности TRL 8³¹. Для обращения с жидкими радиоактивными отходами в строящемся комплексе разработан узел остекливания [1], размещённый в одном из унифицированных технологических модулей, представляющих из себя герметичный куб с основанием три на три метра и подведёнными к нему системами электрического, газового и кислотного снабжения (рис. 3.10).

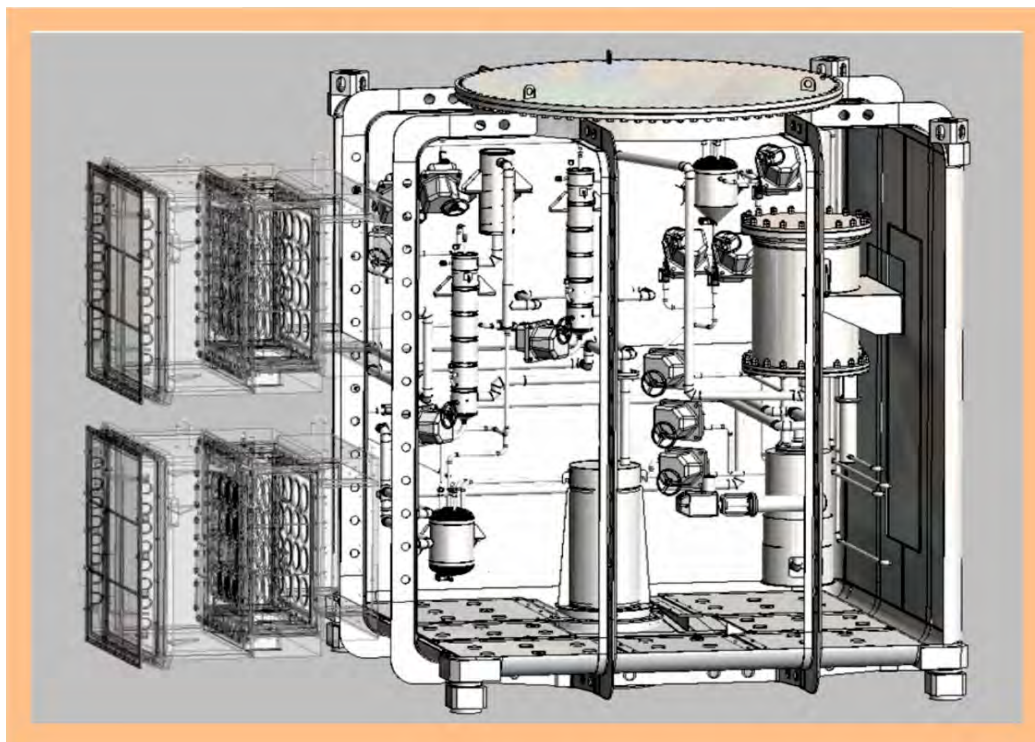


Рис. 3.10. Конструкция задающего манипулятора

³¹ TRL 8 — оценка готовности технологии, стадия окончания разработки и испытания системы в условиях эксплуатации по методике стандарта TRL. — Прим. ред.

Основным типом технологических жидких радиоактивных отходов, поступающих в узел остекловывания, являются азотнокислые растворы высоко- и среднеактивных отходов операций гидрометаллургической переработки отработавшего ядерного топлива [1]. Общеизвестной концепцией обращения с высокоактивными отходами считают их включение в стеклоподобную матрицу. Существует успешный отечественный опыт остекловывания радиоактивных отходов на ФГУП «ПО "Маяк"», где внедрили применение стеклообразной матрицы на основе алюмофосфатной системы [2]. У фосфатной системы есть определённые преимущества: низкая температура плавления (до 1000 °С), высокая радиационная устойчивость (неизменность структуры до поглощённой дозы 10^8 Гр), относительно высокая ёмкость по высокоактивным отходам (массовая доля составляет 25–30 %) [2–4]. Однако, рассматривая фосфатные стёкла как основную матрицу узла остекловывания полифункционального исследовательского радиохимического комплекса, необходимо отметить существенные недостатки:

- ♦ область оптимальных стёкол достаточно узкая и, при небольшой вариации состава высокоактивных отходов, может резко вырасти скорость выщелачивания и снизиться радиационная устойчивость;
- ♦ некоторые элементы в отходных формах (железо, хром, кальций) влияют на степень кристаллизации стекла [5].

В связи с этим в качестве основного материала для изоляции радиоактивных отходов узла остекловывания полифункционального радиохимического исследовательского комплекса рассматривают боросиликатные стеклообразующие системы. Они обладают существенными преимуществами: низкой чувствительностью к колебаниям химического состава отходных форм, широким диапазоном включаемых элементов, а также неизменностью химической устойчивости в зависимости от состава [6–8].

Боросиликатная система, в свою очередь, обладает одним существенным недостатком — получение данного вида матричных композиций проводят в более высоком диапазоне температуры (1100–1300 °С в зависимости от состава), что влечёт за собой возможный пересмотр системы печи и нагрева, а также других конструкторских решений.

В результате испытаний оборудования в АО «ГНЦ НИИАР» [9] и осуществления синтеза стекла при проектной температуре (1050 °С) были предложены следующие решения: увеличить температуру в зоне плавки стекла и провести эксперименты для подтверждения возможности получения масштабного образца боросиликатного стекла в тигле узла остекловывания.

После реконструкции печи и изменения типа нагревателей, используя процесс варки стекла в ранее отработанных режимах, получили образец боросиликатного стекла массой 3250 г (рис. 3.11).



Рис. 3.11. Вид фрагментов боросиликатного стекла, извлечённого из тигля печи узла остекловывания

Результат рентгенографического исследования свидетельствует об аморфности образца. В интервале от 10 до 100° (угол рассеяния 2θ) замечен только один, исчезающий, малой интенсивности, рефлекс кристаллической фазы (рис. 3.12).

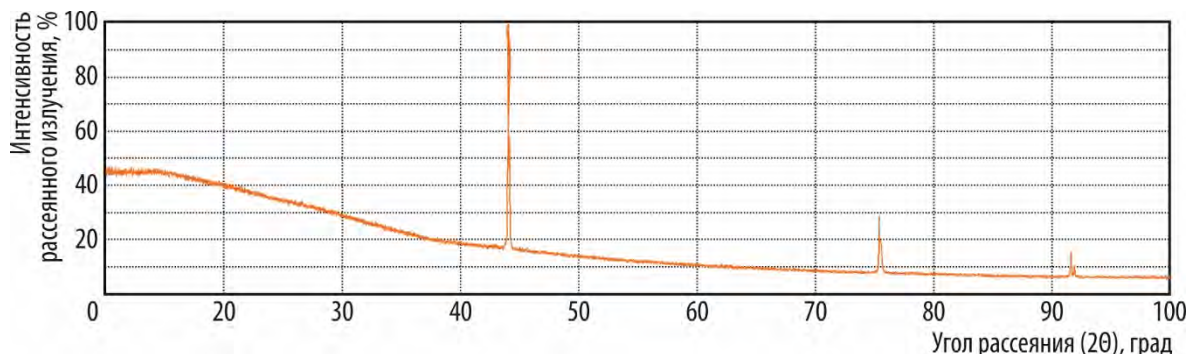


Рис. 3.12. Дифрактограмма образца боросиликатного стекла

Среди основных показателей качества стеклоподобного компаунда выделяют водоустойчивость при температуре 25 °С: хрома-137, стронция-90, плутония-239 [10]. Скорость выщелачивания для них не должна превышать 10^{-5} , 10^{-6} , 10^{-7} г/(см²·сут) соответственно. Проведённые исследования позволили определить скорость выщелачивания компонентов боросиликатного стекла при различных периодах выдержки (табл. 3.3).

Таблица 3.3

Скорость выщелачивания компонентов боросиликатного стекла, г/(см²·сут)

Элемент	Время растворения, сут					
	1	3	7	10	14	21
Кремний	$4,14 \cdot 10^{-6}$	$4,04 \cdot 10^{-6}$	$3,41 \cdot 10^{-6}$	$3,07 \cdot 10^{-6}$	$2,96 \cdot 10^{-6}$	$2,76 \cdot 10^{-6}$
Бор	$8,68 \cdot 10^{-6}$	$7,34 \cdot 10^{-6}$	$5,72 \cdot 10^{-6}$	$4,98 \cdot 10^{-6}$	$4,55 \cdot 10^{-6}$	$4,08 \cdot 10^{-6}$
Натрий	$5,28 \cdot 10^{-5}$	$2,33 \cdot 10^{-5}$	$1,29 \cdot 10^{-5}$	$1,00 \cdot 10^{-5}$	$8,30 \cdot 10^{-6}$	$6,59 \cdot 10^{-6}$
Стронций	$9,77 \cdot 10^{-6}$	$8,14 \cdot 10^{-6}$	$6,46 \cdot 10^{-6}$	$5,37 \cdot 10^{-6}$	$4,89 \cdot 10^{-6}$	$4,25 \cdot 10^{-6}$
Неодим	$6,23 \cdot 10^{-7}$	$3,64 \cdot 10^{-7}$	$5,12 \cdot 10^{-7}$	$6,70 \cdot 10^{-7}$	$8,51 \cdot 10^{-7}$	$1,20 \cdot 10^{-6}$
Цезий	$8,21 \cdot 10^{-6}$	$7,12 \cdot 10^{-6}$	$5,55 \cdot 10^{-6}$	$4,76 \cdot 10^{-6}$	$4,38 \cdot 10^{-6}$	$3,83 \cdot 10^{-6}$
Барий	$5,59 \cdot 10^{-6}$	$5,99 \cdot 10^{-6}$	$5,67 \cdot 10^{-6}$	$4,95 \cdot 10^{-6}$	$4,54 \cdot 10^{-6}$	$3,94 \cdot 10^{-6}$
Церий	$8,21 \cdot 10^{-8}$	$8,21 \cdot 10^{-8}$	$1,91 \cdot 10^{-7}$	$3,04 \cdot 10^{-7}$	$4,04 \cdot 10^{-7}$	$5,43 \cdot 10^{-7}$

Представленные данные позволяют сделать вывод о пригодности матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива.

Список литературы

- 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. — Дмитровград: 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/collected-works/archive/5087> (дата обращения: 31.03.2022). 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 31.03.2022).
- Brezneva N.E., Minaev A.A., Oziraner S.N. Vitrification of high sodium-aluminum wastes: composition ranges and properties. — Management of radioactive wastes, and non-radioactive wastes from nuclear

- facilities: Proceedings of the Symposium, Boston, Massachusetts, USA, 28 November–1 December, 1978. — New York, USA: Plenum Press, 1979. P. 43–50. — Access mode: in free access. — URL: https://books.google.ru/books?id=IclvAAAAMAAJ&pg=PA292&lpg=PA292&dq=Brezneva+N.E.,+Minaev+A.A,+Oziraner+S.N.+Vitrification+of+high+sodium-aluminum+wastes:+composition+ranges+and+properties&source=bl&ots=KSCGrCK8pE&sig=ACfU3U3Y6tuN7IkOrl6NkbR3KxhauvPtVQ&hl=ru&sa=X&ved=2ahUKEwjWgvON7_n2AhWolYsKHdmqB4UQ6AF6BAgCEAE#v=onepage&q&f=false (date of the application: 04.04.2022).
3. Поляков А.С., Борисов Г.Б., Моисеенко Н.И. и др. Опыт эксплуатации керамического плавителя ЭП-500/1Р по остекловыванию ЖРО // Атомная энергия, 1994. Т. 76. Вып. 3. С. 183–188. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t76-3_1994/go,24/ (дата обращения: 01.04.2022).
 4. Лизин А.А., Яндаев Д.М., Голубенко И.С. и др. Экспериментальное исследование фосфатных матриц на радиационную устойчивость. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — С. 119–121. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf (дата обращения: 01.04.2022). — 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=41550592> (дата обращения 01.04.2022).
 5. Nikiforov A.S., Kulichenko V.V., Krylova N.W. et al. Thermal, chemical and radiation stability of vitreous radioactive waste. Symposium on Science Underlying Radioactive Waste Management, Boston, Massachusetts, USA, 28 November–1 December, 1978. — Scientific Basis for Nuclear Waste Management. — Plenum Press: New York and London, 1979. New York, USA: Plenum Press, 1979. P. 117–121. — Access mode: in free access. — URL: https://books.google.ru/books?id=eOHvBwAAQBAJ&pg=PA117&dq=Thermal,+chemical+and+radiation+stability+of+vitreous+radioactive+waste&hl=ru&sa=X&ved=2ahUKEwiO_Ky6j_r2AhVYCc0KHeaEC1gQ6AF6BAgAEAE#v=onepage&q=Thermal%2C%20chemical%20and%20radiation%20stability%20of%20vitreous%20radioactive%20waste&f=false (date of the application: 04.04.2022).
 6. Алой А.С., Трофименко А.В., Кольцова Т.И., Никандрова М.В. Физико-химические характеристики остеклованных модельных ВАО ОДЦ ГХК // Радиоактивные отходы, 2018. № 4 (5). С. 67–75. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://radwaste-journal.ru/docs/journals/5/stranitsa_iz_rw4\(5\)_67-75.pdf](http://radwaste-journal.ru/docs/journals/5/stranitsa_iz_rw4(5)_67-75.pdf) (дата обращения: 04.04.2022).
 7. Яндаев Д.М., Лизин А.А., Хамдеев М.И., Дмитриева О.С. и др. Радиационная и химическая устойчивость боросиликатной стекломатрицы // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2019. Вып. 4. С. 8–13.
 8. Ершов Б.Г., Минаев А.А., Попов И.Б. и др. Сравнение физико-химических свойств матриц для иммобилизации радиоактивных отходов и технологических процессов их получения // Вопросы радиационной безопасности, 2005. № 1. С. 13–18. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://bibliom.ru/wp-content/uploads/2015/06/20.pdf> (дата обращения: 04.04.2022).
 9. 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 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — С. 172–174. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2020_1.pdf (дата обращения: 04.04.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=44077050>; на статью URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293838> (дата обращения 04.04.2022).

10. 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.

О.С. Дмитриева, С.С. Погляд, Д.М. Яндаев, Е.А. Безднякова

СИНТЕЗ КЕРАМИЧЕСКОЙ МАТРИЦЫ СО СТРУКТУРОЙ МУРАТАИТА С ОБЛУЧЁННЫМ МАТЕРИАЛОМ

Проведённые исследования [1–5] показали перспективность применения муратаита в качестве матрицы для окончательной изоляции высокоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива независимо от метода переработки, поскольку данная матрица сочетает широкую номенклатуру включаемых элементов с простотой получения. Кроме того, муратаит не требует сложной технологии изготовления: компоненты шихты перемешивают с радиоактивными отходами и подвергают нагреву до температуры плавления, выдерживают в течение короткого промежутка времени для охлаждения и кристаллизации [6–7].

Уникальность структуры, получаемой естественным путём в ходе кристаллизации муратаита из расплава и её отсутствие при твёрдофазных реакциях, заключается в формировании микробарьерного слоя из частиц, ядром у которых является фаза кричтонита, склонная концентрировать в себе актиниды. Её окружают поли типы муратаита, которые снижают возможность выхода компонентов радиоактивных отходов из матрицы. Следует отметить низкую удерживающую способность муратаита к щелочным и щёлочноземельным элементам и необходимость их выделения в отдельную фракцию до иммобилизации. Однако, несмотря на обилие публикаций о результатах исследований, данных о проверке муратаита с введением в него облучённых материалов недостаточно. В ходе настоящей работы проведена проверка синтеза плавленной керамики со структурой муратаита с облучённым материалом. Кроме того, размер образца был увеличен для получения данных, необходимых для дальнейшего перехода к крупномасштабному аппарату. Для получения матрицы со структурой муратаита была приготовлена шихта с массовой долей оксидов в образце: титан — 55; марганец, кальций — 10; алюминий, железо, цирконий — 5; имитаторы продуктов деления — 10 %. Для сокращения объёма радиоактивных отходов входящий в состав матрицы оксид железа заменили на порошок стали марки ЭП823 с массовой долей 5 %, полученный в ходе отгонки после растворения в жидком цинке, представляющий собой фракцию конструкционных материалов с массовой долей элементов: железо — 87,6; хром — 5,57; никель — 0,64; цинк — 0,114 %. В качестве имитатора высокоактивных отходов использовали стабильные радиоактивные изотопы редкоземельных элементов с массовой долей оксидов: европий — 0,193; церий — 1,91; неодим — 6,07; самарий — 1,83 %. Дополнительно, для обеспечения возможности радиометрического контроля, шихту пропитывали нитратным раствором отработавшего ядерного топлива суммарной активностью $2,7 \cdot 10^8$ Бк следующего состава, Бк:

Плутоний.....	$2,65 \cdot 10^6$	Хром-134.....	$6,86 \cdot 10^6$
Америций.....	$4,29 \cdot 10^5$	Хром-137.....	$4,14 \cdot 10^7$
Европий-154.....	$1,71 \cdot 10^7$	Церий-134.....	$6,03 \cdot 10^4$
Европий-155.....	$4,04 \cdot 10^6$	Церий-137.....	$1,79 \cdot 10^7$
Родий-106.....	$5,26 \cdot 10^7$	Сурьма-125.....	$1,79 \cdot 10^7$

Масса урана в растворе составила 5 мг.

Эксперимент проводили в радиационно-защитном боксе в электрической печи с джоулевым нагревом³². Полученный образец представлял собой сплав чёрного цвета с металлическим

³² Джоулев нагрев — теплота, выделяемая в единице объёма среды в единицу времени вследствие протекания электрического тока, обосновал английский физик Джеймс Прескотт Джоуль. — Прим. ред.

блеском (рис. 3.13). Идентификацию фазового состава получаемой керамики проводили на дифрактометре ДРОН-7 в интервале углов рассеяния (2θ) от 15° до 110° с шагом $0,02^\circ$ и экспозицией по времени две секунды на точке. Идентификацию фаз проводили с помощью комплекса программ PDWin. По результатам анализа образец имеет следующий фазовый состав: муратаитовая фаза типа $Zr(Ca, Mn)_2(Fe, Al)_4Ti_3O_{16}$ и фаза $(Na, Ln)_4Zn_3(Ti, Nb)_6O_{18}F_4$ кубической сингонии, относящейся к политипу муратаита (Му-3), фаза кричтонита $SrTi_{21}O_{38}$ и рутила TiO_2 . Таким образом, результаты рентгенофазового анализа косвенно подтверждают образование микробарьерной структуры [6, 7], но опровергают ранее полученный состав методом синтеза при пониженной температуре спечённого муратаита. Подтверждение состава и распределение элементов по фазам инструментальными методами: сканирующей электронной микроскопией и микрорентгено-спектральным анализом, — запланировано в текущем году.

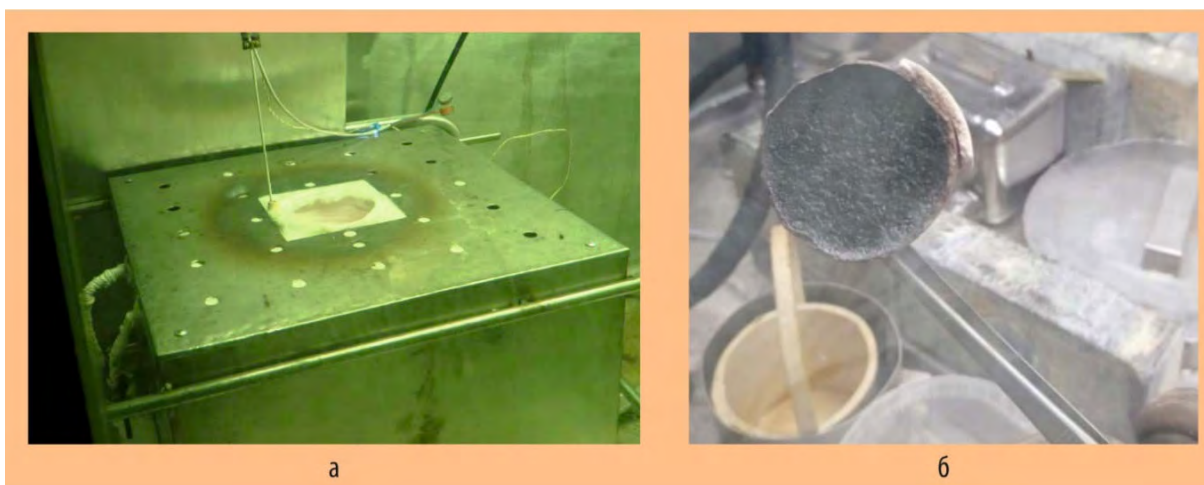


Рис. 3.13. Внешний вид печи в защитном боксе (а) и полученного образца (б)

В результате проведённых экспериментов скомбинировали два типа радиоактивных отходов в одной матрице: конструкционные материалы и высокоактивные отходы, полученные от переработки отработавшего ядерного топлива. В ходе работ доказали, что замещение оксида железа на сталь марки ЭП823 не влияет на фазовый состав и защитные свойства матричной композиции. Данные результаты расширили возможность использования искусственного муратаита для включения в его состав высокоактивных отходов различного радионуклидного и химического состава.

Список литературы

1. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Стефановский С.В. и др. Муратаит — универсальная матрица для иммобилизации актинидов // Геология рудных месторождений, 2006. Т. 48. № 5. С. 387–409.
2. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Стефановский С.В. и др. Муратаитовые матрицы актинидных отходов // Радиохимия, 2011. Т. 53. № 3. С. 196–207.
3. Юдинцев С.В., Никонов Б.С., Никольский М.С. и др. Матрица для иммобилизации отходов пирохимической переработки облучённого ядерного топлива // Геоэкология. Инженерная геология, гидрогеология, геокриология, 2014. № 1. С. 49–55.
4. Lizin A.A., Tomilin S.V., Poglyad S.S. et al. Murataite: a matrix for immobilizing waste generated in radiochemical reprocessing of spent nuclear fuel // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2018. Vol. 318. № (3). P. 2363–2372.
5. Poglyad S.S., Pryzhevskaya E.A., Lizin A.A. et al. On possibility of the murataite fusion temperature lowering for radioactive waste immobilization. — International Conference for young scientists, specialists and post-graduates on Nuclear Reactor Physics. 3–7 September 2018, Tverskaya oblast, Russian Federation // Institute of Physics Conference Series: Journal of Physics: Conference Series 1133 (2018) 012019: ICNRP VOLGA-2018. № 1. —10 p. — Access mode: in free access. — URL:

<https://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/1133/1/012019/pdf> (date of the application: 04.04.2022).

6. Урусов В.С., Органова Н.И., Каримова О.В. и др. Синтетические муратаиты как модулярные члены полисоматической серии пироклор-муратаит // Доклады Академии наук, 2005. Т. 401. Вып. 2. С. 226–232.
7. Лаверов Н.П., Урусов В.С., Кривовичев С.В. и др. Модулярная природа полисоматической серии пироклор-муратаит // Геология рудных месторождений, 2011. Т. 53. № 4. С. 307–329.

О.В. Романова, Е.А. Безднякова, С.С. Погляд, М.Г. Дмитриев, А.А. Пылаева

РАДИАЦИОННАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ТИТАНАТНОЙ КЕРАМИКИ СО СТРУКТУРОЙ ПИРОХЛОРА

Для обеспечения надёжной изоляции радиоактивных отходов, образованных в результате реализации процессов переработки отработавшего ядерного топлива, предлагается использовать минеральные керамические матрицы [1]. Среди кристаллических структур особое внимание уделяют титанатной керамике на основе минерала пироклора, структурные каркасы которого образованы катион-кислородными полиэдрами, в их полостях могут быть размещены крупные катионы: актиниды An^{3+} , а также ионы лантанидов Ln^{3+} с аналогичным ионным радиусом [2]. Природный минерал пироклор, имеющий приближённый состав $(Ca, Na)_2Nb_2O_6F$, обладает рядом природных и синтетических аналогов: кальция-уранового титаната $CaUTi_2O_7$, а также титаната гадолиния $Gd_2Ti_2O_7$ [3, 4].

В работе представлены результаты изучения радиационной устойчивости керамики со структурой пироклора. Проведена оценка изменения основных параметров керамик в зависимости от увеличения поглощённой дозы. Для определения радиационной устойчивости керамики Nd_2TiZrO_7 исследовали образцы оксидов титана, неодима (III) и циркония с массовой долей 14,8; 62,4; 22,8 % соответственно.

Облучили образцы ускоренными электронами с энергией не выше 5 МэВ до поглощённой дозы 10^7 ; 10^8 ; 10^9 ; $5 \cdot 10^8$; $5 \cdot 10^9$ Гр при мощности дозы $1,1$ – $2,5 \cdot 10^3$ Гр/с в зависимости от удаления образца на ускорителе от центра пучка электронов.

Фазовый состав исследовали на дифрактометре ДРОН-7М (медное излучение с никелиевым фильтром). Для идентификации фазового состава использовали картотеку данных JCPDS и комплекс программ RENTGEN. Образцы пироклоровой матрицы до поглощённой дозы $5 \cdot 10^8$ Гр демонстрируют постоянство фазового состава, после облучения материала отмечается присутствие дополнительной фазы оксида титана. При достижении поглощённой дозы 10^9 Гр не удалось идентифицировать фазы, присутствие которых отмечалось при более низких дозовых нагрузках: $Nd_2Ti_4O_{11}$, $(Zr_{0,9}Nd_{0,1})O_{1,95}$, ZrO_2 . При достижении поглощённой дозы $5 \cdot 10^9$ Гр дифракционные рефлексы целевой структуры Nd_2TiZrO_7 не зарегистрированы.

Химическую устойчивость образцов тестировали по методике при 25 °С [5]. Концентрацию катионов в контактных растворах определяли методом дуговой атомно-эмиссионной спектроскопии. Неопределённость указанного инструментального метода находится в диапазоне 10–25 %.

Анализ полученных данных показывает, что облучение до дозы деструкции фазы $Nd_2(Zr_{0,594}Ti_{0,406})_2O_7$ существенно влияет на прочность удержания неодима в керамике. Так, скорость его выщелачивания при одинаковой выдержке примерно в десять раз выше для облучённого образца. Значительного увеличения скорости выщелачивания титана и циркония из пироклоровой керамики после облучения не наблюдали (табл. 3.4).

Таблица 3.4

Скорость выщелачивания компонентов из пироклоровой керамики, г/см² · сут

Поглощённая доза, Гр	Период, сут	Компоненты		
		Неодим	Титан	Цирконий
0	1	$2,5 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$7,9 \cdot 10^{-8}$
	3	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$7,5 \cdot 10^{-8}$	$3,9 \cdot 10^{-8}$
	7	$6,2 \cdot 10^{-9}$	$3,8 \cdot 10^{-8}$	$9,9 \cdot 10^{-8}$
	10	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$7,5 \cdot 10^{-8}$	$3,9 \cdot 10^{-8}$
	14	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$3,0 \cdot 10^{-8}$	$1,6 \cdot 10^{-8}$
	21	$3,6 \cdot 10^{-9}$	$2,1 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{-8}$
	28			
$5 \cdot 10^9$	1	$2,3 \cdot 10^{-6}$	$2,3 \cdot 10^{-7}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$
	3	$1,1 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$7,9 \cdot 10^{-8}$
	7	$7,1 \cdot 10^{-7}$	$9,6 \cdot 10^{-8}$	$5,1 \cdot 10^{-8}$
	10	$6,2 \cdot 10^{-7}$	$9,0 \cdot 10^{-8}$	$4,7 \cdot 10^{-8}$
	14	$5,5 \cdot 10^{-7}$	$8,0 \cdot 10^{-8}$	$4,2 \cdot 10^{-8}$
	21	$3,2 \cdot 10^{-8}$	$6,4 \cdot 10^{-8}$	$3,4 \cdot 10^{-8}$
	28	$3,7 \cdot 10^{-8}$	$5,6 \cdot 10^{-8}$	$2,9 \cdot 10^{-8}$

Если принимать во внимание, что в данном случае неодим может выступить в качестве химического аналога плутония в аспекте своего поведения в ходе тестирования, пироклоровую керамику можно охарактеризовать как химически устойчивый материал: для параметра гидролитической устойчивости регламентируется предельная скорость выщелачивания плутония на уровне 10^{-7} г/см² · сут [6].

Список литературы

1. Лаверов Н.П., Величкин В.И., Омеляненко Б.И. и др. Изоляция отработавших ядерных материалов: геолого-геохимические основы. Изменение окружающей среды и климата: природные и связанные с ними техногенные катастрофы. — М.: Наука, 2008. Т. 5. — 254 с.
2. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Величкин В.И. и др. Влияние аморфизации на изоляционные свойства пироклоровой матрицы актинидов // Радиохимия, 2009. Т. 51, № 5. С. 463–464.
3. Уэллс А. Структурная неорганическая химия: в 3-х т. Т. 2. — М: Издательство «Мир», 1987. — 325 с.
4. Волков Ю.Ф., Томилин С.В., Лукиных А.Н. и др. Изучение титанатной керамики на основе пироклора как формы иммобилизации избыточного плутония. Радиационная устойчивость // Радиохимия, 2004. Т. 46, № 4. С. 322–328.
5. 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 07.04.2022).
6. 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, О.В. Романова, Л.М. Аглиуллина, А.А. Колобова,
М.Ю. Калёнова³³, И.В. Кузнецов³³, И.М. Мельникова³³*

³³ Сотрудник АО «ВНИИХТ». — Прим. авт.

ИСПЫТАНИЕ УСТАНОВКИ ВЫСОКОВОЛЬТНОЙ ЭЛЕКТРОИМПУЛЬСНОЙ КОНСОЛИДАЦИИ ПОРОШКОВ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА, В ТОМ ЧИСЛЕ С ДОБАВЛЕНИЕМ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ

Базовые требования к новой атомной энергетике включают замыкание ядерного топливного цикла для полного использования энергетического потенциала уранового сырья и решения проблемы накопления отработавшего ядерного топлива и долгоживущих радиоактивных отходов (америций и нептуний вовлекают в топливный цикл, кюрий хранят до распада) [1]. Для вовлечения актинидов в гражданский оборот, в том числе из отработавшего ядерного топлива, разрабатывают процессы компактирования порошков смешанных нитридов актинидов с использованием высоковольтной электроимпульсной консолидации (ВЭИК) [1]. В основе процесса лежит прохождение импульса электрического тока через порошковую прессовку, находящуюся под давлением. Это позволяет объединить технологические стадии прессования порошка и спекания таблеток в одну стадию, что значительно уменьшает количество вовлекаемого в производство оборудования и количество пылящих операций. Основным преимуществом ВЭИК при изготовлении СНУП-топлива с америцием и нептунием является короткое время компактирования, а также низкая средняя макроскопическая температура образца. Варьирование параметров спекания позволяет получать таблетки в широком интервале плотностей. Таблетки после такой операции получаются «в размер». Отсутствие стадий нагрева и выдержки, а также весьма короткое время процесса делает возможным встраивание аппаратуры ВЭИК в существующие модели высокопроизводительных роторных прессов. Работы, проведённые в 2019 году на опытно-промышленной установке «ВЫСТУП-Н» [2], показали принципиальную возможность получения таблеток нитрида урана плотностью до $12,7 \text{ г/см}^3$ из порошка, полученного дроблением спечённых таблеток нитрида урана (фракция — 120 мкм). В 2020 году изготовлены партии таблеток смешанных нитридов урана и плутония с плотностью до $11,7 \text{ г/см}^3$, определены их основные свойства, что позволило приступить к экспериментальному обоснованию высоковольтной электроимпульсной консолидации для спекания таблеток СНУП-топлива с америцием и нептунием.

С этой целью в отчётный период проведены испытания установки «ВЫСТУП-Н», которые показали, что заложенные в установку основные технические решения верны. В результате испытаний изготовлена партия таблеток смешанных нитридов урана, плутония, америция и нептуния с массовой долей америция приблизительно 0,4–0,5 % и массой 0,51 кг. Получена плотность таблеток до 13 г/см^3 , что крайне затруднительно и нетехнологично при помощи методов классического спекания [3].

Для дальнейшего развития метода высоковольтной электроимпульсной консолидации необходимы дополнительные исследования, включающие анализ состава исходных порошков оксидов актинидов, используемых для карботермического синтеза СНУП-топлива с младшими актинидами, а также таблеток, полученных с использованием ВЭИК: химический разрушающий и термический анализ, сканирующая электронная микроскопия и рентгеноспектральный микроанализ, определение удельной площади поверхности, насыпной плотности. Рекомендуется построить установку «ВЫСТУП-Н» в комплексную цепочку боксов, состоящую из бокса подготовки порошков, бокса с вакуумно-компрессионной печью карботермического синтеза и бокса пробоподготовки с растровым электронным микроскопом.

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 [Electronic resource]. — United States of America: Elsevier, V. 382. October 2021. — 284 p. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0029549321003319> (date of the application: 08.04.2022).

2. Патент № RU 198007 U1, Российская Федерация. Устройство для электроимпульсного компактирования электропроводных порошков, содержащих радионуклиды / Тарасов Б.А., Соломатин И.Д., Давыдов А.В. и др. // Бюл., 2020. № 17.
3. Кузин М.А., Абрамов С.В., Грачев А.Ф. и др. Изготовление и исследование таблеток смешанных нитридов урана, плутония, америция и нептуния // Химическая технология, 2021. Т. 22, № 1. С. 36–43.

М.А. Кузин

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ЛАБОРАТОРНОЙ СИСТЕМЫ ГАЗООЧИСТКИ ДЛЯ УЛАВЛИВАНИЯ ОБРАЗУЮЩИХСЯ ЧАСТИЦ ПРИ РЕЗКЕ МОДЕЛЬНЫХ ОБРАЗЦОВ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И КОРИУМА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИТИ»

После стабилизации состояния реакторов АЭС «Фукусима-Дайити» начаты работы по подготовке к их окончательному выводу из эксплуатации и реабилитации территорий, пострадавших в результате аварии. Решение поставленных задач возможно при условии полного извлечения остатков топлива из аварийных энергоблоков. Японской стороной ведётся интенсивный поиск методов удаления топливных обломков и решений вопросов обеспечения безопасности при проведении этих работ. Одним из важных элементов в данном направлении выступает создание системы газоочистки при осуществлении фрагментации топливных обломков внутри контейнента аварийных блоков. Обоснование оптимальной конфигурации и режимов работы полномасштабной системы сбора золы возможно исключительно на основании данных, полученных при проведении лабораторных исследований по резке репрезентативных образцов отработавшего ядерного топлива и модельных образцов-имитаторов кориума АЭС «Фукусима-Дайити»³⁴.

Целью работы являлось получение экспериментальных данных для формирования исходных технических требований к полномасштабной системе газоочистки. Для её достижения в АО «ГНЦ НИИАР» разработана программа и методика проведения экспериментальных работ, согласно которой определены необходимые типы образцов, методы их резки и анализа образующихся при этом частиц. Во ФГУП «ПО "Маяк"» разработали и изготовили лабораторную систему газоочистки, оснащённую устройствами, позволяющими отбирать пробы пыли в воздушном потоке после каждой ступени очистки. Специалисты АО «ГНЦ НИИАР» создали экспериментальную установку, обеспечивающую возможность резки механическим методом (твёрдосплавной фрезой на воздухе и под водой) и при помощи лазера (на воздухе с мощностью излучения от 1,2 до 2,4 кВт).

Для получения необходимых экспериментальных данных подготовили четыре типа образцов:

- ♦ модельные образцы-имитаторы кориума АЭС «Фукусима-Дайити»;
- ♦ необлучённого МОКС-топлива;
- ♦ облучённого уранового оксидного топлива реактора ВВЭР-1000 с выгоранием 47,9 МВт · сут/кг урана и выдержкой 10,7 лет на момент эксперимента;
- ♦ смешанного ураноплутониевого ядерного топлива, облучённого в реакторе БН-600 до выгорания 4,8 % т. а. и выдержанного 4,5 года на момент эксперимента.

³⁴ Исследование выполнено за счёт средств субсидии № NSU 51-18 от 27.11.2019 по реализации проекта «Вывод из эксплуатации и обращение с загрязнённой водой (разработка технологий анализа и оценки свойств топливных осколков, разработка технологии оценки старения свойств топливных осколков) исследовательского института «Митсубиши» (Mitsubishi Research Institute, Inc., Япония). — Прим. авт.

В условиях защитной камеры провели серию экспериментальных исследований по изучению свойства золы, образующихся при резке образцов, имитирующих различные участки кориума, образовавшегося в результате аварии на АЭС «Фукусима-Дайити». Образцы резали с применением лазера в воздушной атмосфере и механическим способом с использованием твёрдосплавной фрезы на воздухе и под водой.

Фрагментировали двенадцать образцов:

- содержащих уран и имитаторы конструкционных материалов (2 шт.);
- модельных образцов-имитаторов кориума, содержащих уран, плутоний и конструкционные материалы (3 шт.);
- необлучённого МОКС-топлива с массовой долей диоксида плутония 3 % (3 шт.);
- облучённого уранового оксидного топлива (3 шт.);
- облучённого смешанного ураноплутониевого ядерного топлива (1 шт.).

При проведении работ как с использованием механической, так и лазерной резки, во всех пробоотборных устройствах были обнаружены частицы пыли. Максимальное количество пыли в любом случае обнаруживали во втором пробоотборном устройстве, расположенном после камеры реза, до циклона. Для всех экспериментальных условий суммарная масса пыли, зафиксированная на последнем пробоотборном устройстве, установленном на выходе воздушного потока из лабораторной системы газоочистки, не превышала 1 мг, при общей массе образующейся пыли в несколько грамм.

Форма и размер частиц, образующихся при разных видах резки, существенно отличаются друг от друга. Для лазерной резки характерно образование частиц сферической формы, напоминающих по структуре вату. По результатам исследований пыли после лазерной резки с помощью сканирующей электронной микроскопии была выявлена ещё одна особенность — образование агломератов из частиц, имеющих субмикронный размер (рис. 3.14).

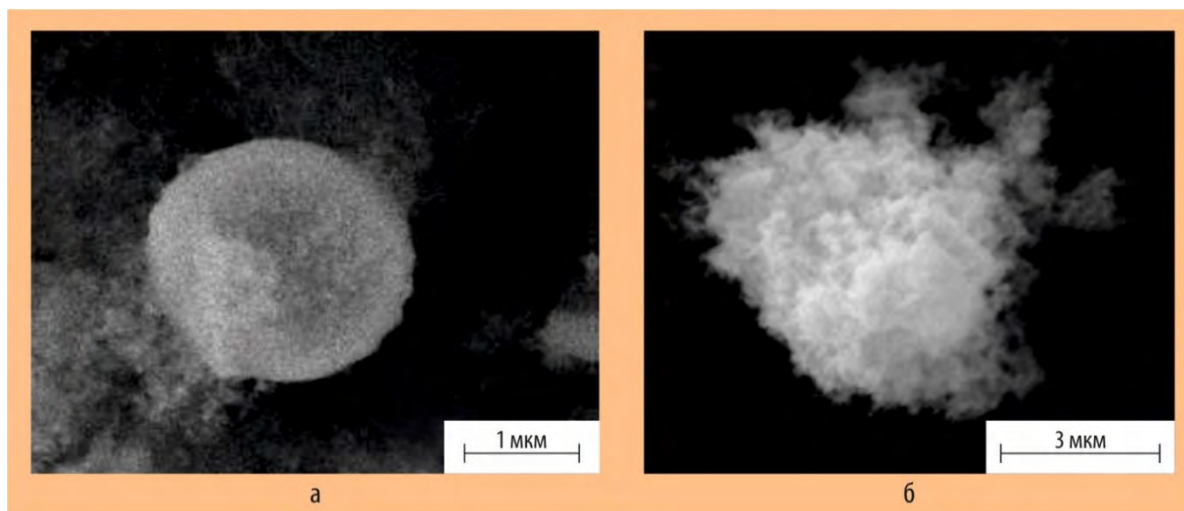


Рис. 3.14. Изображения частиц пыли, полученных с помощью сканирующей электронной микроскопии: частица сферической формы (а); агломерат из частиц (б)

Для механической резки характерно образование частиц пыли неправильной формы с поверхностью в виде сколов, чешуйчатых частиц и металлической стружки материала оболочки. При исследовании гранулометрического состава частиц установили, что в камере реза и приёмной ёмкости циклона массовая доля частиц пыли размером менее 1,1 мкм существенно меньше 1 %, а менее 11 мкм не превышает 10 % для всех методов реза и экспериментальных условий.

По результатам разрушающего анализа пыли из пробоотборных устройств определили эффективность лабораторной системы газоочистки для каждого эксперимента. Во всех случаях интегральная эффективность системы газоочистки превысила 99,0 %. В наиболее консервативных условиях при резке отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 лазером она

превысила 99,95 %. Аналогичное значение зафиксировано при резке этого вида топлива твёрдосплавной фрезой под водой, а на воздухе она составила 99,1 %.

В результате проведённых работ впервые получили экспериментальные данные об особенностях образования пыли при резке активных образцов механическим и термическим методами, её свойствах, проверили инженерно-технические решения, предложенные специалистами ФГУП «ПО "Маяк"».

Определили набор оптимальных параметров работы системы сбора пыли, необходимый для формирования исходных технических требований, рекомендаций и предложений, а также сформулировали концепцию полномасштабной системы газоочистки для АЭС «Фукусима-Дайити».

А.О. Макаров, В.Н. Момотов, П.В. Лакеев, В.А. Сивкова

ПРОВЕРКА МЕТОДОВ РАСТВОРЕНИЯ НЕРАСТВОРЁННОГО ОСТАТКА ОКИСЛЕННОГО СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Одной из ключевых стадий переработки отработавшего ядерного топлива является растворение. Для повышения его эффективности необходим подбор режима и условий растворения, способствующих полному переводу в раствор ядерных материалов и уменьшению количества нерастворённого остатка.

При изучении растворения волоксидированного смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива с выгоранием 6,78 % т. а. массой 96,1 г в режимах, соответствующих технологической схеме его гидрометаллургической переработки, установлено, что массовая доля нерастворённого остатка составляет 3,3 %.

Показано, что нерастворённый остаток содержит значимое количество урана и плутония, а также цирконий, молибден, рутений, родий, технеций, палладий.

Целью работы являлась оценка эффективности кандидатных схем растворения нерастворённого остатка ОЯТ.

В качестве кандидатных процедур для перевода в раствор нерастворённого остатка рассмотрены: дорастворение в азотной кислоте, сплавление в смеси гидроксида и нитрата калия, электрохимическое растворение в присутствии электрогенерируемых ионов Ag^{2+} .

Экспериментальные исследования по волоксидации и растворению проведены со СНУП-топливом, отработавшим в составе экспериментальных тепловыделяющих сборок КЭТВС-7 и ЭТВС-10 с максимальной величиной выгорания 6,78 и 6,0 % т. а. соответственно. Экспериментальные исследования проводили в соответствии с алгоритмом (рис. 3.15).

В результате проведённых исследований установлено:

- ♦ растворение отработавшего ядерного топлива в режимах, соответствующих технологической схеме его гидрометаллургической переработки, не приводит к количественному переводу в раствор всех его компонентов;
- ♦ масса нерастворённого остатка при растворении отработавшего ядерного топлива для КЭТВС-7 составила 2,9 % от массы ОЯТ, взятой для растворения, для ЭТВС-10 — 2,3 %.

Массовая доля урана в нерастворённом остатке ОЯТ КЭТВС-7 составила 2,1 % от его содержания в образце топлива, взятого для растворения; аналогичный показатель для плутония — 1,5 %. Дополнительное растворение нерастворённого остатка в азотной кислоте в тех же экспериментальных условиях, в которых провели основное растворение, позволит перевести уран и плутоний в раствор, при этом массовая доля нерастворённого остатка уменьшается до 0,7 %

от массы образца, взятого для проведения основного растворения. Сплавление нерастворённого остатка, полученного на стадии дополнительного растворения в азотной кислоте со смесью нитрата и гидроксида калия, позволяет полностью перевести все компоненты отработавшего топлива в раствор.



Рис. 3.15. Алгоритм проведения исследований

Растворение образца смешанного нитридного ураноплутониевого топлива, отработавшего в составе ЭТВС-10, приводит к образованию нерастворённого остатка, в котором содержание урана и плутония составляет 1,8 и 1,9 % соответственно от их содержания в топливе, взятом для растворения.

Электрохимическое растворение нерастворённого остатка ОЯТ в азотной кислоте в присутствии электрогенерируемых ионов Ag^{2+} позволяет уменьшить массовую долю нерастворённого остатка до 0,3 % от массы топлива, взятого для проведения основного растворения. При этом уран и плутоний растворяются полностью, а благородные и переходные металлы — частично. Основными компонентами нерастворённого остатка, полученного после электрохимического растворения, являются палладий и родий, их суммарная массовая доля составляет 72 %.

Таким образом, в технологическую цепочку модуля переработки необходимо включить этап дорастворения образующегося нерастворённого остатка отработавшего ядерного топлива для полного извлечения ядерных материалов.

Рассмотренные в рамках данной работы кандидатные методы растворения нерастворённого остатка позволяют полностью перевести в раствор уран и плутоний. Полученные экспериментальные данные необходимы для обоснования технологической схемы растворения волоксирированного смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива и обращения с нерастворённым остатком.

*В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, М.И. Хамдеев, А.Ю. Волков,
Д.Е. Тихонова, П.В. Лакеев*

ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ ДЛЯ АНАЛИТИЧЕСКИХ ЦЕЛЕЙ

Современная ядерная энергетика в России предполагает переход к замкнутому топливному циклу. Для выделения и последующего дожигания младших актинидов необходимы данные по массовому содержанию и изотопному составу радионуклидов в отработавшем ядерном топливе. С этой целью разрабатывают специальные расчётные коды, для верификации которых проводят радиохимические исследования отработавшего ядерного топлива. При масс-спектрометрическом определении нуклидного состава возможны изобарные наложения изотопов америция и кюрия с атомными массами 242 и 243, что снижает достоверность получаемых данных, увеличивает погрешность радиохимического анализа, осложняет интерпретацию результатов. Для проведения измерений изотопного состава америция и кюрия они должны быть разделены. Этот процесс весьма трудоёмкий ввиду близости химических свойств америция и кюрия. В отчётном году провели исследования по разработке методики их хроматографического разделения.

Методика включает в себя следующие стадии:

- растворение анализируемого образца отработавшего ядерного топлива;
- проведение хроматографического выделения фракций урана и плутония;
- проведение хроматографического разделения фракций америция и кюрия.

В качестве растворов для сорбции и элюирования выбрали смесь азотной и уксусной кислот. Чтобы определить оптимальные условия хроматографического разделения америция и кюрия провели модельные эксперименты. Установили, что коэффициенты распределения этих элементов увеличиваются с ростом концентрации азотной и уксусной кислот. При использовании ионообменной смолы аналитической чистоты AG-1×8 и размером частиц 200–400 меш в качестве сорбента коэффициенты распределения на порядок выше, чем при использовании смолы Dowex-1×8 с зернением 400 меш. На основании установленных значений коэффициентов распределения выбраны оптимальные условия для проведения экспериментов: раствор уксусной и азотной кислот с концентрацией 15,8 и 0,8 моль/л соответственно для сорбирования америция и кюрия на колонке; 14,0 и 0,8 моль/л — для десорбции кюрия и количественного его выхода. В качестве смолы решено использовать AG-1×8, коэффициент очистки кюрия от америция при использовании данной смолы составил $1,3 \cdot 10^2$, тогда как при использовании смолы Dowex-1×8 — 2,5. Провели эксперименты по хроматографическому разделению америция и кюрия с добавлением дозообразующих компонентов. Элементный состав пробы, внесённой на хроматографическую колонку, следующий, Бк:

Америций.....	$2,79 \cdot 10^6$	Церий.....	$3,41 \cdot 10^5$
Кюрий.....	$4,26 \cdot 10^6$	Цезий.....	$8,30 \cdot 10^3$
Европий.....	$3,83 \cdot 10^5$	Рутений.....	$2,96 \cdot 10^4$
Ниобий.....	$2,52 \cdot 10^4$	Цирконий.....	$5,12 \cdot 10^3$

Аликвоту раствора упарили, сухой остаток растворили в смеси концентрированных уксусной и азотной кислот, взятых в объёмном соотношении 1:9. Полученный раствор перенесли на колонку, заполненную ионообменной смолой AG-1×8. Для сорбции америция пропустили через колонку раствор уксусной и азотной кислот с концентрацией 15,8 и 0,8 моль/л соответственно. Элюирование кюрия проводили в два этапа: вначале раствором уксусной и азотной кислот с концентрацией 14,9 и 0,8 моль/л, затем — 14,0 и 0,8 моль/л соответственно. Америций элюировали раствором азотной кислоты с концентрацией 1 моль/л. Показатели очистки кюриевой фракции от различных элементов приведены в табл. 3.5.

Апробацию методики проводили на образце РЕМИКС-топлива с глубиной выгорания $55,4 \pm 3$ МВт · сут/кг (U + Pu) исх. Растворяли топливо в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л при температуре 90–95 °С. Растворение осуществляли порционно: после восьми часов отделяли раствор от нерастворённой части образца декантацией, в колбу вносили новую порцию кислоты и продолжали процесс в указанном режиме. Каждый раз очередную пор-

цию раствора объединяли с предыдущей и упаривали. Объединённый раствор упарили, после чего растворили в азотной кислоте концентрацией 8 моль/л, отобрали аликвоту, которую упарили. Сухой остаток растворили в азотной кислоте такой же концентрации и снова упарили с добавлением перекиси водорода для стабилизации плутония в четырёхвалентном состоянии.

Таблица 3.5

Коэффициенты очистки кюриевой фракции от дозообразующих компонентов

Элемент	Внесённая активность, Бк	Активность элемента в кюриевой фракции, Бк	Коэффициент очистки
Америций	$2,79 \cdot 10^6$	$1,74 \cdot 10^4$	$1,6 \cdot 10^2$
Европий	$3,83 \cdot 10^5$	$3,34 \cdot 10^4$	10
Ниобий	$2,52 \cdot 10^4$	$4,20 \cdot 10^3$	6
Церий	$3,41 \cdot 10^5$	$6,30 \cdot 10^2$	$5,4 \cdot 10^2$
Цезий	$8,30 \cdot 10^3$	—	
Рутений	$2,96 \cdot 10^4$		
Цирконий	$5,12 \cdot 10^3$	$3,04 \cdot 10^2$	20

Отделение от урана и плутония проводили на колонке, заполненной смолой Dowex-1×8 с зернением 200–400 меш. На смоле из раствора азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л сорбируются уран, плутоний и церий. Америций, кюрий, цезий и редкоземельные элементы проходят в фильтрат, который упарили, сухой остаток растворили в смеси концентрированной азотной и ледяной уксусной кислот, взятых в объёмном соотношении 1:9. Получившийся раствор перенесли на колонку, заполненную ионообменной смолой AG-1×8. Элюирование проводили так же, как и в модельных экспериментах. Полученную фракцию кюрия упарили и передали на масс-спектрометрическое определение изотопного состава. Массовая доля кюрия-242 составила $18,31 \pm 0,25$, кюрия-244 — $81,69 \pm 0,33$ %. Массовую долю америция-241 и 243 в нём определяли по результатам измерений америциевой фракции методом альфа-спектрометрии, она составила $94,69 \pm 7,58$ и $5,31 \pm 0,42$ % соответственно.

Разработанная методика обеспечивает количественный выход америция и кюрия и может быть рекомендована при радиохимическом анализе ОЯТ для определения изотопного состава и массового содержания данных радионуклидов.

А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова, В.Н. Момотов, Е.А. Ерин

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ ЧИСТОТЫ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ МЕТОДОМ МАСС-СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ

В АО «ГНЦ НИИАР» была проведена наработка партии топливной соли $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ с целью дальнейшего облучения в реакторе. Требования к составу солевой композиции и к допустимому содержанию в ней примесных элементов определяются физико-химическими условиями эксплуатации. Состав и содержание примесей в несущей соли $\text{LiF}-\text{BeF}_2$ влияет на плотность потока нейтронов в активной зоне и на коррозионную активность топливной соли по отношению к конструкционным материалам. При этом отклонение содержания основных компонентов при приготовлении солевой композиции от заданного молярного состава фторидов лития (73 %) и бериллия (27 %) не должно превышать 0,2 %.

Аналитический контроль обеспечивает достоверность и информативность экспериментов по определению состава кандидатных топливных солей и позволяет ускорить создание безопасной и эффективной технологии жидкосолевого реактора.

В связи с этим возникла необходимость разработки высокочувствительной методики анализа химической чистоты исходной топливной соли фторидов лития и бериллия. К настоящему времени большое распространение получил метод масс-спектрометрии с ионизацией в индуктивно-связанной плазме. Принцип действия масс-спектрометра основан на определении положительно заряженных ионов, образовавшихся в процессе ионизации изотопов элементов в аргоновой индуктивно-связанной плазме, возбуждаемой высокочастотным электромагнитным полем. Сопряжение источника ионов на основе индуктивно-связанной плазмы и масс-анализатора квадрупольного типа позволяет проводить элементный анализ растворов с пределом обнаружения до $0,5 \text{ нг/см}^3$ для многих элементов в различных образцах. Поэтому для определения примесных элементов в топливной соли фторидов лития и бериллия было решено применить именно этот метод, построенный по принципу тандемной масс-спектрометрии с двумя последовательно установленными квадрупольными масс-фильтрами и октопольной реакционно-столкновительной ячейкой. Управляемый и контролируемый компьютером масс-спектрометр состоит из источника ионов — блока индуктивно связанной плазмы, системы ионных линз, вакуумной системы, квадрупольного масс-фильтра и детектора ионов.

Исследуемый образец с помощью перистальтического насоса подаётся в распылитель и затем в виде аэрозоля переносится потоком аргона в плазму. Под действием высокой температуры плазмы вещества, содержащиеся в образце, испаряются, распадаются на атомы и ионизируются. Ионы отделяются от фотонов и нейтральных частиц путём изменения траектории их движения на 90 градусов в линзе-дефлекторе и после прохождения системы ионной оптики попадают в квадрупольный масс-фильтр, где осуществляется разделение ионов в соответствии с отношением массы к заряду. Регистрацию ионов осуществляют с помощью высокочувствительного электронного умножителя, имеющего высокую линейность в рабочем диапазоне концентраций. Подготовка анализируемой пробы $^{73}\text{LiF}-^{27}\text{BeF}_2$ заключалась в отборе навески массой $0,25 \text{ г}$ и растворении её в 25 см^3 азотной кислоты с концентрацией 4 моль/дм^3 . Для ускорения процесса использовали водяную баню при температуре, равной $60-70 \text{ }^\circ\text{C}$. В результате получали исходный раствор с концентрацией по соли $10,0 \text{ г/дм}^3$, который разбавляли в 100 раз и анализировали на химическую чистоту масс-спектрометрическим методом.

Для построения градуировочных графиков и выполнения количественного анализа были приготовлены две серии образцов сравнения, с концентрацией азотной кислоты $0,8 \text{ моль/дм}^3$. При этом использовали исходные многоэлементные стандарты с концентрацией примесных элементов $10\,000 \text{ мкг/дм}^3$. Состав для первой серии образцов: серебро, мышьяк, барий, бериллий, кальций, кадмий, кобальт, хром, цезий, медь, железо, галлий, калий, литий, магний, марганец, натрий, никель, свинец, рубидий, селен, стронций, таллий, уран, ванадий, цинк. Состав для второй серии образцов: бор, германий, молибден, ниобий, фосфор, рений, сера, кремний, тантал, титан, вольфрам, цирконий. Диапазон массовой концентрации в образцах сравнения составляет $1,0-10,0-100,0 \text{ мкг/дм}^3$.

Для проведения анализа топливной соли были выбраны операционные параметры работы масс-спектрометра с индуктивно-связанной плазмой:

Режим плазмы.....Low Matrix	Отклонение Omega.....	-150 В
Мощность радиочастоты RF.....1 550 Вт	Линза Omega.....	10,0 В
Глубина отбора пробы.....8 мм	Поток газа в ячейке.....	5,5 мл/мин
Расход газа носителя.....1,0 л/мин	Время интегрирования.....	0,1 с
Экстракт 1.....0 В	Частота развёртки.....	100
Экстракт 2.....-250 В		

Анализ проводили в двух режимах с использованием столкновительной ячейки (с применением газа гелия) и без газа в режиме MS/MS³⁵. По построенным градуировочным графикам были определены массовые концентрации примесей в топливной соли фторидов лития и бериллия. Обзорный масс-спектр анализируемого образца представлен на рис. 3.16.

³⁵ MS/MS — режим работы масс-спектрометра, при котором квадруполь Q1 работает в качестве масс-фильтра, допуская поступление в реакционно-столкновительную ячейку только массы аналита и отфильтровывая все прочие массы. — Прим. ред.

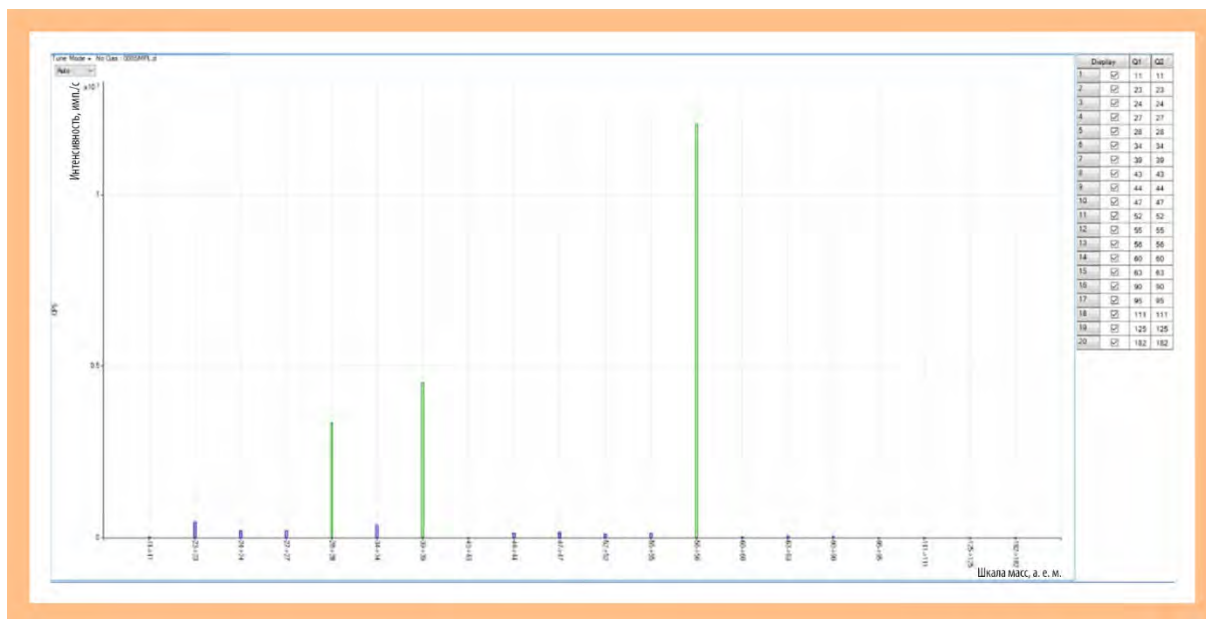


Рис. 3.16. Обзорный масс-спектр топливной соли фторидов лития и бериллия

Массовая доля примесных элементов в растворе фторидов лития и бериллия, %:

Алюминий, кальций, медь, калий	10^{-2}	Марганец.....	$8,7 \cdot 10^{-4}$
Бор, кадмий, хром, молибден, никель, вольфрам.....	10^{-3}	Натрий.....	$6,2 \cdot 10^{-3}$
Железо	$2,1 \cdot 10^{-2}$	Кремний	$1,5 \cdot 10^{-1}$
Магний.....	$7,6 \cdot 10^{-3}$	Титан	$2,2 \cdot 10^{-2}$
		Цирконий.....	$5,0 \cdot 10^{-4}$

В результате проведённых исследований был разработан проект методики количественного определения массовой концентрации катионных примесных элементов в пробах фторидов методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой.

М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Л.М. Аглиуллина, Е.В. Балалаева

РАЗРАБОТКА И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАССОВОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ ПРИМЕСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В РЕГЕНЕРИРОВАННОМ ОКСИДЕ ИТТЕРБИЯ-176

Неотъемлемой частью технологических процессов и научно-исследовательских работ, связанных с получением радионуклидных источников и препаратов, является их химико-аналитическое обеспечение. Это связано с необходимостью контроля содержания примесных элементов на всех стадиях технологического цикла получения радионуклидных источников и препаратов. В АО «ГНЦ НИИАР» организовано производство препарата хлорида лютеция-177. Изотоп лютеция-177 получают путём облучения в реакторе стартового материала — оксида иттербия, обогащённого по иттербию-176. Учитывая, что часть ядер иттербия-176 не претерпевает превращений, его регенерация для повторного облучения является актуальной задачей. В институте разработана технологическая схема разделения и очистки лютеция-176 с последующей регенерацией оксида иттербия, обогащённого по изотопу иттербия-176, которая предполагает

анализ химической чистоты конечного продукта. В связи с этим возникает необходимость в разработке методики количественного определения массовой концентрации примесных элементов в образцах регенерированного оксида иттербия-176. Целью работы являлась разработка методики анализа химической чистоты регенерированного оксида иттербия-176 атомно-эмиссионным спектральным методом.

Исследования проводили в перчаточном боксе с использованием спектрометров СТЭ-1 и PGS-2, оборудованных многоканальными анализаторами эмиссионных спектров, источником возбуждения спектров «Везувий-3». Обработку спектров осуществляли на персональном компьютере с помощью программного обеспечения «Атом 3.3»³⁶. Для проведения эксперимента был приготовлен комплект аттестованных смесей состава катионных примесных элементов. В ходе выполнения исследования изучили индивидуальные и совместные спектры определяемых элементов, выбрали их аналитические линии, свободные от спектральных наложений. Также изучили влияние матричного элемента — оксида иттербия. Установили, что макрокомпонент иттербий влияет на интенсивность спектральных линий: с увеличением его концентрации интенсивность спектральных линий определяемых элементов уменьшается. Анализ кинетики поступления примесных элементов в дуговой разряд свидетельствует о том, что для выгорания многих элементов достаточно времени экспозиции от 10 до 20 с.

Исследовали влияния силы тока на интенсивность примесных элементов и установили, что для сокращения времени экспозиции и увеличения отношения интенсивности сигнала к фону необходимо использовать силу тока, равную 14 А. При изучении влияния иттербия на определение примесных элементов и построение графиков интенсивности получили, что оптимальная концентрация иттербия — 4 г/л.

На основе полученных результатов определили оптимальные условия проведения атомно-эмиссионного спектрального анализа: концентрация иттербия — 4 г/л, время экспозиции — 20 с, сила тока — 14 А, объём анализируемой пробы — 0,2–0,3 мл.

По результатам исследований разработана методика количественного определения массовой концентрации примесных элементов в образцах регенерированного оксида иттербия, обогащённого по изотопу иттербия-176, методом атомно-эмиссионной спектрометрии, провели её метрологическую аттестацию. Методика измерения «Оксид иттербия регенерированный. Методика количественного химического анализа определения массовой концентрации нерадиоактивных примесных элементов в пробах атомно-эмиссионным спектральным методом» внедрена в аналитическую практику АО «ГНЦ НИИАР».

М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Л.М. Аглиуллина, Е.В. Балалаева

³⁶ Атом 3.3 — программное обеспечение для проведения атомно-эмиссионного спектрального анализа и идентификации спектральных данных. — Прим. ред.

БАСЕЙНОВЫЕ ВОДО-ВОДЯНЫЕ РЕАКТОРЫ

РБТ

Физический пуск:

24 сентября 1975 г. (РБТ-6);

30 декабря 1982 г. (РБТ-10/1);

26 ноября 1984 г. (РБТ-10/2);

энергетический:

29 декабря 1975 г. (РБТ-6);

23 декабря 1983 г. (РБТ-10/1);

24 декабря 1984 г. (РБТ-10/2).

Модернизация РБТ-10/1: 1989 г.

Вывод из эксплуатации РБТ-10/1: август 2014 г.

Разработка: АО «ГНЦ НИИАР».

Спутники реактора СМ: реакторы РБТ используют его отработавшие ТВС.

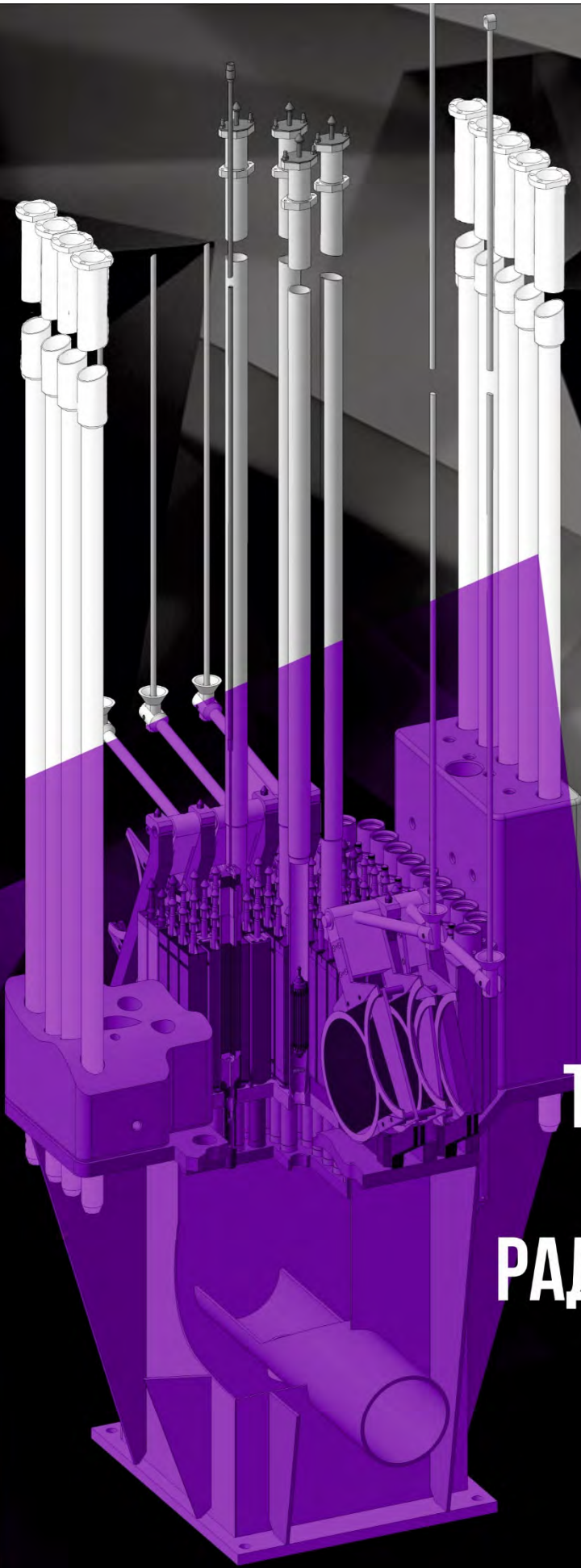
Основные наработчики молибдена-99, используются для легирования кремния и окрашивания минералов, производства радионуклидной продукции, проведения комплекса материаловедческих исследований.

Высокая доступность активной зоны и экспериментальных устройств, достигаемая за счет специальной конструкции.

Возможность обеспечения стабильных параметров испытаний в течение длительного периода.

Оснащенность облучательными устройствами различных типов.

Возможность трансформации активных зон (размеры и конфигурации) к требуемой компоновке.



4

**ТРАНСУРАНОВЫЕ
ЭЛЕМЕНТЫ,
РАДИОНУКЛИДНЫЕ
ПРЕПАРАТЫ
И ИСТОЧНИКИ
ИЗЛУЧЕНИЙ**

В течение отчётного года производили радионуклидную продукцию и осуществляли отгрузку заказчикам препаратов, облучённых материалов и источников ионизирующего излучения. Основной вклад в выручку от реализации радионуклидной продукции традиционно внесли

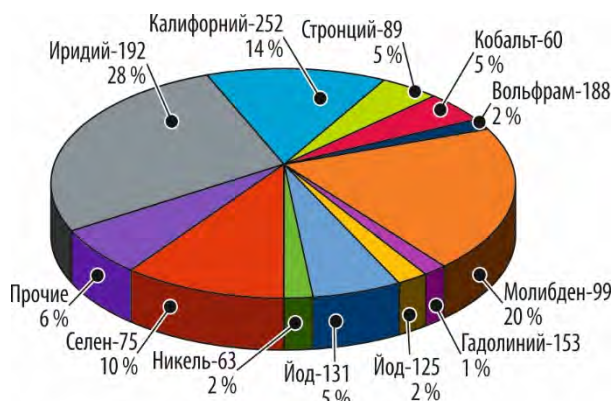


Рис. 4.1. Годовая структура относительного объёма продаж радионуклидной продукции

продажи препаратов молибдена-99, стронция-89, йода-131, источников ионизирующего излучения и облучённых материалов на основе радионуклидов калифорния-252, селена-75, кобальта-60 и иридия-192 (рис. 4.1).

Наибольшую долю из радионуклидных препаратов в объёме реализованной продукции, как и в предшествующие годы, занимает молибден-99. Поставки препарата осуществляли в Национальную комиссию по ядерной энергии Бразилии³⁷, АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (Россия), иранскую компанию

«Парс Изотоп Ко»³⁸, российско-китайское совместное предприятие «Пекинская КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью»³⁹. Объём реализации молибдена-99 составил 342,7 ТБк (9 261 Ки) с фактической калибровкой от восьми до десяти суток. Существенное негативное влияние на объём реализации препаратов короткоживущих радионуклидов молибдена-99 и йода-131 оказало ограничение международного авиасообщения, вызванное пандемией коронавирусной инфекции COVID-19.

Завершение модернизации исследовательского высокопоточного реактора СМ обеспечило возможность выполнения регулярной реакторной наработки 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, калифорния-252. На эти источники и источники гамма-излучения на основе иридия-192 приходится большая доля продаж в объёме реализованной продукции, при этом основная часть радионуклидных изделий поставляется зарубежным заказчиком. Производство продукции на основе иридия-192 осуществляли из иридия природного изотопного состава, облучённого в реакторе СМ, и изотопно-обогащённого иридия-191, облучённого в реакторе МИР.

В целях реализации проекта «Окапи» по созданию фабрики сверхтяжёлых элементов в рамках государственного контракта со ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» проведён реакторный эксперимент, моделирующий полномасштабную наработку берклия и калифорния-251, которая запланирована на 2025–2030 годы. Для моделирования максимальной загрузки кадмия были изготовлены две опытные мишени (рис. 4.2), содержащие по одной кадмиевой капсуле с тяжёлыми изотопами кюрия, и имитатор мишени с кадмиевыми капсулами без тяжёлых изотопов кюрия. Опытные мишени облучены в каналах специальной тепловыделяющей сборки в активной зоне реактора СМ. Для определения активности изотопов кюрия, берклия и калифорния провели химическое выделение элементов из аликвоты облучённого материала опытных мишеней, после чего выделили препараты из облучённого материала: химический выход нитрата берклия (III) составил около 99 %, нитрата кюрия (III) — 94,7 %, нитрата калифорния (III) — 87,3 %.

³⁷ CNEN/SP. — Прим. ред.

³⁸ Pars Isotope Co. — Прим. ред.

³⁹ Beijing CIAE — RIAR Radioisotope Technology Co., Ltd. — Прим. ред.

Благодаря применению кадмиевых экранов удалось получить уникальные экспериментальные данные о кинетике накопления берклия и изотопов калифорния из кюрия в «чистом» резонансном спектре нейтронов. Результаты эксперимента позволили корректно определить исходные данные для разработки биологической защиты комплекса, предназначенного для сепарации калифорния-251 во ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ».



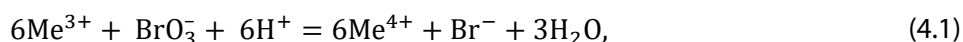
Рис. 4.2. Внешний вид мишени и кадмиевой капсулы со стартовой композицией

О.И. Андреев

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДНОГО СОСТАВА ОБЛУЧЁННЫХ КЮРИЕВЫХ МИШЕНЕЙ С КАДМИЕВЫМ ЭКРАНОМ

В Объединённом институте ядерных исследований (г. Дубна) планируют провести серию экспериментов по синтезу элементов 119 и 120 облучением ионами кальция-48 мишеней, содержащих берклий-249 и калифорний-251. Для наработки их миллиграммового количества в АО «ГНЦ НИИАР» предполагают реакторное облучение граммового количества тяжёлых изотопов кюрия в мишенях с кадмиевым экраном. С целью отработки технологии изготовления, радиохимической переработки мишеней, уточнения параметров накопления берклия и калифорния были изготовлены и облучены в реакторе две экспериментальные мишени. Они содержали 113,88 и 115,53 мг кюрия (39,95 % кюрия-244, 3,91 % кюрия-245, 46,39 % кюрия-246, 1,92 % кюрия-247 и 7,82 % кюрия-248) в виде оксида, смешанного с порошком металлического алюминия и помещённого в кадмиевые стаканы. После облучения в течение 41,6 и 70,5 эфф. сут и последующей выдержки мишени вскрыли. Поскольку извлечь отдельные капсулы не удалось, из каждой мишени вырезали фрагмент, содержащий три капсулы, в которых облучённый кюрий находился в центральной капсуле, алюминиевые таблетки — в крайних. Полученные фрагменты растворили в азотной кислоте концентрацией 4 моль/л. Помимо кюрия, берклия и калифорния раствор облучённого материала содержал значительное количество продуктов деления, мешающих прямому измерению активности целевых радионуклидов. Для химического выделения компонентов были отобраны три аликвоты объёмом 0,2 мл. Две аликвоты были использованы для выделения берклия и одна — калифорния и кюрия.

Выделяли берклий в два этапа. На первом этапе проводили очистку берклия от церия. Отделение основано на разной устойчивости нитратных комплексов берклия (IV) и церия (IV). Для окисления берклия и церия до степени +4 в пробирки с аликвотами добавляли по 1 мл смеси азотной кислоты концентрацией 8 моль/л и бромата натрия концентрацией 0,1 моль/л:

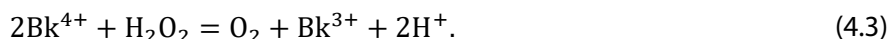


где Me — металл, в данном случае берклий и церий.

Анализируемый раствор пропускали через сорбционную колонку с 1 см³ анионита BioRad AG-1x8⁴⁰ (в нитратной форме) для сорбции церия (IV). Берклий, кюрий, калифорний и боль-

⁴⁰ Здесь и далее BioRad AG 1-X8 — хроматографическая анионообменная смола производства американской фирмы «Биорад» (BioRad). — Прим. ред.

шинство продуктов деления в этих условиях не задерживаются смолой. Полученный раствор разбавляли до концентрации азотной кислоты 6 моль/л и пропускали через вторую колонку, содержащую 1 см³ сорбента Ln-Resin⁴¹ и 0,25 см³ сорбента Prefilter⁴². В этих условиях происходит селективная сорбция четырёхвалентного берклия и его очистка от калифорния, кюрия и продуктов деления. После последовательного промывания колонки смесью азотной кислоты концентрацией 6 моль/л и бромата натрия концентрацией 0,1 моль/л, затем азотной кислотой концентрацией 0,1 моль/л берклий элюировали смесью азотной кислоты концентрацией 4 моль/л и пятипроцентной перекисью водорода. Перекись водорода восстанавливает берклий до трёхвалентной формы, которая не удерживается сорбентом Ln-Resin:



Общая схема определения радионуклидного состава мишеней представлена на рис. 4.3.

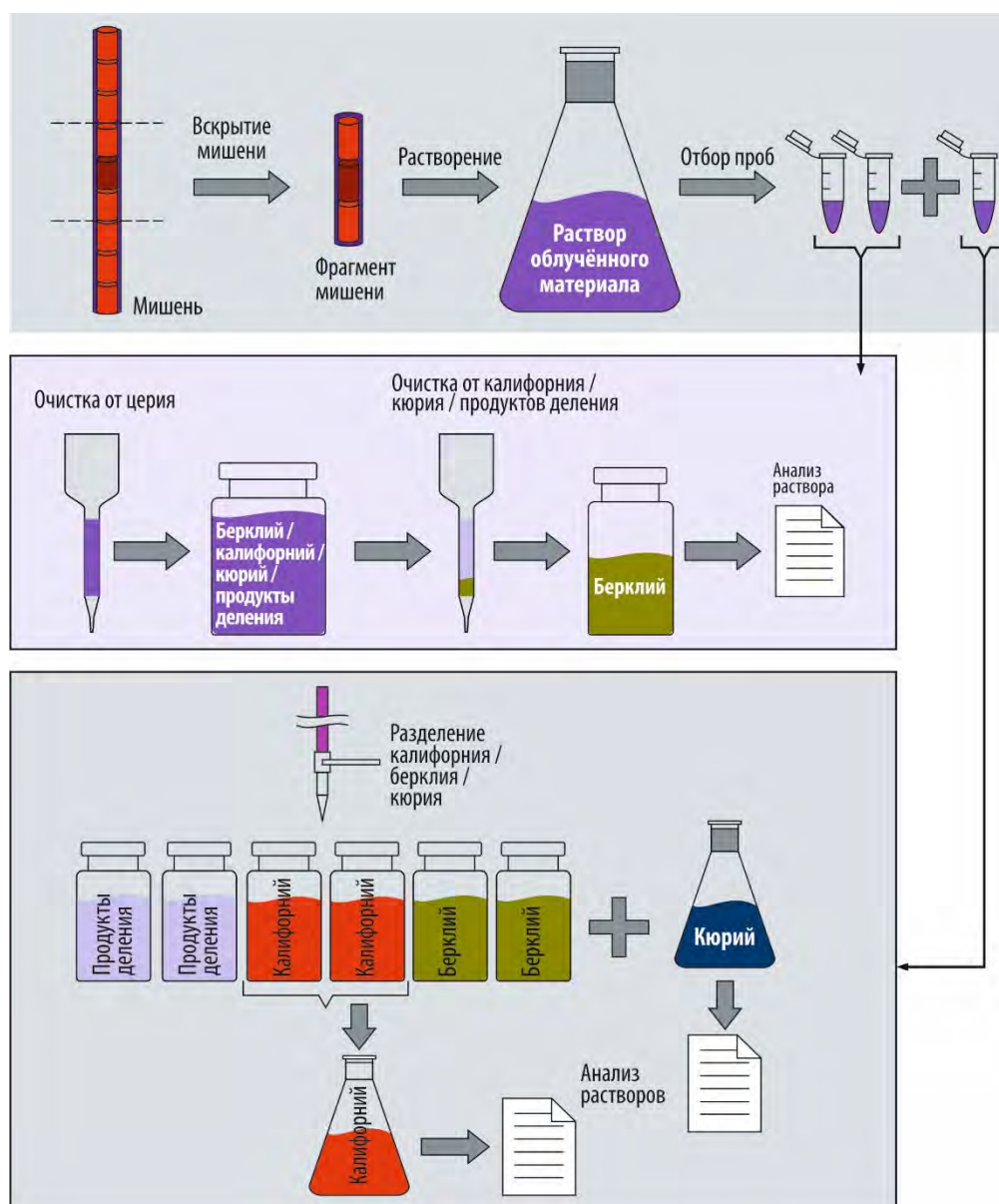


Рис. 4.3. Схема анализа состава облучённых кюриевых мишеней

⁴¹ Здесь и далее Ln-Resin — диалкилфосфорная кислота, экстракционно-хромато-графический сорбент французской фирмы «Трискем» (Triskem International), в котором в качестве комплексообразующего компонента используется ди(2-этилгексил)ортофосфорная кислота. — Прим. ред.

⁴² Здесь и далее Prefilter — сорбент французской фирмы «Трискем» (Triskem International) на основе полиметилметакрилата. — Прим. ред.

Активность берклия-249 в полученных растворах определяли по накоплению калифорния-249 с течением времени. Полученные значения были аппроксимированы функцией

$$A(\text{Cf}) = A_0(\text{Cf}) + \frac{A_0(\text{Bk})\lambda(\text{Cf})}{\lambda(\text{Bk})} [1 - \exp(-\lambda(\text{Bk})t)], \quad (4.4)$$

где t — время с момента разделения берклия и калифорния, с; $A(\text{Cf})$, $A_0(\text{Cf})$ — активность калифорния в момент времени t и в момент разделения берклия и калифорния соответственно, Бк; $\lambda(\text{Cf})$, $\lambda(\text{Bk})$ — постоянная распада калифорния-249 и берклия-249 соответственно, с⁻¹.

Для выделения калифорния и кюрия к аликвоте раствора облучённого материала добавили 0,8 мл азотной кислоты концентрацией моль/л и 9 мл бидистиллированной воды. Полученный раствор пропустили через хроматографическую колонку, содержащую 10 см³ катионита BioRad AG-50x8 в нитратной форме. Продукты деления, калифорний, берклий последовательно элюировали альфа-гидроксиизобутиратом аммония концентрацией 0,1 моль/л и с рН, равным 5. Кюрий элюировали азотной кислотой концентрацией 12 моль/л. Элюат собирали фракциями по 10–20 мл, каждую из них анализировали методом альфа-спектрометрии. Растворы, соответствующие фракциям калифорния, объединили и проанализировали методами альфа- и гамма-спектрометрии, а фракцию кюрия — методами альфа-, гамма- и масс-спектрометрии.

Все работы с аликвотами облучённого материала проводили в перчаточном боксе. По соображениям радиационной безопасности количество калифорния в анализируемых пробах было мало и недостаточно для проведения масс-спектрального анализа. Поэтому для анализа использовали фракцию калифорния, выделенную из основного объёма раствора облучённого материала в радиационно-защитной камере. Для этого провели отделение калифорния, кюрия и берклия от алюминия соосаждением с гидроксидом кадмия, который затем селективно растворяли в смеси аммиака и нитрата аммония. Далее отделили калифорний от церия, берклия, продуктов деления и кюрия по методикам, аналогичным тем, что использовали для аналитических аликвот. Фракции калифорния объединили и пропустили через колонку с катионообменной смолой BioRad AG-50x8 в Н⁺-форме, колонку промыли азотной кислотой концентрацией 1 моль/л для удаления следов альфа-гидроксиизобутирата аммония, элюировали калифорний той же кислотой, но концентрацией 8 моль/л. Полученный раствор использовали для масс-спектрального анализа. Экспериментальные данные по составу двух облучённых мишеней представлены в табл. 4.1.

Таблица 4.1

Состав облучённых мишеней

Параметр	Изотопы кюрия						Берклий-249	Изотопы калифорния				
	242	244	245	246	247	248		249	250	249	251	252
Масса в мишени, мг:												
первой	0,16	42,74	7,61	51,77	3,02	8,66	0,65	–	0,053	0,118	0,0499	0,0074
второй	0,15	40,78	9,19	50,89	3,52	8,38	0,86	0,14	0,075	0,245	0,0992	0,026
Метод анализа	Альфа-спектрометрия		Масс-спектрометрия				Гамма-спектрометрия по накоплению калифорния-249	Альфа-спектрометрия	Масс-спектрометрия			

Полученные экспериментальные данные были использованы для определения эффективных сечений взаимодействия изотопов кюрия, берклия и калифорния с нейтронами и оценки параметров масштабного производства берклия-249 и калифорния-251.

О.И. Андреев, П.С. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев, И.Л. Буткалюк, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, А.Ю. Енизеркина, С.В. Грунин, А.Ю. Баранов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ ПОЛНОМАСШТАБНОГО ОБЛУЧЕНИЯ КЮРИЯ ДЛЯ НАРАБОТКИ БЕРКЛИЯ И КАЛИФОРНИЯ-251

Полномасштабная наработка берклия-249 и калифорния-251 предполагает одновременное облучение до трёх мишеней с граммовым количеством тяжёлых изотопов юрия в кадмиевом экране. Облучение планируют проводить в активной зоне реактора СМ в ячейках специальной тепловыделяющей сборки. Масса тяжёлых изотопов юрия в каждой мишени, ориентировочно равная 3,5–4 г, будет равномерно распределена по высоте мишени в 30–35 кадмиевых капсулах. Масса загружаемого кадмия, который является эффективным поглотителем тепловых нейтронов, оказывает определяющее влияние на нейтронно-физические характеристики мишени и параметры работы реактора.

Для определения параметров накопления изотопов берклия и калифорния с использованием программы MCNP [1] и библиотеки ядерных данных ENDF/B-VIII.0 [2] были рассчитаны нейтронно-физические характеристики облучаемых мишеней, в первую очередь скорость реакций взаимодействия с нейтронами ядер нуклидов цепочки. Трансмутацию ядер описывали системой обыкновенных нелинейных дифференциальных уравнений в трёхгрупповом энергетическом приближении. Учитывая неполноту ядерно-физических данных о сечениях нуклидов цепочки накопления берклия и калифорния в резонансном спектре нейтронов, провели эксперимент по облучению юрия в мишенях с кадмиевым экраном. При планировании эксперимента по определению выхода берклия-249 и изотопов калифорния моделировали массу тяжёлых изотопов юрия в отдельной кадмиевой капсуле для корректного учёта эффекта самоэкранирования ядер (100–120 мг тяжёлых изотопов юрия в капсуле) и максимальную суммарную массу загружаемого кадмия (три мишени, в каждой из которых 30–35 кадмиевых капсул).

Для моделирования максимальной загрузки кадмия в ячейки специальной тепловыделяющей сборки были изготовлены две опытные мишени, содержащие по одной кадмиевой капсуле с тяжёлыми изотопами юрия (остальные капсулы их не содержали), и имитатор мишени с кадмиевыми капсулами без тяжёлых изотопов юрия. Первую мишень и имитатор мишени облучали 41,6 эфф. сут, вторую мишень — 70,5 эфф. сут. После облучения провели радиохимическую переработку мишеней, выделили препараты юрия, берклия, калифорния, провели необходимые гамма-, альфа-, масс-спектрометрические измерения.

Из рис. 4.4. следует, что расчётная методика в пределах неопределённости измерений позволяет корректно определять выход берклия-249 и калифорния при облучении юрия, экранированного кадмием. Вместе с тем масс-спектрометрические данные свидетельствуют о том, что расчёт существенно занижает содержание калифорния-252 в смеси изотопов калифорния. В библиотеках ядерных данных отсутствуют экспериментальные данные по параметрам резонансов калифорния-250 и калифорния-251, приведённые значения резонансных интегралов получены расчётным способом по различным теоретическим моделям. На основании экспериментальных данных были определены эффективные сечения взаимодействия ядер калифорния-250 и калифорния-251 с нейтронами резонансной энергии, что позволило построить расчётную методику, корректно описывающую кинетику образования всех изотопов калифорния. Информация о содержании калифорния-252 в смеси изотопов калифорния критически важна, так как, являясь мощным нейтронным излучателем, этот элемент определяет параметры биологической защиты персонала на стадии электромагнитной сепарации калифорния-251.

Учитывая кинетику процессов, график полномасштабного облучения мишеней с кадмием целесообразно выбирать исходя из параметров накопления берклия-249. Оптимальным представляется облучение мишеней в течение 4–5 циклов по три кампании в цикле, что составит 70–100 эфф. сут. Ранее предполагалось более длительное облучение — 110 эфф. сут, однако прирост массы берклия будет незначителен, а масса нежелательного в данном случае изотопа калифорния-252 существенно увеличится.

Для определения реальных характеристик смеси изотопов калифорния важную роль играет время, прошедшее с момента окончания облучения до отделения берклия от облучённого материала, поскольку за счёт распада берклия-249 в калифорний-249 происходит увеличение общей массы калифорния и снижение доли целевого изотопа калифорния-251. Технологический процесс обращения с облучёнными мишенями трансплутониевых элементов предполагает выдержку мишеней в бассейне реактора в течение двух месяцев для распада короткоживущих осколков деления, в первую очередь йода-131. Учитывая, что в мишенях с кадмиевым экраном скорость деления значительно меньше, чем в штатных, выдержку, по предварительной оценке, можно сократить до 30 дней.

При полномасштабном облучении кюриев будет распределён по всей активной части мишени (350 мм), а не только в центре, как это было в эксперименте. С учётом этого в табл. 4.2 приведены данные по выходу берклия и изотопов калифорния при полномасштабном облучении кюрия в кадмиевом экране для двух режимов облучения продолжительностью 70 и 90 эфф. сут. Поскольку содержание кюрия-248 в тяжёлых изотопах кюрия может быть разным, для определённости приведён выход берклия и калифорния на грамм кюрия-248.

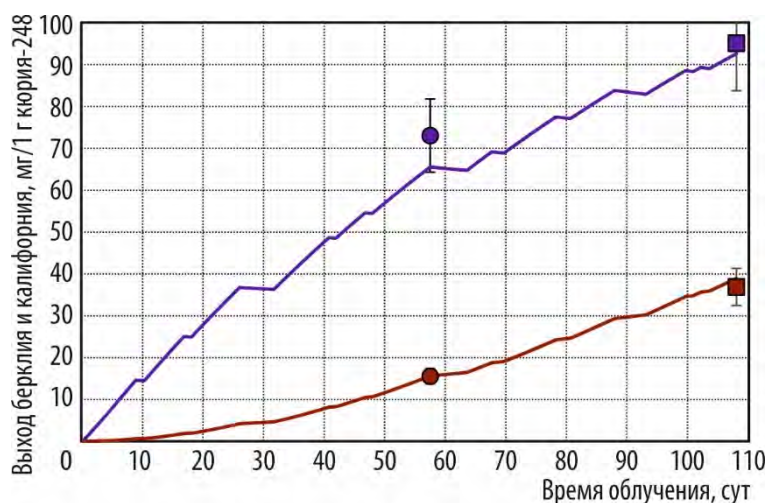


Рис. 4.4. Расчётное (—, —) и экспериментальное (●, ●, ■, ■) изменение выхода берклия (—, ●, ■) и калифорния (—, ●, ■) на 1 г стартового кюрия-248 в зависимости от времени облучения первой (●, ●) и второй (■, ■) мишени

Таблица 4.2

Выход изотопов трансплутониевых элементов

Продолжительность облучения, эфф. сут	Выход, мг/г кюрия-248			Массовая доля изотопа калифорния, %		
	Берклий	Калифорний 249	250	251	252	
70:						
на конец облучения	80,7	20,6	16,73	35,89	39,04	8,34
на 70-е сут (отделение берклия)	69,8	31,4	45,96	23,22	25,59	5,23
90:						
на конец облучения	94,3	28,5	12,84	32,07	42,73	12,36
на 70-е сут (отделение берклия)	79,7	42,8	42,69	21,10	28,44	7,77

К концу 2024 года будет накоплено достаточное количество кюрия (10–12 г, масса кюрия-248 около 0,5 г) для фабрикации трёх полномасштабных мишеней. Облучение мишеней будет проведено в специальной ТВС в активной зоне реактора СМ в течение примерно 90 эффективных суток (150 календарных суток). С учётом времени, необходимого для выдержки облучённых мишеней и проведения радиохимической переработки, целевые радионуклиды будут доступны через 70 календарных суток после окончания облучения. Выход берклия на этот момент составит примерно 80 мг/г кюрия-248, а калифорния — около 40 мг/г кюрия-248. Массовая доля в изотопном составе калифорния будет равна 43 % для калифорния-249, на калифорний-250 придётся 21 %, на калифорний-251 и калифорний-252 — 28 и 8 %

соответственно. Планируется получить примерно 40 мг берклия и 20 мг калифорния данного изотопного состава.

Список литературы

1. MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C / ed. 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: 12.02.2021).
2. Brown D.A., Chadwick M.B., Capote R. et al. ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data. — Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data // Nuclear Data Sheets, February 2018. V. 148. P. 1–142. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0090375218300206> (date of the application: 14.03.2022).

В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Курпьянов, Л.Л. Казаков

РАДИОНУКЛИДНЫЙ ИСТОЧНИК ТЕПЛА ДЛЯ ТЕПЛОФOTOVOLЬТАИЧЕСКОГО ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ

В рамках договора с АО «НИИТФА» выбран радионуклидный источник для реализации теплофотovoltaического преобразования тепловой энергии в электричество. Перенос энергии от источника к преобразователям происходит посредством теплового излучения, что требует высокой температуры поверхности капсулы источника. По требованию технического задания эта температура должна быть 1 000–1 200 °С, минимальная тепловая мощность 70 Вт, форма источника цилиндрическая, срок службы до десяти лет, выбранный радионуклид должен обладать низким уровнем жёсткого гамма-излучения.

Из перечня радионуклидов, используемых для изготовления источников тепла (табл. 4.3), можно исключить короткоживущие изотопы с периодом полураспада менее десяти лет: кобальт-60, рутений-106, церий-144, прометий-147, полоний-210, кюрий-242. Кобальт-60 при распаде испускает жёсткое гамма-излучение энергией 1,17 и 1,33 МэВ, уран-232 имеет в цепочке распада таллий-208 энергией гамма-излучения 2,6 МэВ. Чистые бета-излучатели стронций-90, рутений-106, цезий-137 генерируют высокоэнергетическое тормозное гамма-излучение и требуют при эксплуатации массивной биологической защиты⁴³. Требование по достижению высокой температуры поверхности капсулы источника позволяет исключить кобальт-60, цезий-137, полоний-210 из списка потенциальных кандидатов из-за низкой температуры плавления. Учитывая, что экзотические радионуклиды уран-232, кюрий-242 и кюрий-244 доступны лишь в граммовом количестве, единственным кандидатом для использования в разрабатываемом источнике тепла является плутоний-238. Этот радионуклид обладает достаточно большим периодом полураспада (87,7 лет), значительным объёмным энерговыделением (6,53 Вт/см³), а температура плавления материала сердечника из диоксида плутония составляет 2 400 °С. К тому же плутоний-238 является альфа-излучателем, поэтому его применение не требует громоздкой биологической защиты.

⁴³ Выпускаемый в Советском Союзе радиоизотопный термоэлектрический генератор РИТЭГ с источником на основе стронция-90 тепловой мощностью всего 230 Вт имел массу 560 кг (тип Бета-М). — Прим. авт.

Таблица 4.3

Радионуклиды для изготовления источников тепла

Радионуклид	Период полураспада	Метод получения в ядерном реакторе	Мощность		Сердечник		
			Удельная для чистого изотопа, Вт/г	объёмная, Вт/см ³	Материал	Плотность, г/см ³	Температура плавления, °С
Кобальт-60	5,271 г.	Активация кобальта-59	0,64	5,7	Металл	8,9	1 480
Стронций-90	28,8 г.	Осколок деления	0,92	4,32	Оксид стронция	4,7	2 430
Рутений-106	371,6 сут		29,8	370	Металл	12,41	2 250
Цезий-137	33 г.		0,27	0,86	Хлорид цезия	4,0	645
Церий-144	285 сут		2,6	16	Диоксид церия	7,6	2 400
Прометий-147	2,64 г.		0,37	1,1	Триоксид прометия	6,6	2 300
Полоний-210	138 сут	Облучение висмута	142	1320	Сплавы со свинцом, иттрием, золотом	9,4	600
Уран-232	68,9 г.	Облучение тория	8,1	77,9	Диоксид урана	10,95	2 850
Плутоний-238	87,7 г.	Облучение нептуния-237	0,568	6,53	Диоксид плутония	11,5	2 400
Кюрий-242	162 сут	Облучение плутония / америция	121	1169	Триоксид кюрия	11,75	2 270
Кюрий-244	18,1 г.		2,8	33,25			2 270

Тепловые расчёты радионуклидных источников для оценки геометрических размеров выполняли с использованием блока Flow Simulation программы Solid Works [1, 2], позволяющей проводить трёхмерные конечно-элементные стационарные и нестационарные расчёты для реальной геометрии с учётом нелинейных свойств как твёрдых, так и текучих сред, конвекции и излучения. Расчёт мощности эквивалентной дозы вблизи источника излучения на основе плутония-238 проводили по программе MCNP [3], моделирующей перенос частиц с использованием метода Монте-Карло в заданной трёхмерной геометрии. Вариантные расчёты источника в воздушной среде показали, что степень черноты поверхности капсулы источника должна быть около 0,2, требуемая температура поверхности может быть достигнута при тепловой мощности источника 300–700 Вт, диаметр источника составит 5–6 см.

Трёхмерная расчётная модель источника в составе теплофотовольтаической камеры для анализа по программе Solid Works / Flow Simulation представлена в виде вертикально расположенной цилиндрической камеры с наружным диаметром 260 мм и толщиной стенок 3 мм. Согласно техническому заданию в камере создан вакуум, её стенки изготовлены из стали марки AISI 304L (03X18H11), камера снаружи охлаждается атмосферным воздухом при естественной конвекции. Внутри камеры по центру расположена цилиндрическая капсула источника высотой 9 см, зафиксированная на торцевых стенках при помощи теплоизолирующих креплений. Сердечник капсулы в виде цилиндра выполнен из спрессованного диоксида плутония, размещённого в капсуле из вольфрама, хотя можно также использовать сплавы на основе тантала с вольфрамом. Капсула отполирована с внешней цилиндрической стороны для обеспечения степени черноты 0,17. Внутренние торцевые стальные стенки камеры также приняты полированными до той же степени черноты. На внутренней боковой поверхности камеры установлены специальные цилиндрические фильтры теплового излучения и теплофотовольтаические преобразователи, поэтому в расчётах боковая цилиндрическая поверхность камеры принята абсолютно чёрной со степенью черноты 1,0. Результаты теплового расчёта разогрева капсулы для принятых исходных данных с «наплывом» термоизоляции приведены на рис. 4.5 в виде термограмм в продольной плоскости разреза. Температура излучающей поверхности капсулы составляет 1 241 °С, а камеры — не выше 190 °С.

Параметры выбранного теплового источника на основе плутония-238 по результатам расчётного анализа:

Материал:

сердечника Диоксид плутония
с плотностью 9,2 г/см³
(80 % от теоретической)

капсулы источника Вольфрам
полированный
(степень черноты 0,17)

Массовая доля плутония-238

в смеси изотопов плутония 92 %

Объёмное энерговыделение 4,23 Вт/см³

Тепловая мощность источника 540 Вт

Масса плутония-238 952 г

Размеры капсулы:

Диаметр 5 см

Высота 9 см

Толщина стенок 3 мм

Максимальная температура

центра источника Около 1 450 °С

Температура боковой поверхности капсулы:

при толщине

термоизоляции 1 см 1 061 °С

при напыле термоизоляции

на боковую поверхность:

1 см 1 131 °С

2 см 1 241 °С

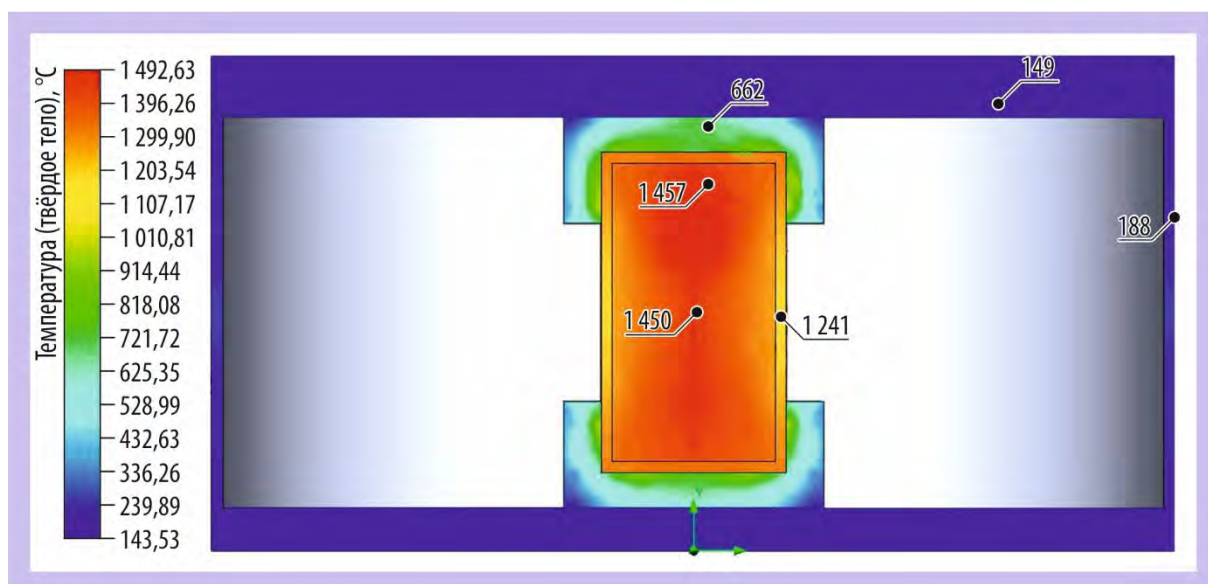


Рис. 4.5. Термограмма разогрева капсулы диаметром 5 см и напылом термоизоляции 2 см

Полученные данные будут использованы для создания макета источника.

Список литературы

1. Алямовский А.А. SolidWorks Simulation. Как решать практические задачи. — СПб.: БХВ-Петербург, 2012. — 448 с.
2. Алямовский А.А. SolidWorks/COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: ДМК, 2004. — 432 с.
3. MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C / ed. 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: 12.02.2021).

В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, Л.Л. Казаков,
В.А. Узиков, И.Р. Сулейманов, М.Ф. Валишин

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОИЗВОДСТВА ЦЕЗИЯ-131 В МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКЕ РЕАКТОРА СМ

Одним из наиболее эффективных методов лечения рака простаты является брахитерапия с использованием миниатюрных источников низкоэнергетического фотонного излучения. Данный способ лечения предполагает имплантирование источников, излучение которых разрушает опухолевые клетки, останавливая полностью или существенно замедляя их рост, непосредственно в орган. Наряду с йодом-125 в таких источниках применяют радионуклид цезий-131, так как его период полураспада 9,6 сут и энергия излучения около 29 кэВ близки к оптимальным параметрам, обеспечивающим высокую эффективность терапии.

Для реакторной наработки цезия-131 используют последовательность ядерных превращений, представленную на рис. 4.6.

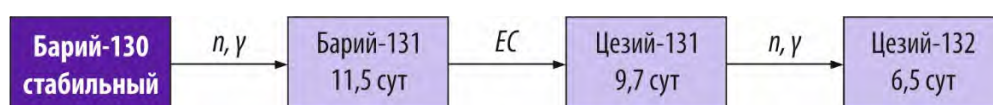


Рис. 4.6. Цепочка ядерных трансмутаций при наработке цезия-131
с указанием типа реакции и периода полураспада: EC — реакция электронного захвата

Стартовый материал, содержащий барий-130, облучают нейтронами ядерного реактора для образования бария-131, при распаде которого образуется целевой радионуклид цезий-131. В качестве стартового материала в АО «ГНЦ НИИАР» применяют изотопно-обогащённый по барию-130 карбонат бария. Для обеспечения наработки требуемого количества бария-131 облучение мишеней проводят в течение не менее 10–20 сут. За это время в мишени вместе с цезием-131 по (n, γ)-реакции нарабатывается радиоактивная примесь — цезий-132, содержание которого в конечном продукте не должно превышать 0,1 %. Поэтому первым шагом химической переработки является отделение реакторного цезия, накопившегося в процессе облучения, после чего в оставшемся материале электронным захватом из ядер бария-131 образуется только цезий-131, который периодически выделяется для отправки заказчику. С целью минимизации затрат стартовый барий после регенерации возвращается в производственный цикл.

Модернизированная нейтронная ловушка реактора СМ [1] позволяет размещать разное количество стартового материала для производства цезия-131. Прогнозируя увеличение объёма поставок, моделировали вариант, когда все 16 ячеек предпоследнего ряда ловушки заняты ампулами с карбонатом бария. Моделирование условий облучения по программе MCNP [2] и ядерных превращений по программе ChainSolver [3] даёт выход бария-131 на конец облучения одного цикла, равного трём кампаниям реактора, около 14,43 ТБк (390 Ки) из 1 г карбоната бария (обогащение стартового бария 52 % по барию-130). При использовании ячеек внутренних рядов ловушки величина выхода возрастает до 15,54–15,91 ТБк (420–430 Ки) из 1 г карбоната. При моделировании производства цезия-131, кроме собственно показателей процесса накопления: места, длительности облучения, выхода целевого радионуклида, необходимо учитывать целый ряд параметров, относящихся к производственному циклу в целом и логистике поставок, таких как продолжительность интервала между выгрузками облучённого материала из реактора, активность бария-131 на момент окончания облучения, потери стартового бария при химических переработках и регенерации, интервал от выделения цезия-131 до калибровки, объём еженедельной поставки цезия-131 с учётом калибровки. В табл. 4.4 приведены результаты моделирования производства цезия-131 при вариации двух параметров производственного цикла — интервалов от окончания облучения до отделения реакторного цезия и от его отделения до первого выделения цезия-131. При этом продолжительность интервала между выгрузками облучённого материала из реактора составила 35 сут,

активность бария-131 на момент окончания облучения — 37 Тбк (1 000 Ки), потери стартового бария при химических переработках и регенерации — 5 % от массы, интервал от выделения цезия-131 до калибровки — 9,625 сут. При заданных параметрах производственного цикла оптимальный режим непрерывного производства достигается при длительности исследуемых интервалов 2 сут. Это минимальное время для подготовки и проведения химической переработки бария.

Таблица 4.4

Объём еженедельных поставок цезия-131 при непрерывном производстве, Тбк (Ки)

Интервал от окончания облучения до отделения цезия, сут	Интервал от отделения до первого выделения цезия, сут				
	2	3	4	5	6
2	2,331 (63)	2,294 (62)	2,220 (60)	2,183 (59)	2,109 (57)
3	2,183 (59)	2,146 (58)	2,109 (57)	2,035 (55)	1,961 (53)
4	2,072 (56)	2,035 (55)	1,961 (53)	1,924 (52)	1,887 (51)
5	1,961 (53)	1,887 (51)	1,850 (50)	1,813 (49)	1,739 (47)

Как показывает практика работы с заказчиками, наряду с регулярными еженедельными, равными по объёму поставками приходится выполнять поставки максимального имеющегося на дату отправки количества радионуклида. Общее отправляемое количество калиброванного цезия-131 при максимальной поставке примерно на треть больше, чем при равномерной регулярной (рис. 4.7). Однако при планировании медицинского применения радионуклидов обычно необходим фиксированный объём еженедельных поставок. К тому же переход от ре-

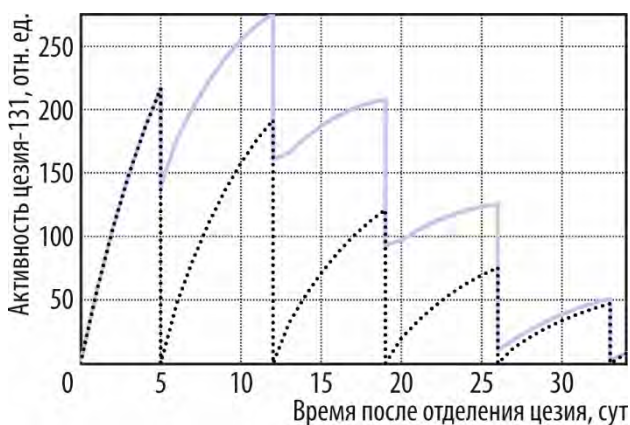


Рис. 4.7. Изменение активности цезия-131 в режиме равномерных регулярных (—) и максимальных (•••••) поставок в зависимости от времени после отделения реакторного цезия

жима максимальных поставок к режиму равномерных или изменение их объёма может потребовать дополнительной загрузки стартового материала, поскольку для выполнения равномерной поставки к продукту, получаемому при первом после облучения выделении, добавляется остаток от последнего выделения предыдущего облучения. Реальный объём стартового материала, необходимого для облучения, определяется прогнозируемой заказанной активностью радионуклида, датами поставок (калибровок), графиками работы реактора и переработки облучённого материала, доступностью облучательных ячеек ловушки, её реальной (прогнозируемой) загрузкой прочими радионуклидами.

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. — Дмитровград: 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: 21.03.2022). — 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=47293851&pff=1> (дата обращения: 21.03.2022).

2. MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C / ed. 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: 25.01.2022).
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: 21.03.2022). — 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 URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=32784375> (дата обращения: 21.03.2022).

Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Тарасов, Л.Л. Казаков

АПРОБАЦИЯ СПОСОБА ВЫДЕЛЕНИЯ И ОЧИСТКИ АКТИНИЯ-225

Интерес к использованию альфа-излучающих радионуклидов в терапии злокачественных новообразований растёт. Препараты на основе альфа-эмиттеров, в том числе и актиния-225, уже проходят доклинические и клинические исследования. Показано, что терапия препаратом актиния-225 для лечения рака предстательной железы более эффективна, чем терапия с использованием лютеция-177.

Актиний-225 является дочерним продуктом распада тория-229, который можно получать из выдержанного урана-233 или облучённых в высокопоточном реакторе радиевых мишеней. В первом случае уран-233 обычно содержит неотделимую примесь урана-232, который распадается до тория-228, во втором — образуется смесь тория-228 и тория-229. Поэтому при получении актиния-225 всегда стоит задача отделения его от вышеперечисленных изотопов тория и их дочерних продуктов распада, в частности изотопов радия-224 и радия-225. Для разделения радия, актиния и тория можно использовать метод анионообменной хроматографии в водно-метанольных средах [1, 2], но он подвергается критике [3] за необходимость упаривания смесей азотной кислоты со спиртами, что может привести к возгоранию или даже взрыву [4]. Возможной заменой метанола является уксусная кислота. Целью работы являлось экспериментальное изучение возможности выделения актиния-225 из смеси изотопов тория-228 и тория-229 методом анионообменной хроматографии в присутствии смеси уксусной и азотной кислот, а также получение опытных образцов актиния-225 с использованием методов анионообменной и экстракционной хроматографии.

Предварительно в статических условиях были определены коэффициенты распределения для актиния и радия между сорбентом BioRad AG1x8 и раствором. Показано, что при увеличении доли уксусной кислоты в растворе коэффициенты распределения актиния и радия увеличиваются, в то время как увеличение концентрации азотной кислоты практически не влияет на сродство актиния и радия к сорбенту.

Выделяли опытные партии актиния в два этапа. Сначала проводили анионообменное разделение тория, радия, актиния на сильноосновном анионите BioRad AG1x8 из смеси уксусной и азотной кислот. Сорбцию выполняли из смеси тех же кислот, актиний элюировали азотной кислотой концентрацией 8 моль/л, торий — концентрацией 0,1 моль/л. Затем

объединяли фракции, содержащие актиний, и проводили доочистку актиниевой фракции методом экстракционно-распределительной хроматографии на сорбенте Ln-Resin [5].

Для медицинских изотопов важно контролировать содержание долгоживущих нуклидов в препарате. Содержание тория-228 и тория-229 определяли химическим выделением ториевой фракции методом анионообменной хроматографии на сорбенте BioRad AG1x8 из аликвоты полученного препарата актиния-225. Сорбцию проводили из азотной кислоты концентрацией 8 моль/л, элюировали торий той же кислотой концентрацией 0,5 моль/л. Ториевую фракцию анализировали методом альфа-спектрометрии [5].

Получены три опытных образца актиния-225 активностью $1,42 \cdot 10^5$, $2,79 \cdot 10^6$ и $3,69 \cdot 10^7$ Бк, определены их характеристики методами альфа-, гамма-спектрометрии и методом атомно-эмиссионного анализа. Прямое измерение активности долгоживущих изотопов тория-228 и тория-229 методами альфа-спектрометрии затруднено из-за того, что линии, соответствующие указанным радионуклидам, лежат на низкоэнергетичном склоне альфа-пиков актиния-225 и его дочерних продуктов распада. Второй и третий образцы были проанализированы на содержание изотопов тория-228 и тория-229 химическим выделением тория на анионообменной смоле BioRad AG 1x8. Суммарная доля этих изотопов составила $7,8 \cdot 10^{-4}$ % от активности актиния-225.

Список литературы

1. Guseva L.I., Tikhomirov G.S., Dogadkin N.N. ^{227}Ac — ^{211}Pb generator for test experiments of solution chemistry of element 114 // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2004. V. 260, Is. 1. P. 167–172.
2. Soderquist C.Z., McNamara B.K., Fisher D.R. Production of high-purity radium-223 from legacy actinium-beryllium neutron sources // Current Radiopharmaceuticals, 2012. V. 5, Is. 3. P. 244–252.
3. McAlister D.R., Horwitz E.P. Chromatographic generator systems for the actinides and natural decay series elements // Radiochimica Acta, 2017. V. 99. P. 151–159.
4. Calmon C. Explosion hazards of using nitric acid in ion exchange equipment // Chemical Engineering, 1980. V. 87. P. 271.
5. Буткалюк П.С., Москвин А.С., Буткалюк И.Л. и др. 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/6417> (дата обращения: 21.03.2022). — 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: 21.03.2022).

П.С. Буткалюк, А.С. Москвин, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов, М.Ю. Кожанова

КИНЕТИКА СОРБЦИИ ИОНОВ СЕРЕБРА НА СИНТЕТИЧЕСКОМ ЦЕОЛИТЕ NaX

При получении радионуклида молибдена-99 облучением урансодержащих мишеней в ядерном реакторе радиоактивные изотопы йода составляют около 15 % от общей массы радиоактивных примесей. В технологии ROMOL-99 [1], применяемой в АО «ГНЦ НИИАР», растворение

облучённых ураноалюминиевых мишеней проводят в щелочном растворителе. Этот щелочной раствор после отделения от осадка, содержащего уран, пропускают через сорбционную колонку с йодоулавливающим сорбентом — оксидом алюминия с осаждённым на его поверхности металлическим серебром [1]. Очистка раствора молибдена-99 от радионуклидов йода происходит за счёт образования малорастворимых соединений йода с серебром. Как показал опыт эксплуатации такого сорбента, адгезия металлического серебра на поверхности оксида алюминия и размеры частиц собственной фазы металлического серебра зависят от условий синтеза сорбента, что может привести к заметным отклонениям в эффективности работы сорбционных колонок на стадии удаления йода. Авторами статьи изучена возможность использования альтернативного носителя для синтеза серебросодержащего сорбента — синтетического цеолита NaX⁴⁴. По своей природе цеолиты — пористые алюмосиликаты с каркасной структурой, в состав которых входят щелочные или щёлочноземельные металлы, способные к обмену на другие ионы, в частности серебра. Целью настоящей работы являлось изучение кинетических закономерностей сорбции ионов серебра на синтетическом цеолите NaX и оценка параметров диффузионных стадий данного процесса.

Для исследований выбран синтетический цеолит NaX состава $\text{Na}_2\text{O} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 2,5\text{SiO}_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ в виде черенков. Цеолит соответствует молекулярным ситам 13X (натриевая форма, размер пор 0,95 нм). Черенки цеолита измельчали в ступке и фракционировали с использованием аналитических сит с квадратными ячейками различных размеров. Исследовали три фракции, размеры частиц которых ограничены размерами отверстий, используемых в анализе сит: 0,0250–0,3000, 0,0063–0,0250, 0,0050–0,0063 см. Эксперимент проводили в статических условиях. Навеску образца цеолита помещали в стеклянную колбу, куда вносили раствор нитрата серебра. Перемешивали образцы с помощью лабораторного шейкера. По истечении заданного времени из раствора над слоем цеолита отбирали пробу и проводили определение содержания серебра титриметрическим способом.

Изучение кинетики сорбции серебра на образцах синтетического цеолита NaX с различным размером зёрен (рис. 4.8) показало зависимость скорости сорбции от размера зерна сорбента. Кинетика гетерогенной реакции зависит от скорости не только внешне- и внутридиффузионных процессов, но и реакции химического обмена [2]. Определяющей является скорость наиболее медленной стадии. В случае, когда медленной стадией являются диффузионные процессы (диффузия к/от поверхности сорбента или продвижение сорбируемой/замещаемой частицы в грануле сорбента), изменение размера частиц сорбента приводит к изменению скорости установления равновесия.

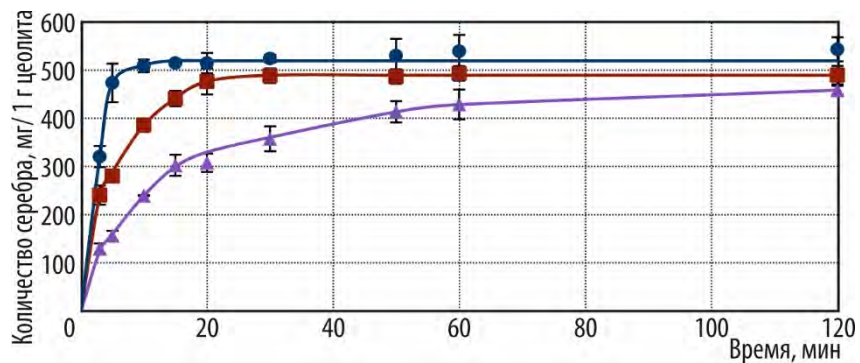


Рис. 4.8. Кинетические кривые осаждения серебра на цеолите NaX с диаметром зерна в 0,0050–0,0063 (●), 0,0063–0,0250 (■), 0,0250–0,3000 (▲) см

Используемые для работы частицы цеолита не имеют правильной геометрической формы, но с целью упрощения расчётов приняли, что зёрна имеют сферическую форму с эквивалентным диаметром d_3 . Для фракции цеолита, проходящей через сито с размером ячейки d_1 , но остающейся на сите с ячейкой d_2 , эквивалентный диаметр считаем равным среднему геометрическому из размеров ячеек смежных сит [3]:

$$d_3 = \sqrt{d_1 \cdot d_2}. \quad (4.5)$$

⁴⁴ Цеолит NaX — гранулированный сорбент с высокой механической прочностью и сравнительно большой степенью поглощения влаги. — Прим. ред.

Для описания процесса диффузии в зерне сорбента в условиях постоянства концентрации сорбтива на поверхности зерна, имеющего сферическую форму, Баррером, Адамсоном и Бойдом⁴⁵ получено уравнение [4]

$$F = \frac{Q}{Q_{\infty}} = 1 - \frac{6}{\pi^2} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{n^2} \exp\left(-\frac{D\pi^2 n^2 \tau}{r^2}\right), \quad (4.6)$$

где F — относительная доля сорбированного иона от максимально возможного (равновесного) значения, которая является функцией параметра $D\tau/r^2$; Q, Q_{∞} — количество сорбированного иона за время τ и при равновесии соответственно, мг/1 г цеолита; n — число слагаемых: целые числа 1, 2, 3...; D — коэффициент диффузии ионов в фазе цеолита, см²/с; τ — время, в течение которого достигается данная величина F , с; r — радиус зерна сорбента, см.

Для практических расчётов кинетики ионного обмена и последующей графической интерпретации уравнение (4.6) представляют в координатах $(F, B\tau)$:

$$B = \frac{D\pi^2}{r_3^2}, \quad (4.7)$$

где B — константа скорости (кинетический коэффициент) внутридиффузионного процесса, с⁻¹; r_3 — эквивалентный радиус частиц сорбента, см.

Тогда уравнение (4.6) принимает вид

$$F = \frac{Q}{Q_{\infty}} = 1 - \frac{6}{\pi^2} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{n^2} \exp(-B\tau n^2). \quad (4.8)$$

При проверке применимости уравнения (4.8) используют таблицы, составленные Бойдом, Адамсоном и Майерсом⁴⁴ [2, 4], в которых представлены расчётные данные по зависимости $B\tau$ от экспериментально найденных значений F . Внутридиффузионное лимитирование скорости процесса сорбции подтверждается линейностью зависимости $B\tau = f(\tau)$ [2], которая наглядно показывает влияние размера зерна цеолита на изменение скорости диффузии в твёрдой фазе (рис. 4.9). По полученным данным определены значения кинетического коэффициента внутридиффузионного процес-



Рис. 4.9. Изменение кинетики $B\tau$ сорбции ионов серебра в зависимости от времени для синтетического цеолита NaX с различным диаметром зёрен: 0,0050–0,0063 (●), 0,0063–0,0250 (■), 0,0250–0,3000 (▲) см

соответствующее достижению степени сорбционного равновесия (F равна 0,5), при внутридиффузионном механизме кинетики рассчитывали по формуле [2]

$$\tau_{1/2} = \frac{0,03r^2}{D}. \quad (4.9)$$

Результаты расчётов кинетических параметров сорбции серебра из водного раствора с синтетическим цеолитом NaX представлены в табл. 4.5.

⁴⁵ Ричард Мэлинг Баррер — химик из Новой Зеландии, известный исследованиями газопроницаемости мембран, основатель науки о цеолитах, один из которых назван в его честь — баррерит, также по его имени назван баррер — единица измерения газопроницаемости. Артур Уилсон Адамсон — американским химик, который считается пионером в неорганической химии, его исследования внесли значительный вклад в понимание явлений физической адсорбции и краевого угла, термодинамики поверхностей и необратимой адсорбции. Сведений о Дж.Е. Бойде и Л.С. Маерсе не найдено. — Прим. ред.

Таблица 4.5

Параметры сорбции серебра

Размер зёрен цеолита, см	Эквивалентный диаметр зёрен, см	Кинетический коэффициент внутридиффузионного процесса, с ⁻¹	Коэффициент диффузии, см ² /с	Время полубмена, с
0,0050–0,0063	$2,81 \cdot 10^{-3}$	$5,7 \cdot 10^{-3}$	$4,52 \cdot 10^{-9}$	52
0,0063–0,0250	$6,27 \cdot 10^{-3}$	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$9,98 \cdot 10^{-9}$	118
0,0250–0,3000	$4,33 \cdot 10^{-2}$	$5,6 \cdot 10^{-4}$	$1,06 \cdot 10^{-7}$	528

Математическая обработка кинетических кривых позволяет уверенно судить о наличии внутридиффузионного торможения массопереноса серебра в зерне синтетического цеолита NaX. Установлено, что константа скорости (кинетический коэффициент) внутридиффузионного процесса находится в обратно пропорциональной зависимости от размера зерна.

Список литературы

1. Muenze R., Beyer G.J., Ross R. et al. The fission-based ⁹⁹Mo production process ROMOL-99 and its application to PINSTECH Islamabad // Science and Technology of Nuclear Installations, 2013. Т. 2013. Р. 1–9.
2. Полянский Н.Г., Горбунов Г.В., Полянская Н.Л. Методы исследования ионитов. — М.: Химия, 1976. — 208 с.
3. Гельперин Н.И., Айнштейн В.Г., Кваша В.Б. Основы техники псевдооживления. — М.: Химия, 1967. — 664 с.
4. Boyd G.E., Adamson A.W., Myers L.S. The Exchange Adsorption of Ions from Aqueous Solutions by Organics Zeolites. II. Kinetics // Journal of the American Chemical Society, 1947. V. 69, № 11. Р. 2836–2848.

Е.В. Черноокая, В.А. Сивкова, К.В. Ротманов

ВЛИЯНИЕ КАТИОННЫХ ПРИМЕСЕЙ НА ЭЛЕКТРООСАЖДЕНИЕ ГАДОЛИНИЯ ИЗ ВОДНО-ОРГАНИЧЕСКОГО ЭЛЕКТРОЛИТА

В АО «ГНЦ НИИАР» выпускают калифорниевые источники нейтронов для внутритканевой лучевой терапии. Медицинский источник представляет собой стержневой активный сердечник, помещённый в цилиндрическую капсулу из нержавеющей стали. Активный сердечник изготавливают способом электрохимического осаждения калифорния из смеси разбавленной азотной кислоты и изобутилового спирта на платиновую проволоку [1, 2]. В процессе электроосаждения на катоде формируются труднорастворимые гидроокиси калифорния. Их образованию способствует превалирование в электролите органического растворителя — изобутилового спирта. Тем не менее наличие раствора азотной кислоты также необходимо, так как растворимость трансплутониевых элементов в изобутиловом спирте невелика, а добавление этой водной компоненты позволяет повысить проводимость электролита.

Осаждение проводили при постоянном напряжении в охлаждаемой электрохимической ячейке (рис. 4.10). Анодом выступал цилиндрический платиновый корпус, катодом — платиновая проволока.

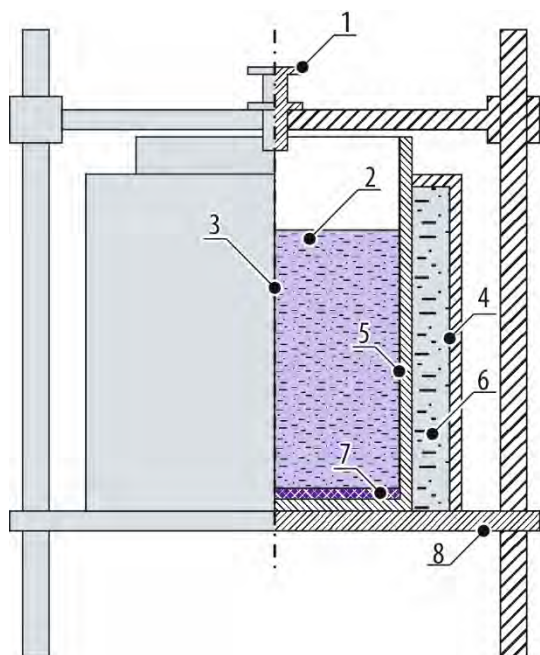


Рис. 4.10. Конструкция электрохимической ячейки:
1 — катододержатель; 2 — электролит; 3 — катод;
4 — рубашка; 5 — анод; 6 — теплоноситель (вода);
7 — тефлоновый экран; 8 — станина

Несмотря на то, что производство источников данного типа ведётся с 1980-х годов, влияние различных факторов на процесс электроосаждения калифорния является малоизученным. Поэтому было принято решение о проведении исследований.

В качестве имитатора калифорния использовали гадолиний [3, 4] из-за близости кристаллических и эффективных ионных радиусов этих элементов (табл. 4.6). Выбор исследуемых катионных примесей обуславливался особенностями технологического процесса производства калифорния: материалом сердечника мишени служил алюминий, основными компонентами материала оболочки мишени (нержавеющей стали) были железо и хром, а компонентом, определяющим жёсткость воды и способным к десорбции из стекла, — кальций.

Таблица 4.6

Ионные радиусы калифорния и гадолиния

Радиус, Å	Gd ³⁺	Cf ³⁺
Ионный в кристалле	1,078	1,090
Эффективный ионный	0,938	0,950

Было изучено влияние катионов Ca²⁺, Fe³⁺, Al³⁺ и Cr³⁺ на процесс электрохимического осаждения гадолиния из водно-органического электролита. Использовали электрохимическую ячейку, аналогичную применяемой в производстве источников калифорния-252 медицинского назначения. Время осаждения составляло 80 мин, расход охлаждающей воды — 30–40 л/ч, плотность тока — 200 мА/см², объёмное отношение изобутилового спирта к азотной кислоте концентрацией 0,5 моль/л — 30:1 [5]. Электролиз проводили без перемешивания электролита. Его температуру задавали расходом охлаждающей воды, подаваемой на электролизёр. Минимальная температура электролита при использованной конструкции электролизёра составила 25 °С.

Осаждение выполняли при помощи источника тока Б5-50 при постоянном напряжении 300 В. Значения силы тока и напряжения контролировали с помощью универсального вольтметра В7-78/2, подключённого по схеме, представленной на рис. 4.11.

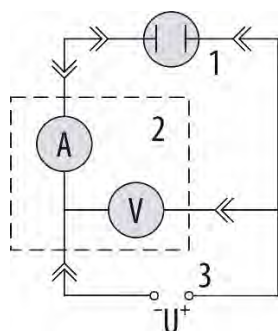


Рис. 4.11. Электротехническая схема установки: 1 — электрохимическая ячейка; 2 — вольтметр универсальный В7-78/2 (А — амперметр, V — вольтметр); 3 — источник тока Б5-50 (U)

После осаждения катод погружали в азотную кислоту концентрацией 4 моль/л. Полноту осаждения гадолиния определяли радиоиндикаторным методом с применением гадолиния-153 по следующей формуле

$$Y = \frac{A_k}{A_3} \cdot 100 \%, \tag{4.10}$$

где A_k, A_3 — активность гадолиния-153, смытого с катода после осаждения и внесённого в электролит соответственно.

Исследуемые примеси вносили в электролит в виде растворов нитратов соответствующих катионов. Количество и концентрация используемых растворов подбирали таким образом, чтобы объёмное отношение органической / водной фазы в электролите оставалось постоянным. Концентрация гадолиния в электролите составляла 0,25 мг/л, а примесного

иона — 0,8–7,7 мг/л. Предварительные эксперименты по электроосаждению гадолиния из водно-органического электролита в отсутствии примесей показали, что полнота осаждения гадолиния составляет (92 ± 1) %.

В результате электроосаждения из электролита, содержащего примесные катионы кальция, было выявлено, что они сильно влияют на полноту осаждения гадолиния. Так, в ряду значений концентрации примеси 7,7, 3,9, 1,6 и 0,8 мг/л полнота осаждения гадолиния составила 39, 46, 54 и 57 % соответственно. Электроосаждение из электролита с примесными катионами железа показало, что катионы железа концентрацией до 0,8 мг/л статистически значимо не влияют на полноту осаждения гадолиния. В ряду значений концентрации примеси 3,9, 1,6 и 0,8 мг/л полнота осаждения гадолиния составила 84, 87 и 93 % соответственно. В результате электроосаждения из электролита, содержащего примесные катионы алюминия и хрома, было выявлено, что эти катионы сильно влияют на полноту осаждения гадолиния. В ряду значений концентрации алюминия 7,7, 3,9, 1,6 и 0,8 мг/л полнота осаждения гадолиния составила 45, 57, 65 и 79 % соответственно. В ряду значений концентрации хрома 7,7, 3,9, 1,6 и 0,8 мг/л полнота осаждения гадолиния составила 37, 50, 51 и 66 % соответственно.

Представленные результаты позволяют сделать вывод, что при проведении процесса электроосаждения гадолиния из водно-органического электролита примесные катионы Fe^{3+} концентрацией выше 0,8 мг/л и катионы Ca^{2+} , Al^{3+} и Cr^{3+} даже в незначительном количестве могут существенно снижать полноту осаждения целевого продукта. Можно предположить, что аналогичное влияние рассмотренные катионные примеси окажут и на процесс электроосаждения калифорния, однако данное предположение требует дальнейшей экспериментальной проверки.

Список литературы

1. Evans J.E., Loughed R.W., Coops M.S. et al. The use of electrodeposition methods to prepare actinide targets for cross-section measurements and accelerator bombardments // Nuclear Instruments and Methods, 1972. V. 102, Is. 3. P. 389–401.
2. Короткин Ю.С. Получение циклотронных мишеней из трансплутониевых и редкоземельных элементов электроосаждением из изобутанола: препринт: ОИЯИ-36-7400. — Дубна: Объединённый институт ядерных исследований, 1974. — 20 р.
3. Malmbeck R., Apostolidis C., Carlos R. et al. Separation of ^{248}Cm from a ^{252}Cf neutron source for production of Cm targets // Radiochimica Acta, 2001. № 89. P. 543–549.
4. Shannon R.D. Revised Effective Ionic Radii and Systematic Studies of Interatomic Distances in Halides and Chalcogenides // Acta Crystallographica Section A: Foundations and Advances, 1976. № 3. P. 751–767.
5. Николаев В.М., Карелин Е.А., Кузнецов Р.А., Топоров Ю.Г. Технология трансплутониевых элементов. — Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000. — 359 с.

М.Н. Смирнов, В.Е. Шаландин, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллоев

ВОДО-ВОДЯНОЙ КИПЯЩИЙ РЕАКТОР

ВК-50

Физический пуск — декабрь 1964 г., энергетический — октябрь 1965 г.
Техническое перевооружение: 2021 г.

Идея: И.В. Курчатов.

Главный конструктор: ОКБ «Гидропресс».

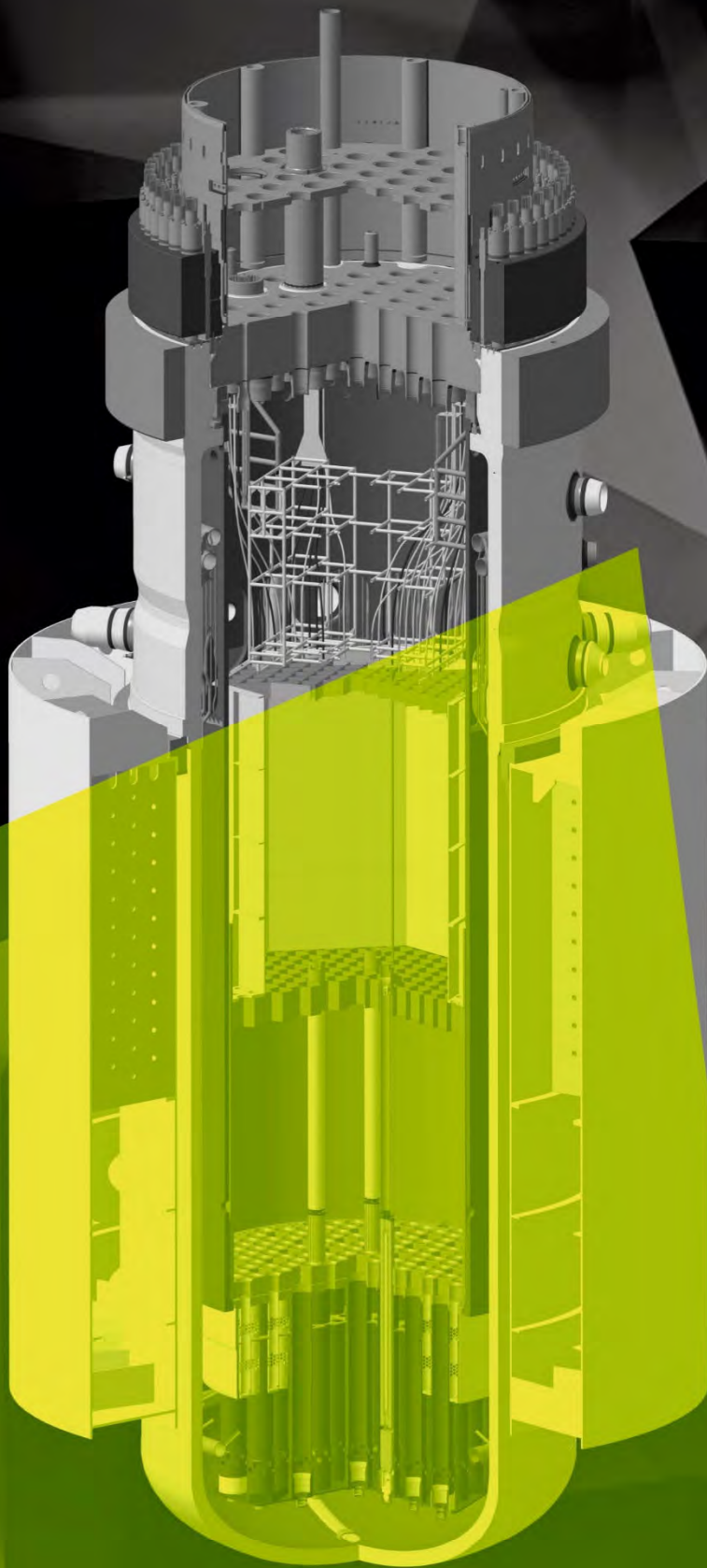
Научный руководитель: ИАЭ (НИЦ «Курчатовский институт»).

Проектировщик: ВНИПИЭТ (АО «Атомпроект»).

Первая и единственная в России одноконтурная установка с корпусным водо-водяным кипящим реактором, естественной циркуляцией теплоносителя и подачей пара непосредственно из реактора на турбину.

Проведение экспериментальных и исследовательских работ для обоснования безопасности действующих и разрабатываемых АЭС России и мира.

Выработка и выдача в сеть электрической энергии и тепла.



5

ЯДЕРНАЯ,
РАДИАЦИОННАЯ
И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ
БЕЗОПАСНОСТЬ,
ОБРАЩЕНИЕ
С ОТРАБОТАВШИМ
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
И РАДИОАКТИВНЫМИ
ОТХОДАМИ

В отчётном году проведено обоснование ядерной безопасности при транспортировании контейнеров с твэлами и ТВС, хранении необлучённых ядерных делящихся материалов, обращении с топливом исследовательских ядерных установок и исследовании твэлов в радиационно-защитных камерах. Анализ обеспечения требований ядерной безопасности для вышеперечисленных объектов, выполненный для нормальных условий и для постулируемых аварийных ситуаций, показал безопасность проведения работ и позволил установить количественные и геометрические ограничения.

Проведён комплексный анализ выполнения институтом природоохранных требований при осуществлении деятельности с источниками ионизирующего излучения. Результаты радиационного и химического контроля позволили подтвердить стабильность и благоприятность радиоэкологического состояния района размещения института: не зафиксировано увеличение фоновой радиоактивности компонентов окружающей среды и концентрации загрязняющих веществ.

В рамках работ по усовершенствованию системы обращения с радиоактивными отходами выполнено опытное извлечение твёрдых среднеактивных отходов из отсека хранилища высокоактивных отходов с последующей передачей в пункт контейнерного хранения. Используемая технология извлечения отходов экспериментально подтвердила свою эффективность и заложенные технические решения по обеспечению безопасности человека и окружающей среды. Полное освобождение отсека от среднеактивных отходов, запланированное на 2021–2025 годы, позволит при текущих темпах заполнения хранилища осуществлять его эксплуатацию ещё минимум в течение десятилетия.

Продолжены исследования по контролю радиоуглерода в организованных поступлениях радиоактивных веществ в атмосферный воздух. Отработаны методы и параметры отбора проб углерода-14 из выбрасываемой газоаэрозольной смеси. Запланирована разработка методики выполнения измерений активности углерода-14 в составе газоаэрозольных поступлений радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

Завершены расчётные исследования обоснования радиационной безопасности технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в боковом экране реактора на быстрых нейтронах и безопасности планируемых экспериментальных работ по радиохимической переработке кюриевых мишеней. Исследования позволили определить характеристики необходимой дополнительной биологической защиты для недопущения сверхнормативного воздействия на персонал. Также расчётными методами обоснована полная радиационная защита камер ИЗК-Р и ИЗК-М исследовательской ядерной установки МБИР. На основании проведённого анализа сделан вывод об отсутствии необходимости оснащения участков с данными радиационно-защитными камерами системой аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции.

Осуществлён информационный обмен в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок, эксплуатируемых двадцатью двумя предприятиями пяти стран Содружества Независимых Государств, и анализ отклонений от их нормальной эксплуатации.

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

РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИЗА ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ В ПОДРАЗДЕЛЕНИЯХ ИНСТИТУТА

В отчётном году расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности был выполнен для следующих направлений деятельности института:

- ◆ транспортирование контейнеров с твэлами и ТВС;
- ◆ хранение необлучённых ядерных делящихся материалов;
- ◆ обращение с топливом исследовательских ядерных установок;
- ◆ хранение радиоактивных отходов, содержащих ядерные делящиеся материалы;
- ◆ исследования твэлов и ТВС в радиационно-защитных камерах.

Анализ обеспечения требований ядерной безопасности выполнен как для нормальных условий эксплуатации, так и для постулируемых аварийных ситуаций. Результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов получены с использованием программы MCU-RFFI/A. Доказана и обоснована безопасность проведения работ и установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности.

Одна из наиболее сложных и значимых работ за рассматриваемый период — обоснование ядерной безопасности при выполнении работ с твэлами и ТВС в радиационно-защитных камерах. Её сложность заключалась в том, что внутри камер могут присутствовать различные типы твэлов и ТВС реакторов ВВЭР, РБМК, БОР, БН, отличающиеся между собой как геометрическими характеристиками, так и составом топлива. В процессе работ твэлы могут находиться в нескольких типах упаковок с наличием или отсутствием дистанционирующих решёток. При анализе ядерной безопасности расчётным путём необходимо было определить тип упаковки и твэла, которые приводят к наибольшим значениям эффективного коэффициента размножения нейтронов, и именно для этих типов изделий установить ограничения по параметрам ядерной безопасности. В упаковках с дистанционирующей решёткой (кассах) твэлы в расчётной модели размещали в ячейках решётки, а упаковки без неё (пеналы) заполняли максимальным количеством твэлов, которое может туда поместиться. Затем проводили расчёты упаковок при уменьшении числа твэлов в них. В качестве примера на рис. 5.1 приведено изменение коэффициента размножения в зависимости от числа твэлов реакторной установки ВВЭР-440 внутри одиночного пенала диаметром 140 мм.

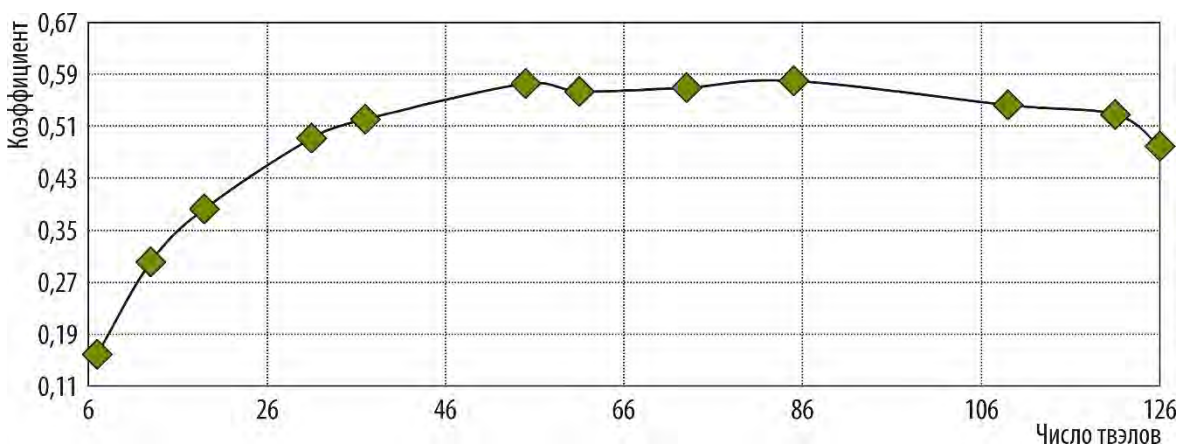


Рис. 5.1. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов для пенала с твэлами, расположенными в узлах треугольной решётки с максимально возможным шагом, в зависимости от их количества, когда внутри и вне пенала — вода плотностью 1,0 г/см³

Максимальный эффективный коэффициент размножения нейтронов достигается при неполной загрузке пенала, что связано с геометрией расположения твэлов и шагом между ними.

Одной из особенностей радиационно-защитных камер является ограниченное внутреннее пространство и достаточно компактное расположение оборудования. Поэтому при анализе ядерной безопасности необходимо рассматривать самые разнообразные варианты размещения ТВС и упаковок с твэлами: отдельно на стеллаже, в хранилище, в колодце или на столешнице, а также совместное размещение систем (например, ТВС на столешнице располагается вплотную к хранилищу или колодцу). В ходе расчётов были установлены ограничения на шаг и геометрию размещения упаковок в камере, обеспечивающие непревышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов допустимого значения 0,95. Для соблюдения данного требования должна применяться разметка или механические ограничители (барьеры), которые обеспечивают требуемые расстояния между системами с ядерными делящимися материалами.

Периодически на исследования поступают экспериментальные ТВС реакторов на быстрых нейтронах с твэлами различных типов. Из-за большой номенклатуры этих сборок проанализировали все типы ТВС реакторов на быстрых нейтронах (БН-600, БН-800), которые поступали в институт ранее. На основании анализа и сравнительных расчётов был определён консервативный вариант твэлов и ТВС, с которым проводили все дальнейшие расчёты. Это позволило существенно сократить объём работ и количество рассчитываемых комбинаций размещения изделий с ядерными делящимися материалами в случае поступления ТВС реакторов БН с иными характеристиками, но которые не превышают величин, установленных для консервативного варианта.

Также был выполнен анализ ядерной безопасности исследования экспериментальных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 и твэлов в радиационно-защитной камере реакторной установки БОР-60. В ходе данной работы были проведены расчёты одиночной экспериментальной ТВС, пенала с твэлами, а также твэлов, размещённых на столешнице. Помимо этого были рассмотрены различные сочетания данных систем, которые могут образоваться в ходе исследований. Расчётный анализ показал, что во всех случаях эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысит 0,95.

Была обоснована безопасность накопления жидких радиоактивных отходов, в которые при работе с облучённым топливом могут попасть ядерные делящиеся материалы, в ёмкости для их сбора, находящейся в радиационно-защитной камере реактора МБИР. Отходы образуются после дезактивации камеры, где проводят экспериментальные исследования ТВС реакторной установки и её твэлов. Был применён консервативный подход к анализу ядерной безопасности, который заключался в предположении возможности накопления в ёмкости ядерных делящихся материалов от одной или двух ТВС. Дезактивирующий раствор внутри ёмкости был заменён водой, поскольку она обладает более сильными замедляющими свойствами, чем раствор, и приводит к наибольшему эффективному коэффициенту размножения нейтронов. В расчётах внутри ёмкости задавали гомогенную смесь, состоящую из воды и ядерных делящихся материалов от одной или двух ТВС реакторной установки МБИР (рис. 5.2).

Была доказана безопасность при обращении с ёмкостью для сбора жидких радиоактивных отходов (эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысит 0,95), которая обеспечивается контролем количества ядерных делящихся материалов, поступающих внутрь ёмкости вместе с отходами и проведением периодической зачистки ёмкости.

Выполнено обоснование ядерной безопасности размещения упаковок с различными типами ядерных делящихся материалов в пунктах временного хранения. Особенностью данной работы было то, что в местах хранения будут размещены упаковки разнообразной формы и геометрии, для которых известны максимальные объём и масса ядерных делящихся материалов. В рамках консервативного подхода упаковки задавали в форме сферы. Проведены расчёты упаковок с каждым типом ядерных делящихся материалов в зависимости от массы при максимальном объёме упаковки, а затем в зависимости от объёма упаковки. После этого анализировали размещение упаковок в местах хранения: на полу, на стеллаже и в шкафу. В ходе анализа были рассмотрены аварийные ситуации, связанные с ошибочной установкой дополнительной упаковки в местах хранения, заполнением пунктов временного хранения и упаковок замедлителем

нейтронов (водой) различной плотности. Также в данной работе учитывали влияние отражения нейтронов от бетонных конструкций (стены и пол) на эффективный коэффициент размножения нейтронов. Например, для одиночной упаковки максимальное значение коэффициента составило 0,98 и 0,95, а при размещении упаковок на стеллаже и в шкафу — 0,98 и 0,97 с учётом и без учёта отражения от бетона соответственно. Результаты расчётного анализа подтвердили безопасность размещения упаковок с ядерными делящимися материалами в пунктах временного хранения. Также была доказана необходимость учёта бетонных конструкций при разработке расчётных моделей для анализа ядерной безопасности.

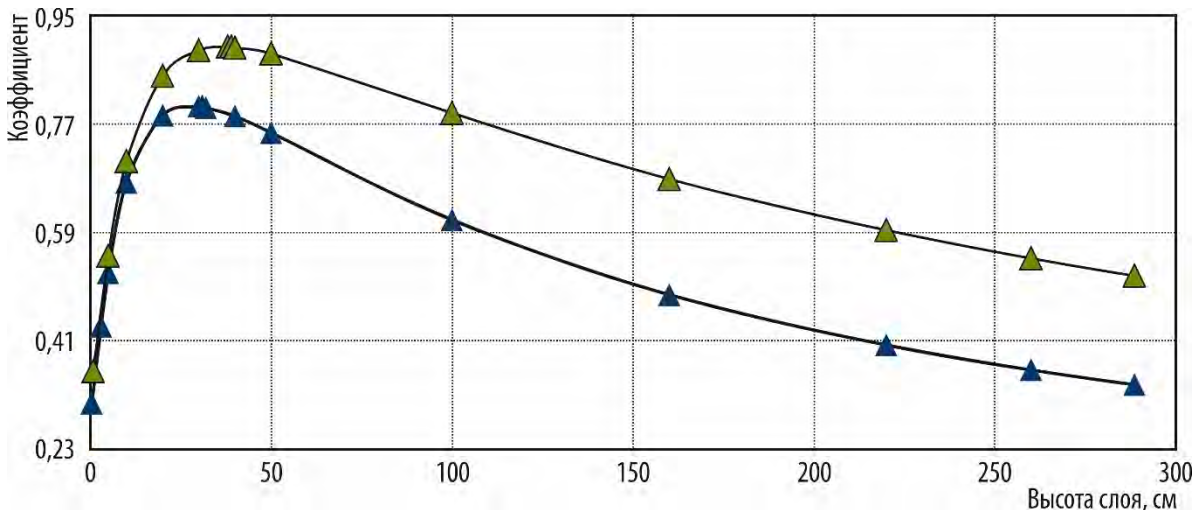


Рис. 5.2. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов одиночной ёмкости в зависимости от высоты слоя раствора с ядерными делящимися материалами от одной (▲) и двух (▲) ТВС, когда внутри и вне ёмкости — вода плотностью 1,0 г/см³

Для планируемого временного перемещения изделий с ядерными делящимися материалами потребовалось провести расчётный анализ в соответствии с требованиями правил ядерной безопасности⁴⁶ при хранении упаковок с таблетками из обеднённого диоксида урана на полу или полках стеллажа. При проведении анализа были рассмотрены консервативные системы, состоящие из бесконечного количества упаковок, расположенных в один слой по высоте на полке стеллажа или на полу. Данные системы были посчитаны в зависимости от расстояния «в свету» между упаковками. В результате расчётов получили, что максимальный эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,75. В соответствии с нормативными требованиями документов в области ядерной безопасности установлены ограничения на количество упаковок, которое можно безопасно разместить на полу или стеллаже.

Поскольку в институте осуществляется транспортирование различных типов контейнеров с облучёнными твэлами и ТВС между зданиями, был выполнен анализ ядерной безопасности чтобы подтвердить безопасность транспортирования контейнеров по территории. В работе были рассмотрены различные варианты заполнения контейнеров (ТВС, пеналы, кассы). Затем для каждой из рассмотренных систем проведены расчёты для различной плотности замедлителя нейтронов (воды) внутри и вне контейнеров. Результаты показали, что при транспортировании контейнеров соблюдаются все требования, установленные в нормативных документах по ядерной безопасности.

Е.С. Фраз, А.П. Малков, А.В. Акимов, Р.В. Самохвалов

⁴⁶ СТО 95 12001-2016 [Электронный ресурс]. Основные правила ядерной безопасности при производстве, использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерных делящихся материалов (ПБЯ-06-00-2016). — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293746/4293746883.pdf> (дата обращения 08.02.2022).

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ТОПЛИВОМ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

На территории АО «ГНЦ НИИАР» размещены радиационно-защитные камеры, в которых проводят исследования различных твэлов. Для каждого этапа исследования необходимо провести анализ ядерной безопасности, особенности которого заключаются в наличии большого количества разнообразных твэлов и ТВС, отличающихся геометрией, массой делящихся веществ, типом топлива, обогащением. Основным критерий ядерной безопасности — не превышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов значения 0,95 при нормальных условиях эксплуатации, а также в случаях постулируемых аварийных ситуаций: смещения изделий (ТВС, упаковки с твэлами) со своих штатных позиций, затопления мест хранения водой, ошибочного размещения изделий в местах, где их хранение не предусмотрено. При анализе ядерной безопасности необходимо учитывать такие количество, плотность и распределение замедлителя нейтронов, в частности воды, при которых достигается максимальное значение коэффициента. В статье приведены анализ и обоснование ядерной безопасности временного хранения облучённых ТВС и твэлов реакторов на быстрых нейтронах внутри радиационно-защитных камер и в бассейне выдержки. Среди энергетических реакторов отличительной особенностью топлива реакторов на быстрых нейтронах от топлива реакторов на тепловых нейтронах является повышенная массовая доля урана-235 (до 33 %) или плутония-239. Анализ был выполнен с использованием результатов расчётов значений эффективного коэффициента размножения нейтронов, полученных с помощью программы MCU-RFFI/A, в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов в области ядерной безопасности.

Поступающие штатные и экспериментальные твэлы и ТВС реакторов на быстрых нейтронах могут отличаться диаметром твэлов, числом твэлов в ТВС, типом топлива (оксидное, нитридное, МОКС-топливо), обогащением и другими параметрами (табл. 5.1).

Таблица 5.1

Основные характеристики твэлов, рассматриваемых в анализе ядерной безопасности

Тепловыделяющая сборка	Топливо	Максимальная масса делящихся нуклидов в твэле, г	Обогащение по урану-235, %
Штатная реактора БН-600	Оксидное урановое	94	33
Штатная реактора БН-800	МОКС	40	0,72
Экспериментальная реактора БН-600	Оксидное урановое	70	21
	Нитридное ураноплутониевое	75	0,7
	МОКС	55	0,3

Для последующего анализа и определения ограничений по параметрам ядерной безопасности была выбрана модель консервативного варианта твэла с топливом в виде смеси диоксида плутония и урана и массой ядерных делящихся материалов 100 г, при обращении с которым эффективный коэффициент размножения нейтронов принимает наибольшее значение. Консервативно доля плутония в смеси урана-235 и плутония выбрана 100 %, а обогащение по урану-235 — 33 %. Из анализа геометрических характеристик твэлов штатных и экспериментальных ТВС получены следующие данные: внешний диаметр твэлов находится в диапазоне от 6,9 до 10,5 мм, а длина топливной зоны — от 800 до 1 700 мм. Для определения геометрических характеристик анализируемого твэла проведены расчётные исследования зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов от длины и диаметра твэлов, входящих в состав различных типов ТВС реакторов на быстрых нейтронах. Получено, что наибольший коэффициент достигается в случае, если длина твэла составляет 800 мм, а внешний диаметр — 6,9 мм. Чтобы минимизировать влияние стали на значение коэффициента, выбрана минимальная толщина оболочки твэлов — 0,4 мм.

Внутри радиационно-защитных камер осуществляется хранение ТВС реакторов на быстрых нейтронах и их твэлов. При этом твэлы предварительно помещают в кассы с дистанционирующими решётками и пеналы. Они могут находиться в приёмном или просмотровом колодцах, на столешнице камеры, в хранилище сборок или хранилище твэлов. Для каждого места хранения были проведены расчёты эффективного коэффициента размножения нейтронов для различной комбинации среды (воздух, вода плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$) внутри и вне рассматриваемых изделий, а также с учётом и без учёта отражения нейтронов от бетонных конструкций. С точки зрения ядерной безопасности наихудший вариант — размещение изделий в воде и заполнение их водой. По результатам расчётов было получено, что наибольший коэффициент достигается в случае, когда в местах хранения располагаются кассы. При этом его максимальное значение при размещении касс в приёмном или просмотровом колодцах не превысило 0,88, а при размещении на столешнице радиационно-защитной камеры — 0,88 без учёта отражения нейтронов от бетона и 0,89 с его учётом. В случае расчёта хранилища сборок и хранилища твэлов, которые представляют собой стальные цилиндрические ёмкости, находящиеся в бетонном массиве, было рассмотрено два варианта размещения касс: по центру хранилища или вплотную к его внутренней стенке. При этом максимальные значения эффективного коэффициента размножения нейтронов не превысят 0,89 и 0,90 при размещении касс по центру хранилища сборок и вплотную к стенке соответственно; 0,88 и 0,89 при размещении касс по центру хранилища твэлов и вплотную к стенке соответственно.

Для всех рассматриваемых мест хранения были проведены расчёты в зависимости от плотности замедлителя нейтронов (воды). На рис. 5.3 приведён график зависимости коэффициента от плотности замедлителя нейтронов для системы, моделирующей размещение кассы внутри хранилища сборок: при увеличении плотности воды значения коэффициента равномерно увеличиваются и не превышают допустимую величину 0,95.

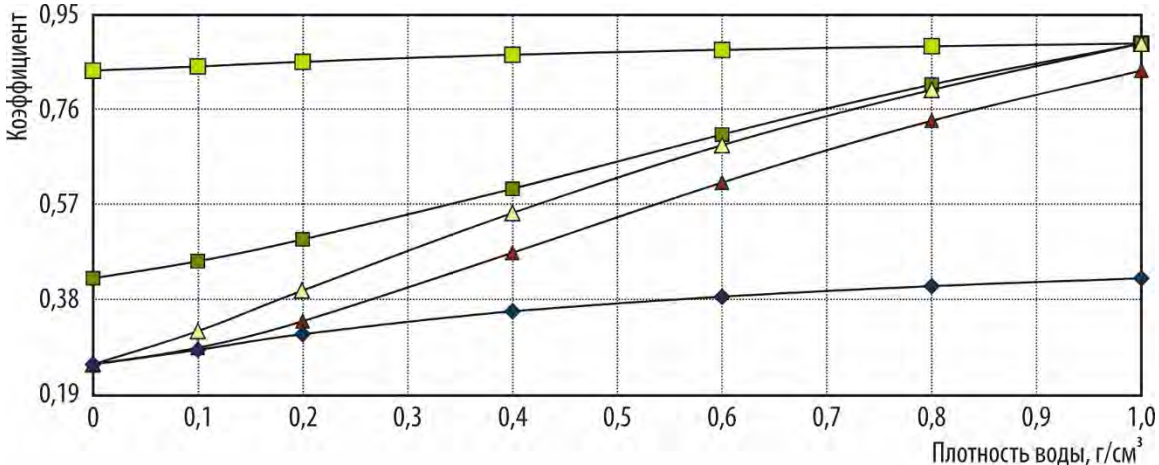


Рис. 5.3. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в зависимости от плотности воды при заданных параметрах: меняется плотность воды внутри кассы, а вне кассы — вода плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$ (\blacksquare) или воздух (\blacktriangle); меняется плотность воды вне кассы, а внутри кассы — вода плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$ (\blacksquare) или воздух (\blacklozenge); меняется плотность воды внутри и вне кассы (\triangle)

При проведении анализа ядерной безопасности было рассмотрено временное хранение ТВС и упаковок с твэлами (пеналы и кассы), которые предварительно помещают в герметичные цилиндрические чехлы, внутри бассейна выдержки. По результатам расчётов для одного и двух чехлов, наибольший эффективный коэффициент размножения нейтронов достигается в случае, когда внутри чехлов размещены кассы. Получено, что при размещении изделий в бассейне выдержки максимальный коэффициент не превысит 0,92 как в нормальных условиях, так и в случае аварийных ситуаций, связанных со смещением чехлов со своих штатных позиций или их заполнением водой различной плотности.

По результатам нейтронно-физических расчётов была доказана ядерная безопасность временного хранения ТВС и упаковок с твэлами реакторной установки БН в радиационно-защитных камерах и бассейне выдержки. Поскольку все расчёты проводили для консервативного варианта твэла, были установлены параметры ядерной безопасности (масса делящихся нуклидов и обогащение по урану-235), охватывающие как штатные, так и экспериментальные твэлы реакторной установки БН, которые когда-либо поступали и, возможно, будут поступать на исследования. Такой подход позволяет не проводить обоснование ядерной безопасности в случае поступления твэлов реакторной установки БН с иными характеристиками (геометрия, тип топлива), если параметры твэла не превышают значений, установленных для рассмотренного консервативного твэла. Также была доказана необходимость учёта бетонных конструкций при анализе ядерной безопасности. Полученные результаты расчётов подтверждают выполнение нормативных требований по ядерной безопасности как в условиях нормальной эксплуатации, так и при постулируемых аварийных ситуациях.

Р.В. Самохвалов, А.В. Акимов, А.П. Малков, Е.С. Фраз

РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКОЕ СОСТОЯНИЕ РАЙОНА РАЗМЕЩЕНИЯ АО «ГНЦ НИИАР»

Радиационно-экологическое состояние района размещения института определяется уровнем загрязнения компонентов окружающей среды в результате хозяйственной деятельности. В отчётном году были выполнены измерения активности радионуклидов и концентрации загрязняющих веществ. Результаты контроля активности основных техногенных радионуклидов в сравнении с данными за 2016–2020 гг. приведены в табл. 5.2.

Таблица 5.2

Активность основных техногенных радионуклидов

Параметр	Объект контроля	Радионуклид	Норма активности	Контрольный уровень	Данные за годы		
					2016–2019	2020	2021
Поверхностная активность, Бк/км ²	Почва	Стронций-90	1,1·10 ¹⁰	0,8·10 ¹⁰	(0,68–12,0)10 ⁸	(0,6–2,8)10 ⁸	Не более 7·10 ⁸
			3,7·10 ¹⁰	2,9·10 ¹⁰	(0,12–2,9)10 ⁹	(0,1–1,5)10 ⁹	(0,23–1,47)10 ⁹
	Снег				(0,23–5,9)10 ⁶	(0,3–2,9)10 ⁶	(0,3–2,5)10 ⁶
Скорость изменения поверхностной активности, Бк/км ²	Атмосферный воздух (выпадения)	Цезий-137	—	—	(0,3–4,0)10 ⁶	(0,12–2,08)10 ⁷	(0,12–1,0)10 ⁶
Объёмная активность, Бк/м ³	Атмосферный воздух (аэрозоли)		27,0	13,5	(0,27–1,8)10 ⁻⁶	(0,68–1,88)10 ⁻⁶	(3,3–7,6)10 ⁻⁷
Удельная активность, Бк/кг	Растительность		370	250	0,07–9,1	0,13–1,49	0,12–1,6
		Стронций-90	50	45	0,3–10,4	0,10–1,34	0,6–2,4
	Вода Черемшанский залив	Цезий-137	11,0	5,5	0,0003–0,007	Не более 0,006	
	Вода питьевая	Альфа-активные	0,2	—	0,01–0,14	Не более 0,17	Не более 0,16
Бета-активные		1,0	—	0,02–0,17	0,047–0,117	Не более 0,21	

Активность радионуклидов в объектах природной среды, в том числе в атмосферном воздухе, не превышает установленных нормативов [1] и соответствует устоявшимся фоновым значениям. Активность радионуклидов в водах Черемшанского залива, продуктах питания и продовольственного сырья значительно ниже допустимой [2–3]. Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения на всей контролируемой территории составляет 0,04–0,22 мкЗв/ч. Объёмная активность цезия-137 в атмосферном приземном слое воздуха не превысила $7,6 \cdot 10^{-7}$ Бк/м³ при нормативе допустимой среднегодовой объёмной активности для населения 27 Бк/м³ и контрольном уровне 13,5 Бк/м³. Радиационный фон в западной части города находится ниже среднего уровня для Ульяновской области. Установлено, в частности, что значение среднегодовой эффективной дозы для населения Димитровграда за счёт современных выбросов института по результатам консервативных расчётов составил 0,9 мкЗв/год. Значение радиационного риска для населения селитебной зоны⁴⁷ более чем в 30 раз ниже границы уровня пренебрежимо малого риска, установленного в нормативе [1]. Радиационная обстановка по всем параметрам, характеризующим дополнительную техногенную нагрузку на население, благоприятная.

Результаты контроля качества атмосферного воздуха за год в жилой зоне западного района Димитровграда и показатели качества вод поверхностных водных объектов, находящихся в зоне воздействия института, приведены в табл. 5.3 и 5.4 соответственно.

Таблица 5.3

Результаты контроля качества атмосферного воздуха, мг/м³

Наименование загрязняющего вещества	Класс опасности ⁴⁸ [4]	Предельно допустимая максимально разовая концентрация вредных веществ	Концентрация в атмосферном воздухе	
			Среднегодовая	Максимальная
Диоксид азота	3	0,2	0,010	0,028
Взвешенные вещества (пыль, недифференцированная по составу)		0,5	0,21	0,49
Диоксид серы			0,008	0,043
Оксид углерода	4	5	1,23	1,97

Уровень загрязнения атмосферного воздуха в жилой зоне Западного района города практически не оказывает негативного воздействия на окружающую среду и население. Измеренные концентрации загрязняющих веществ в 2021 году в атмосферном воздухе не превышали установленных санитарно-токсикологических нормативов.

Мониторинг качества воды показал существование доли неудовлетворительных результатов исследований по санитарно-токсикологическим показателям. Расчётные значения удельного комбинаторного индекса загрязнённости воды реки Ерыкла — 1,6 (3 класс⁴⁹ загрязнения), Черемшанского залива — 2,7 (4 класс загрязнения).

⁴⁷ Селитебная зона — жилая зона, район населенного пункта, в пределах которого размещены жилые дома и в котором запрещено строительство промышленных, транспортных и иных предприятий, загрязняющих окружающую человека среду. — Прим. ред.

⁴⁸ Класс опасности вредных веществ — условная величина, предназначенная для упрощённой классификации потенциально опасных веществ. По степени воздействия на организм вредные вещества подразделяются на четыре класса: вещества чрезвычайно опасные (1 класс), вещества высокоопасные (2 класс), вещества умеренно опасные (3 класс), вещества малоопасные (4 класс). — Прим. ред.

⁴⁹ Класс загрязнённости воды используется для оценки качества воды в реках и водоёмах. Классы основаны на интервалах удельного комбинаторного индекса загрязнённости воды в зависимости от количества критических показателей загрязнённости: условно чистая (1 класс), слабо загрязнённая (2 класс), загрязнённая (3 класс), грязная (4 класс), экстремально грязная (5 класс). — Прим. ред.

Таблица 5.4

**Показатели качества вод Черемшанского залива
Куйбышевского водохранилища и реки Ерыкла, мг/дм³**

Наименование показателя и загрязняющего вещества	Предельно допустимое значение	Место контроля					
		Черемшанский залив в черте г. Димитровград		Черемшанский залив в границах муниципального округа «Мелекесский»		Река Ерыкла	
		Фоновый створ	Створ сброса сточных вод	Фоновый створ	Створ сброса	Фоновый створ	Створ сброса сточных вод
Биохимическое потребление кислорода	3	1,2	1,8	1,33	1,5	1,67	1,8
Аммоний-ион	0,5	1,12	0,74	0,3	0,3	1,12	0,94
Нитрат-анион	40	0,12	0	0,15	0,14	0,04	0,05
Нитрит-анион	0,08	1,19	1	0,56	0,58	0,74	0,86
Сульфат-анион	100	1,04	0,83	1,14	1,12	—	—
Хлорид-анион	300	0,05	0,07	0,04	0,04	—	0,04
Железо общее (все растворимые формы)	0,1	2,1	1,5	2	1,9	5,7	3,8
Медь (все растворимые формы)	0,001	2	—	1	2	—	2
Цинк (все растворимые формы)	0,01	1,1	—	0,6	0,9	—	0,6
Фосфат-ион	0,2	0,64	0,52	0,44	0,43	0,37	0,45
Нефтепродукты	0,05	0,54	1,24	0,28	0,52	1,18	1,02

Результаты наблюдений показывают, что увеличения техногенной радиоактивности окружающей среды и концентрации загрязняющих веществ в компонентах окружающей среды в районе размещения института не наблюдается. Активность радионуклидов и концентрация загрязняющих веществ в компонентах окружающей среды значительно меньше нормативных и находится на уровне глобальных фоновых значений. Радиоэкологическое состояние района размещения института в целом благоприятное.

Список литературы

1. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
2. СанПиН 2.1.3684-21. Санитарно-эпидемиологические требования к содержанию территорий городских и сельских поселений, к водным объектам, питьевой воде и питьевому водоснабжению, атмосферному воздуху, почвам, жилым помещениям, эксплуатации производственных, общественных помещений, организации и проведению санитарно-противоэпидемических (профилактических) мероприятий. — М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, 2021. — 64 с. — Также доступно на официальном сайте акционерного общества «Информационная компания "Кодекс"». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://docs.cntd.ru/document/573536177> (дата обращения: 15.03.2022).
3. СанПиН 2.3.2.1078-01. Гигиенические требования к безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. — М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, 2021. — 269 с. — Также доступно на официальном сайт акционерного общества «Информационная компания "Кодекс"». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://docs.cntd.ru/document/901806306> (дата обращения: 15.03.2022).
4. СанПиН 1.2.3685-21. Гигиенические нормативы и требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания. — М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, 2021. — 987 с. —

Также доступно на официальном сайте акционерного общества «Информационная компания "Кодекс"». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <https://docs.cntd.ru/document/573500115> (дата обращения: 15.03.2022).

А.М. Соболев, В.В. Серебряков

ОПЫТНОЕ ИЗВЛЕЧЕНИЕ ТВЁРДЫХ СРЕДНЕАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ИЗ ОТСЕКА ХРАНИЛИЩА ВЫСОКОАКТИВНЫХ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Для обеспечения безопасного долговременного хранения упаковок с высокоактивными твёрдыми радиоактивными отходами в институте в 1986 году принято в эксплуатацию специализированное хранилище. С 2006 года в свободные отсеки этого хранилища начат приём твёрдых среднеактивных отходов, поскольку хранилище, предназначенное для размещения среднеактивных отходов, заполнилось. К 2020 году большая часть хранилища высокоактивных отходов была занята среднеактивными отходами. Оценка их накопления показала, что при сохранении темпов образования твёрдых радиоактивных отходов в подразделениях института хранилище высокоактивных отходов может быть заполнено к 2025–2026 году [1]. Поэтому было принято решение в течение трёх-пяти лет освободить от среднеактивных отходов крупногабаритный отсек хранилища для размещения в нём только высокоактивных отходов. Извлечённые отходы запланировано переместить в новый построенный пункт контейнерного хранения.

Для реализации технологических решений извлечения отходов был определён отсек для извлечения, обоснована безопасность выбранной технологии обращения с извлекаемыми отходами, разработана регламентирующая и технологическая документация, приобретено необходимое оборудование, подготовлен участок работ и обучен персонал, внесены изменения в условия действия лицензии на обращение с радиоактивными отходами [2].

При рассмотрении возможных схем извлечения радиоактивных отходов был выбран вариант выполнения работ собственными силами, исключающий создание трудоёмких и затратных производственно-технологических цепочек, но при этом обеспечивающий необходимые требования безопасности. Для проведения работ был выбран отсек, содержащий отходы, относящиеся к федеральной собственности (размещение проводили до момента вступления в силу федерального закона [3]), с наименьшими показателями мощности эквивалентной дозы. Были проведены подготовительные мероприятия: организовано защитное ограждение участка работ и санитарный шлюз с необходимым приборным оборудованием и средствами индивидуальной защиты, подготовлено необходимое количество контейнеров и изготовлен поддон из нержавеющей стали для размещения извлекаемых упаковок с отходами. В рамках утверждённой программы работ опытное извлечение твёрдых среднеактивных отходов проводили в следующей последовательности:

- ◆ с помощью грейфера упаковки с отходами перемещали сначала в верхнюю часть отсека для предварительного замера радиационных параметров, а затем — на участок контроля с соблюдением временных ограничений проведения работ в зависимости от фактических значений параметров радиационной обстановки;
- ◆ обследовали упаковки для выявления альфа-активных отходов и максимальных значений мощности амбиентного эквивалента дозы;
- ◆ сортировали упаковки с отходами по уровню мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности для разделения их по категориям на низко- и среднеактивные;
- ◆ загружали отходы в контейнеры, которые герметизировали, дезактивировали и транспортировали в пункт контейнерного хранения. Извлечённые из отсека твёрдые низ-

коактивные отходы размещались в контейнер КМЗ-М, среднеактивные — в контейнер НЗК-150-1,5П [4].

При извлечении отходов из отсека проводили непрерывный контроль объёмной активности аэрозолей с помощью автоматизированных установок УДА-1АБ. Перед загрузкой упаковок в контейнеры измеряли уровень радиоактивного загрязнения их поверхности альфа-излучающими радионуклидами. Повреждённые упаковки вторично упаковывали. При выполнении работ обеспечивали постоянный радиационный контроль рабочих мест персонала, применяя дистанционный инструмент, определяя необходимые ограничения по расстоянию до источников. По результатам измерений мощности дозы гамма-излучения от внешней поверхности упаковки проводили расчёт активности отходов [4], для которого принимали характерный состав радионуклидов: цезий-137, кобальт-60, америций-241, европий-152. Насыпную плотность отходов принимали равной от 0,1 до 0,2 г/см³. Активность отходов в контейнерах определяли по результатам измерения мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м от боковых поверхностей в девяти точках, распределённых равномерно по площади активной части. Радионуклидный состав отходов уточняли на основе данных спектрометрических измерений от боковой поверхности контейнеров КМЗ и через технологические отверстия в крышках контейнеров НЗК с использованием спектрометра МКС-АТ6101Д. Мощность дозы гамма-излучения от контейнеров КМЗ и НЗК составляла 60–300 и 20–300 мкЗв/ч соответственно. Для упаковок со среднеактивными отходами максимальная мощность дозы гамма-излучения — 4–5 мЗв/ч. Радиоактивное загрязнение отдельных предметов в повреждённых упаковках с отходами превышало 20 000 см⁻² · мин⁻¹. Суммарная активность всех извлечённых отходов — около 10⁷ кБк.

По морфологическому составу большинство извлечённых радиоактивных отходов состояло из ветоши, средств индивидуальной защиты, поливинилхлоридной плёнки и металлических предметов. Извлечено шесть аэрозольных фильтров типа Д-23. Из отсека хранилища были извлечены низко- и среднеактивные твёрдые радиоактивные отходы и загружены в восемь контейнеров типа НЗК и четыре контейнера типа КМЗ. Общий объём отходов составил 24 м³.

Список литературы

1. Гордеев В.П., Давыдов В.В., Мамонов А.В., Разживин С.Г. Оценка накопления высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. С. 188–191. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2019_sayt.pdf (дата обращения: 08.02.2022).
2. Юсупов А.Н., Мамонов А.В., Давыдов В.В. и др. Обоснование радиационной безопасности опытного извлечения твёрдых радиоактивных отходов из отсека пункта хранения АО «ГНЦ НИИАР» // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2021. Вып. 4. С. 62–75. — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — <https://elibrary.ru/contents.asp?id=47363196>; на саму статью <https://elibrary.ru/item.asp?id=47363202> (дата обращения: 21.03.2022).
3. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» [Электронный ресурс]. — Официальный сайт компании «КонсультантПлюс». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_116552/ (дата обращения: 08.02.2022).
4. Гатауллин Р.М., Давиденко Н.Н., Свиридов Н.В. и др. Контейнеры для радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности. — М.: Логос, 2012. — 256 с.

А.В. Мамонов, В.В. Давыдов, Ю.А. Мамонова,
С.Г. Разживин, М.Л. Любченко, В.П. Гордеев

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОРГАНИЗАЦИИ КОНТРОЛЯ УГЛЕРОДА-14

В целях охраны окружающей среды и обеспечения радиационной безопасности населения в АО «ГНЦ НИИАР» осуществляют непрерывный контроль радионуклидного состава в газоаэрозольных выбросах в атмосферу и радиоактивных продуктов в дебалансных водах реакторных установок и других радиационно опасных объектов. Исключительно важными с точки зрения радиационной безопасности населения является контроль трития и углерода-14, генетически и глобально опасных радионуклидов, являющихся долгоживущими изотопами наиболее распространённых природных химических элементов: водорода и углерода, составляющих структурную основу органических соединений, в том числе тех, которые входят в состав живых организмов и человека. Контроль трития в технологических средах радиационно опасных объектов, радиоактивных отходах, выбросах в атмосферу и поверхностных водах регламентирован и осуществляется непрерывно. Измерения и контроль активности углерода-14 в указанных средах до недавнего времени не проводили из-за отсутствия методического и приборного обеспечения. Это обусловлено сложностями идентификации излучения радионуклида, являющегося низкоэнергетичным бета-излучателем, что исключает применение наиболее используемых гамма-измерительных приборов. Наличие в контролируемых средах фонового излучения от других радионуклидов требует применения специальных методов выделения углерода-14, обработки проб и измерений бета-активности. Актуальность и необходимость начатых в АО «ГНЦ НИИАР» научно-исследовательских работ, направленных на организацию контроля углерода-14, обоснована требованиями⁵⁰ и указаниями соответствующих надзорных органов.

Сначала был проведён обзор публикаций по данной тематике, результаты которого отражены в отчёте «Задачи исследований по организации контроля углерода-14 в газоаэрозольных выбросах АО «ГНЦ НИИАР». В нём подробно описаны свойства, особенности идентификации и известные методы контроля углерода-14, включая исследования на АЭС. Рассмотрены источники его образования и возможное поведение в исследовательских ядерных установках института. По результатам обзора определены направления и задачи научно-исследовательских работ, необходимых для организации контроля этого радионуклида в технологических средах и выбросах радиационно опасных объектов, включая разработку методов отбора проб и выделения углерода-14, подготовки счётных образцов к измерениям и создание соответствующих аттестованных методик измерения его радиоактивности на современных радиометрах.

Поскольку выбросы в атмосферу являются основными каналами поступления углерода-14 в окружающую среду, исследования в первую очередь направлены на организацию контроля содержания этого радионуклида в газовоздушных средах: в газоаэрозольных выбросах радиационно опасных объектов и в приземном воздухе на территории расположения исследовательских ядерных установок. Первостепенной контролируемой формой является углекислый газ ($^{14}\text{CO}_2$), поскольку это основная газообразная форма углерода в воздухе и вентиляционных выбросах (на АЭС выброс углерода-14 в виде углекислого газа составляет более 80 % от всех газообразных форм).

Эксперименты по отработке методов и параметров отбора проб углерода-14 из реальной газоаэрозольной среды проводили на вентиляционном центре института. Из галереи высотной вентиляционной трубы осуществляли подачу пробы выбрасываемого воздуха по магистрали системы оперативного контроля выбросов на созданный стенд, включающий устройства выделения углерода-14. Предварительно очищенный в непрерывном проточном режиме от радиоактивных аэрозолей фильтрами Петрянова⁵¹ и от тритиевых паров в цеолитовом адсорбере подаваемый воздух пропускали через раствор щёлочи, осуществляя концентрирование

⁵⁰ ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. — 83 с.

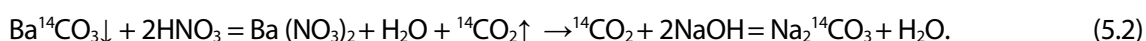
⁵¹ Фильтр Петрянова — фильтр для очистки газов (воздуха) от аэрозолей, изготовленный из ультратонкого перхлорвинилового волокна. — Прим. ред.

и осаждение в барботёре углерода в составе нерастворимой соли в результате химической реакции



После непрерывного отбора в течение двух-трёх недель осадок из раствора щёлочи отфильтровывали и высушивали в лабораторных условиях. Полученные таким методом пробы использовали в исследованиях по созданию методики измерения удельной активности углерода-14. Другие газообразные формы (оксид углерода, метан и др.) в отдельных опытах при отборе сначала подвергали каталитическому окислению в трубчатой печи в проточном режиме на линии отбора до диоксида углерода, который тут же улавливали в барботёре. Методом барботирования отбирали пробы в виде карбоната бария и из атмосферного приземного воздуха на территории института.

Проведены гамма-спектрометрические измерения содержания примесей радиоактивных продуктов из газоаerosольных выбросов в растворе щёлочи и в пробах в процессе осаждения карбоната бария, которые могут мешать своим излучением последующим измерениям активности углерода-14, и опыты по методам очистки проб от этих радиоактивных продуктов перед подготовкой счётных образцов. С этой целью опробован метод перевода углерода-14 из твёрдых проб в жидкий раствор щёлочи для последующих измерений по реакциям



Отобранные пробы пополняют базу данных, которые позволяют получить количественную и качественную картину активности углерода-14 в газоаerosольных выбросах и атмосфере в течение длительного периода наблюдений. Хранить сухие пробы можно долгое время, учитывая, что период полураспада углерода-14 составляет 5 730 лет.

Организация отбора и выделения проб углерода-14 позволила приступить к разработке методики измерения его активности. Поскольку при распаде он излучает только бета-частицы (электроны) с низкими энергиями непрерывного спектра (максимальная энергия — 156 кэВ), для их регистрации необходимы детекторы внутреннего наполнения, из которых наиболее эффективны жидкостно-сцинтилляционные счётчики. В данных исследованиях использовали автоматический спектрометрический альфа-бета счётчик Hidex 300SL с жидким сцинтиллятором марки OptiPhase HiSafe-3 в качестве детектирующей жидкости. Экспериментальные исследования преследовали цель выработки оптимальных условий измерения и получения наилучших метрологических свойств будущей методики.

Первоначально была проведена серия калибровочных измерений с чистым сцинтиллятором и определена максимальная эффективность регистрации углерода-14, которая составила 98 %. Условия и факторы, влияющие на результаты измерений его активности, изучали путём варьирования состава счётных образцов. При этом применяли метод «внутреннего стандарта», вводя в измеряемые счётные образцы разного состава аликвоту эталона углерода-14 известной активности. В соответствии с разрабатываемой методикой для получения удовлетворительной статистики счётные образцы в каждой серии измеряли по десять раз с экспозицией 3 600 с.

Проведены эксперименты по совместимости и определению оптимального состава счётных образцов — смеси аликвоты пробы углерода-14 с жидким сцинтиллятором в измерительном флаконе для счётчика Hidex 300SL. Установлена зависимость результатов измерений от времени выдержки, в течение которого происходило осаждение и осветление первоначально образующейся эмульсии карбоната бария и жидкого сцинтиллятора в счётном образце. Получены зависимости счёта и эффективности регистрации углерода-14 (кривые гашения) от массы пробы карбоната бария и массы примесей воды, щёлочи и кислоты в счётном образце.

Исследования по организации контроля углерода-14 продолжают: улучшаются методы отбора и подготовки проб, пополняется база данных, результаты обрабатываются, разрабатываются элементы будущей методики измерения удельной активности в пробах и соответствующего расчёта выбросов углерода-14 в атмосферу.

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ НЕОБЛУЧЁННЫХ МАВЭЛОВ И СБОРОК ДЛЯ УТИЛИЗАЦИИ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ

Для обоснования технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в боковом экране реакторов на быстрых нейтронах проведено расчётное определение радиационных характеристик необлучённых элементов с младшими актинидами (мавэлов) и сборок для их утилизации СУМА в реакторе БН-800. Важность задачи обусловлена необходимостью соблюдения радиационной безопасности при проведении технологических операций по изготовлению мавэлов и сборок СУМА, а также при их хранении и транспортировке. Полученные результаты стали основой для разработки технического задания на проект технического перевооружения отделения топливных технологий для производства сборок СУМА.

Для выжигания младших актинидов разрабатывают два варианта сборок (рис. 5.4): СУМА-Н для утилизации нептуния и СУМА-НА для утилизации нептуния и америция. Обе сборки содержат конструктивно идентичные мавэлы с массой 121 г, но отличающиеся по элементному составу загрузкой младших актинидов. В нептуниевый мавэл загружают гранулят оксида нептуния-237, а в америциевый — гранулят оксида смеси изотопов америция (массовая доля америция-241, америция-242, америция-243 — 84,9, 0,2 и 14,9 % соответственно).

Расчёт активности дочерних продуктов радиоактивного распада младших актинидов проводили с помощью аттестованного программного средства CARE [1], предназначенного для оценки изменения нуклидного состава и выгорания ядерного топлива. В табл. 5.5 представлены результаты оценки активности младших актинидов и их дочерних продуктов распада, которые будут определять радиационную обстановку при работе с мавэлами в начальный момент времени и после годовой выдержки. За год выдержки мавэлов будет достигнуто вековое равновесие между генетически связанными парами: америцием-243 и нептунием-239, америцием-242m и нептунием-238, америцием-242m и америцием-242, нептунием-237 и протактинием-233. Активность остальных продуктов радиоактивного распада будет мала и не окажет влияние на радиационную обстановку при работах.

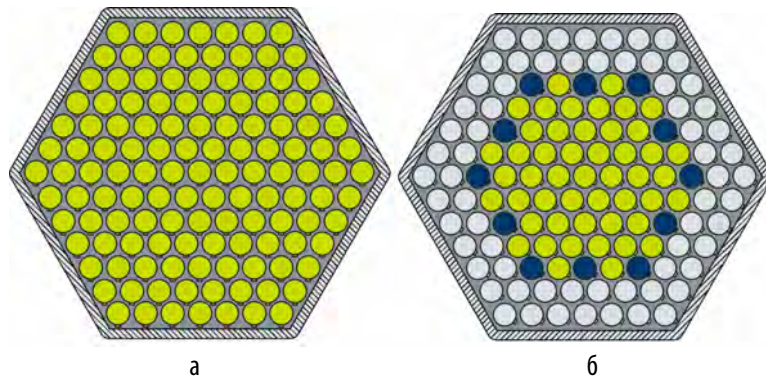


Рис. 5.4. Картограммы загрузки в сборки СУМА-Н (а) и СУМА-НА (б) мавэлов с нептунием (●), америцием (●) и гидридом циркония (○)

Таблица 5.5

Активность радионуклидов в мавэлах, Бк

Загрязняющее вещество	Мавэл			
	с америцием		с нептунием	
	на начало	через год	на начало	через год
Протактиний-233		$3,4 \cdot 10^6$	–	
Нептуний-237	–	$3,8 \cdot 10^6$	$2,8 \cdot 10^9$	$2,8 \cdot 10^9$
Нептуний-239		$1,2 \cdot 10^{11}$		
Нептуний-238		$3,8 \cdot 10^8$		
Америций-241		$1,2 \cdot 10^{13}$		
Америций-242	–	$8,2 \cdot 10^{10}$	–	–
Америций-242m		$8,3 \cdot 10^{10}$		
Америций-243		$1,2 \cdot 10^{11}$		
Кюрий-242	–	$5,4 \cdot 10^{10}$		

Расчёт мощности эквивалентной дозы, обусловленной нейтронным и гамма-излучением радионуклидов в мавэлах (табл. 5.6) и сборках СУМА (табл. 5.7), выполнен с помощью расчётного кода MCU-FR с банком данных MDBFR60, реализующего метод Монте-Карло для моделирования

процессов переноса нейтронов и фотонов на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией. Были разработаны трёхмерные расчётные модели двух типов мавэлов, сборок СУМА-Н и СУМА-НА с учётом масса-габаритных характеристик и элементного состава

Расчётная мощность эквивалентной дозы от мавэлов в начальный момент времени и после годовой выдержки, мкЗв/ч

Расстояние от мавэла	Мавэл			
	с америцием		с нептунием	
	на начало	через год	на начало	через год
вплотную	$2,6 \cdot 10^5$	$3,2 \cdot 10^5$	53,7	134,6
один метр	$6,5 \cdot 10^3$	$7,7 \cdot 10^3$	1,2	3,1

Расчётная мощность эквивалентной дозы от сборок СУМА в начальный момент времени и после годовой выдержки, мкЗв/ч

Расстояние от сборки	Сборка			
	СУМА-Н		СУМА-НА	
	На начало	Через год	На начало	Через год
вплотную	259,7	$3,7 \cdot 10^4$	$2,4 \cdot 10^3$	$5,4 \cdot 10^4$
один метр	11,0	$1,5 \cdot 10^3$	87,1	$2,1 \cdot 10^3$

радиационная обстановка при проведении операций с нептуниевыми мавэлами будет существенно ниже, однако их следует осуществлять по наряд-допуску на проведение радиационно опасных работ.

Расчётная мощность эквивалентной дозы от сборок СУМА-Н и СУМА-НА за год хранения существенно возрастёт. Обращение с ними следует осуществлять либо по наряд-допуску на проведение радиационно опасных работ, либо дистанционно с применением дополнительной биологической защиты.

Список литературы

1. Кочетков А.Л. Программа CARE — расчёт изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: препринт ФЭИ-2431. — Обнинск: ОАО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», 2000. — 14 с.
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. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений: учебник для вузов / под редакцией Е.Л. Столяровой. — 4-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1986. — 464 с.

А.Э. Юсупова, А.Н. Юсупов, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков

⁵² Мощность эквивалентной дозы вплотную к мавэлу характеризует облучение кистей рук персонала при непосредственном контакте. Согласно НРБ-99/2009, годовой предел облучения кистей рук для персонала группы А составляет 500 мЗв. Исходя из средней продолжительности пребывания персонала в помещении постоянного пребывания — 1 700 ч/год, было определено значение мощности эквивалентной дозы, при котором не будет превышен предел облучения даже при постоянном контакте (консервативная оценка). — Прим. авт.

Таблица 5.6 проектных конструкционных материалов. Результаты расчёта показали, что вклад нейтронного излучения, обусловленного спонтанным распадом и (α, n)-реакциями, в радиационную обстановку при обращении с мавэлами пренебрежимо мал — менее 0,1 %. Таким образом, радиационная обстановка при проведении работ будет определяться гамма-излучением.

Из представленных данных следует, что все работы с америциевыми мавэлами необходимо проводить дистанционно в защитных боксах и / или камерах. Учитывая, что радиационная обстановка будет обусловлена низкоэнергетическим излучением америция-241 (59,5 кэВ), для снижения мощности эквивалентной дозы ниже 294 мкЗв/ч вплотную⁵² и 12 мкЗв/ч [2] на расстоянии одного метра требуется дополнительная радиационная защита толщиной не менее 0,7 см свинца или 5,0 см железа [3]. Радиационная обстановка при проведении операций с нептуниевыми мавэлами будет существенно ниже, однако их следует осуществлять по наряд-допуску на проведение радиационно опасных работ.

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ ПО ВЫДЕЛЕНИЮ И ОЧИСТКЕ БЕРКЛИЯ И КАЛИФОРНИЯ

В рамках проекта «Окапи» выполнено обоснование радиационной безопасности работ по радиохимической переработке экспериментальных кюриевых мишеней. При выполнении технологических операций в штатном режиме облучение персонала будет обусловлено внешним воздействием гамма-излучения и нейтронов спонтанного деления. Из анализа планируемых технологических операций был сделан вывод, что при штатном протекании процессов максимальное радиационное воздействие на персонал достигается при определении содержания берклия и калифорния в облучённом материале. Эти работы планируют проводить в перчаточном радиационно-защитном боксе типа Б-1-150 в помещении постоянного пребывания персонала. Стенки бокса выполнены из стали толщиной 150 мм, смотровая система — из органического стекла толщиной 150 мм; столешница, расположенная на высоте одного метра от пола, имеет толщину 50 мм. Под боксом установлены коммуникации сложной конфигурации.

Определение мощности эквивалентной дозы проводили с помощью модуля MAVRIC расчётного кода SCALE 6.2.4 [1], реализующего метод Монте-Карло для моделирования процессов переноса нейтронов и гамма-излучения на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией. Была разработана расчётная модель бокса: коммуникации, расположенные под столешницей, моделировали в виде щита толщиной 50 мм, перчатки — в виде дисков из резины толщиной 3 мм. Точки детектирования располагали на расстоянии 250 мм от поверхности передней стенки бокса с шагом 100 мм по высоте. Расчёт проводили для следующей геометрии источника: на расстоянии 250 мм от внутренней стенки бокса по центру относительно смотровой системы расположена стеклянная пробирка с ионообменной смолой. Предполагали, что радионуклиды равномерно распределены в верхнем слое толщиной 10 мм (рис. 5.5).

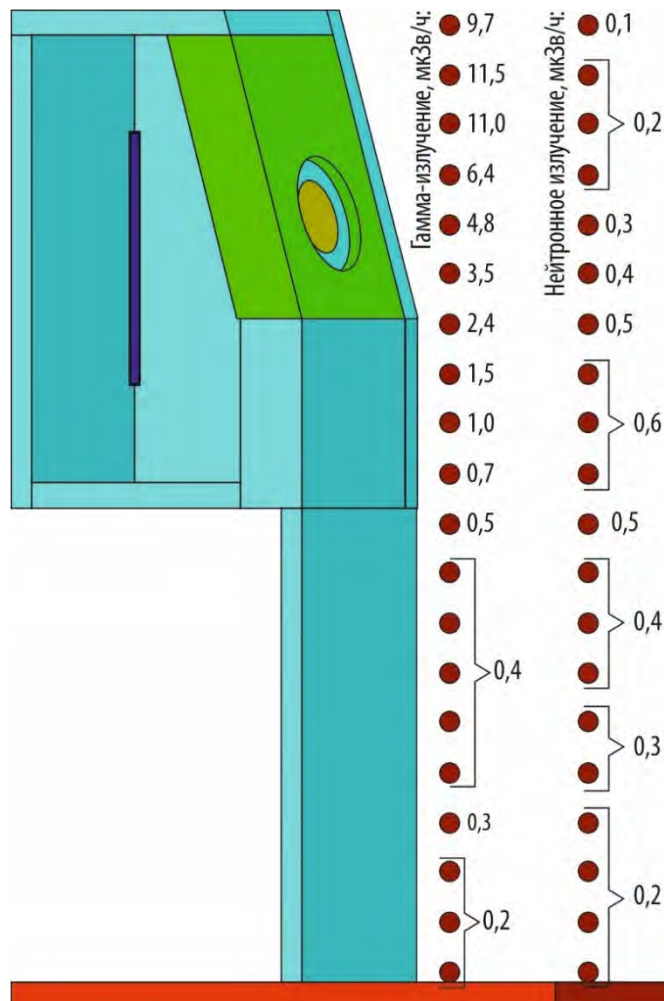


Рис. 5.5. Сечение расчётной модели радиационной обстановки около бокса при определении содержания берклия и калифорния в облучённом материале

Ожидаемая мощность эквивалентной дозы как при выполнении наиболее дозозатратной операции, так и, соответственно, при проведении остальных технологических процессов не превысит контрольного уровня 12 мкЗв/ч для персонала в помещении постоянного пребывания.

Для подтверждения расчётных значений перед началом работ следует обеспечить радиационный контроль. Если по его результатам будет превышен контрольный уровень мощности эквивалентной дозы, работы следует проводить по допуску с ограничением времени. Для уменьшения дозовой нагрузки на кисти рук все используемые охранные стаканы снабжены ручками, позволяющими перемещать их по боксу при помощи пинцета.

Выброс радиоактивных веществ через систему спецвентиляции при штатном протекании радиохимической переработки не превысит контрольных уровней, установленных в институте и согласованных с ФМБА России. Штатное течение процесса предполагает использование щелочных ловушек, которые эффективны для поглощения аэрозолей. Многолетний опыт работы с граммовым количеством кюрия свидетельствует, что упаривание растворов при штатном течении процесса не приводит к превышению допустимых суточных уровней выброса альфа и бета-излучающих аэрозолей.

Из результатов анализа возможных нарушений штатного протекания радиохимической переработки следует, что опрокидывание охранный посуды в процессе выполнения операций, связанных с управлением и обслуживанием процесса, а также производственный брак при изготовлении посуды могут привести к разливу раствора, содержащего радиоактивные вещества, на поверхность электронагревательного оборудования. Это может вызвать попадание радионуклидов в аэрозольной форме в атмосферу защитного оборудования и систему спецвентиляции. При проведении расчётов консервативно было принято, что в газоаэрозольную фазу одновременно переходит 100 % каждого радионуклида из испарившегося объёма. Эффективность штатных фильтров из ткани Петрянова к йоду и рутению принимали равной нулю. Результаты вычислений показывают, что в этом случае выброс альфа-аэрозолей и йода-131 составит 0,4 и 6,0 МБк соответственно, что не превышает контрольный уровень газоаэрозольных выбросов. Суммарный выброс рутения-103 и рутения-106, равный $1,0 \cdot 10^8$ Бк, может превысить контрольный уровень газоаэрозольных выбросов бета- и гамма-излучающих нуклидов в вентиляционную систему института.

Для расчёта распространения радиоактивных аэрозолей в атмосфере было использовано аттестованное программное средство «Нострадамус». Оценку облучения населения за счёт потребления загрязнённых пищевых продуктов проводили согласно методологическому подходу [2]. Расчёты показали, что максимальная эффективная доза облучения населения в результате выброса рутения может достигнуть $1,3 \cdot 10^{-10}$ мЗв, а за счёт потребления загрязнённых продуктов питания не превысит 0,1 мкЗв за первый год после инцидента. Таким образом, при любых возможных нарушениях в процессе радиохимической переработки экспериментальных кюриевых мишеней облучение населения не превысит основной предел дозы для населения 1 мЗв за год, установленный в НРБ-99/2009 [3].

Список литературы

1. SCALE Code System [Электронный ресурс], ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3 / Eds. Rearden B.T., Jessee M.A. — Oak Ridge (Tennessee, USA): Oak Ridge National Laboratory, Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-8, 2018. — URL: https://www.ornl.gov/sites/default/files/SCALE_6.2.3.pdf (date of the application: 14.02.2022).
2. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1991. — 256 с.
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

А.Н. Юсупов, П.С. Буткалюк, А.И. Губкина

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КАМЕР ИЗК-Р И ИЗК-М ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ МБИР

В состав проекта исследовательской ядерной установки МБИР входят радиационно-защитные камеры ИЗК-Р и ИЗК-М, которые предназначены для проведения исследований и работы с ядерными делящимися материалами. На производственном участке, где суммарная масса ядерных делящихся материалов превышает 300 г, согласно требованиям нормативно-правовых документов [1, 2] должна быть предусмотрена система аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции. Допускается не устанавливать её на производственных участках, имеющих защитные элементы, конструкции которых ослабляют поглощённую дозу мгновенного излучения от самоподдерживающейся цепной реакции с числом делений 10^{18} до значения менее 0,1 Гр, а изолирующие элементы предотвращают поступление радиоактивных аэрозолей в обслуживаемые помещения до уровней, соответствующих получению дозы менее 0,01 Зв в течение часа после возникновения реакции.

По проекту биологическая защита камер ИЗК-Р и ИЗК-М будет выполнена из тяжёлого бетона плотностью не менее $3,6 \text{ г/см}^3$ и толщиной 1 000 и 1 200 мм соответственно. В качестве смотровой системы в обеих камерах планируют установить радиационно-защитные окна марки ПКГ-500. [3]. Защитные камеры ИЗК-Р и ИЗК-М будут оборудованы системой приточно-вытяжной вентиляции, содержащей приточные и вытяжные фильтры, гермоклапаны, противопожарные клапаны и соединительные трубопроводы, для поддержания разряжения в них не более 200 Па.

Для оценки ослабления мгновенного излучения в результате самоподдерживающейся цепной реакции была разработана трёхмерная модель камеры ИЗК-Р с помощью модулей KENO-VI и MAVRIC расчётного кода SCALE 6.2.4 [4]. При моделировании предполагали, что реакция возникла во время работы оператора и источник находился на поверхности столешницы на расстоянии одного метра от поверхности смотровой системы. Из результатов расчётов следует, что поглощённая доза на поверхности смотровой системы может достигнуть 0,2 Гр. В качестве возможной альтернативы была предложена замена окон ПКГ-500 на окна ПКГ-600, благодаря большей толщине [3] которых поглощённая доза снижается до менее 0,1 Гр.

Поступление радиоактивных продуктов деления в операторское помещение в виде аэрозолей при нормальной работе вентиляционной системы исключено. Единственный возможный вариант их попадания — неплотности в местах стыковки конструкционных материалов и проходов в местах установки оборудования. В результате самоподдерживающейся цепной реакции внутри камеры кратковременно образуется избыточное давление, которое может привести к выдавливанию радиоактивных аэрозолей в операторское помещение. Проведённые оценки показали, что объёмная активность инертных радиоактивных газов может достигнуть $3,7 \cdot 10^6 \text{ Бк/м}^3$, радионуклидов йода — $1,6 \cdot 10^5 \text{ Бк/м}^3$, остальных радиоактивных продуктов деления — $5,8 \cdot 10^4 \text{ Бк/м}^3$. Согласно оценкам, выполненным в соответствии с методическими рекомендациями [5], ожидаемая эффективная доза облучения персонала внутри операторского помещения составит 1,1 мЗв за первый час после возникновения самоподдерживающейся цепной реакции.

Проведённые расчётные исследования показали, что изолирующие элементы защитных камер ИЗК-Р и ИЗК-М предотвращают поступление радиоактивных аэрозолей в обслуживаемые помещения до уровня, соответствующего получению дозы менее 0,01 Зв. Биологическая защита камер позволяет снизить поглощённую дозу облучения персонала до величины менее 0,1 Гр при установке для смотровой системы радиационно-защитных окон ПКГ-600. Таким образом, устанавливать систему аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции нет необходимости.

Список литературы

1. НП-063-05. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла. — Доступно на сайте информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293850/4293850533.htm> (дата обращения: 05.04. 2022).

2. СТО 95 12004-2017. Общие правила проектирования и эксплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления и организации мероприятий по ограничению её последствий (ПБЯ-06-10-2017). — Доступно на сайте информационной системы «Меганорм». — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293739/4293739399.pdf> (дата обращения: 05.04.2022).
3. ОСТ 95.918-81. Камеры и боксы. Окна смотровые защитные от гамма-излучения прямоугольные крупногабаритные. — Доступно на официальном сайте акционерного общества «Информационная компания «Кодекс»». — Режим доступа: по подписке. — URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200092786> (дата обращения: 05.04.2022).
4. SCALE Code System [Электронный ресурс], ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3 / Eds. Rearden B.T., Jessee M.A. — Oak Ridge (Tennessee, USA): Oak Ridge National Laboratory, Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-8, 2018. — URL: https://www.ornl.gov/sites/default/files/SCALE_6.2.3.pdf. (date of the application: 05.04.2022).
5. МР 2.6.1.0063-12. Контроль доз облучения населения, проживающего в зоне наблюдения радиационного объекта, в условиях его нормальной эксплуатации и радиационной аварии». — М.: Роспотребнадзор, 2012. — 55 с.

А.Н. Юсупов, А.И. Губкина, И.С. Буцаев

НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СОДРУЖЕСТВА НЕЗАВИСИМЫХ ГОСУДАРСТВ

Отраслевой Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР» осуществляет техническое сопровождение и актуализацию базы данных автоматизированной информационной системы по опыту эксплуатации исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств. [1]. К базе данных системы возможен дистанционный доступ внешних пользователей. Сведения о нарушениях в работе исследовательских установок анализируются и обрабатываются автоматизированной информационной системой (табл. 5.8). Анализ поступающей информации о нарушениях проводится в соответствии с международной шкалой ядерных и радиологических событий ИНЕС [2] и нормативным документом НП-027-10 [3], а результат анализа представляют 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 2021 года

Тип установки	Количество установок, шт.				
	Действующие	На консервации	Выводимые из эксплуатации	Строящиеся	Всего
Исследовательские реакторы	23 / 18	5 / 4	7 / 7	2 / 2	37 / 31
Критические стенды	20 / 17	3 / 3	3 / 3	0 / 0	26 / 23
Подкритические стенды	8 / 7	1 / 1	0 / 0	0 / 0	9 / 8
Итого	51 / 42	9 / 8	10 / 10	2 / 2	72 / 62

Примечание. Количество установок указано для СНГ, а через косую черту — число установок России из общего количества установок СНГ.

За 2020 год нарушений в работе исследовательских ядерных установок СНГ не было. В 2019 году [1] из восьми нарушений семь произошло в Российской Федерации, но и количество исследовательских ядерных установок в России составляет 86,1 % от общего их числа в СНГ. Большая часть нарушений связана с отказом элементов установок [1]. Поэтому 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. Для распространения наиболее перспективных решений в 2021 году была проведена международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», участие в которой приняли более 40 представителей заинтересованных предприятий и ведомств из Российской Федерации и стран СНГ. Рассматривали следующие вопросы: опыт эксплуатации и вывода из эксплуатации, повышения ядерной и радиационной безопасности, модернизации и реконструкции ядерных установок и сооружение новых, а также экспериментальные возможности использования и повышения культуры безопасности и подготовки персонала, обращения с отработавшим ядерным топливом.

Список литературы

1. Соловьёв М.А., Матросова Н.Н., Федулин К.В. и др. Нарушения в работе исследовательских ядерных установок содружества независимых государств в 2020 году. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 году) / под общей редакцией доктора техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. С. 234–237. — 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: 25.02.2022). — Доступно также на сайте РИНЦ — научной электронной библиотеки Elibrary. — Режим доступа: по подписке. — <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293700&selid=47293869>; на саму статью <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=47293869&pff=1> (дата обращения: 05.04.2022).
2. Международная шкала ядерных и радиологических событий (ИНЕС): руководство для пользователей. — Вена (Австрия): МАГАТЭ, 2008. — 238 с.
3. 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. Соловьёв, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федулин, Н.А. Калиновская

МНОГОЦЕЛЕВОЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

МБИР

Начало строительства: 2015 г.

Планируемый ввод в эксплуатацию: 2028 г.

Генеральный проектировщик: АО «ГСПИ».

Генеральный подрядчик: АО «Институт "Оргэнергострой"».

Главный конструктор: АО «НИКИЭТ».

Научный руководитель: АО «ГНЦ РФ — ФЭИ».

Реактор МБИР придет на смену широко востребованному сегодня реактору БОР-60. Основное предназначение реактора МБИР — проведение реакторных испытаний инновационных конструкционных и топливных материалов активных зон ядерно-энергетических систем IV поколения, включая реакторы на быстрых нейтронах и тепловые реакторы малой и средней мощности. В реакторе будут проводить не имеющие аналогов реакторные и послереакторные эксперименты, оттачивать технологии наработки изотопов и модифицированных материалов. Планируются передовые исследования в области ядерной медицины, топлива для атомных электростанций и радиационной стойкости материалов, технологии двухкомпонентной ядерной энергетики и замыкания топливного цикла. На базе реактора МБИР планируется создание международного центра исследований по проектам будущих перспективных АЭС.

6

МЕЖДУНАРОДНАЯ
НАУЧНО-
ТЕХНИЧЕСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ



В отчётном году продолжено сотрудничество в рамках шестнадцати заключённых внешнеэкономических контрактов на выполнение реакторных испытаний и послереакторных материаловедческих исследований топливных элементов и конструкционных материалов перспективных ядерных реакторов. В перечне зарубежных заказчиков АО «ГНЦ НИИАР» такие организации и компании, как Корейский институт атомной энергии⁵³, Китайская корпорация атомной энергетической промышленности⁵⁴ и Китайский институт атомной энергии⁵⁵, компания «Фангда Карбон Нью Материал»⁵⁶ (Китай), компания «Электрисите де Франс»⁵⁷ (Франция), Комиссариат по атомной энергии и альтернативным электроисточникам Франции, Военно-морской технологический центр Сан-Пауло⁵⁸ (Бразилия), Технологический институт в Карлсруэ⁵⁹ (Германия), компания «Тэрра Пауэр»⁶⁰ (США). По результатам выполненных исследований было подготовлено и направлено зарубежным заказчикам более двадцати научно-технических отчётов. Заключены новые долгосрочные контракты с зарубежными заказчиками из Европы и Юго-Восточной Азии на проведение реакторных испытаний и послереакторных исследования, а также работ в области материаловедения и радиохимии.

По итогам 2021 года портфель зарубежных заказов научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ на десятилетний период составил более 55 млн долларов.

АО «ГНЦ НИИАР» выступает активным участником международной коллаборации под эгидой Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития. Основной целью создания рабочей группы является разработка механизмов, позволяющих осуществлять доступ учёных к ключевым экспериментальным установкам по всему миру для проведения исследований, направленных на поддержание и дальнейшее развитие научных, технологических и правовых основ, необходимых для безопасного и экономичного использования ядерной энергии в мирных целях. Важное событие этого года — вступление в силу соглашения о рамочной программе экспериментов по облучению (FIDES), участниками которого стали более двадцати пяти организаций из двенадцати стран. Между АО «ГНЦ НИИАР», АО «ТВЭЛ» и Институтом ядерной и радиационной безопасности (Франция) готовилось соглашение о проведении эксперимента по моделированию аварии с потерей теплоносителя в реакторе МИР на твэгах с топливом, легированным гадолинием и имеющим высокий уровень выгорания. Результаты эксперимента будут использованы для проверки кодов характеристик топлива в переходных (аварийных) режимах и анализа безопасности поведения легированного гадолинием топлива в условиях аварии LOCA.

В отчётном году сотрудники АО «ГНЦ НИИАР» приняли участие:

- ♦ в IX международной научно-практической конференции молодых учёных и специалистов атомной отрасли «Команда», организатором которой выступило АО «АТОМПРОЕКТ»; конференция «Команда» — это площадка для обмена опытом и знаниями, где у каждого молодого сотрудника есть возможность представить свои достижения и получить полезные контакты для дальнейшего профессионального сотрудничества в сфере атомной энергетики как в России, так и за рубежом;
- ♦ в XV международном ядерном форуме «Безопасность ядерных технологий: транспортирование радиоактивных материалов» («АТОМТРАНС-2021»), который собрал представителей российских и зарубежных организаций, поддерживающих идеологию приоритета

⁵³ Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI). — Прим. авт.

⁵⁴ China National Nuclear Corporation (CNEIC). — Прим. авт.

⁵⁵ China Institute of Atomic Energy (CIAE). — Прим. авт.

⁵⁶ Fangda Carbon New Material. — Прим. авт.

⁵⁷ Electricite de France SA (EDF (фр. Électricité de France)). — Прим. авт.

⁵⁸ Попт. Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP). — Прим. авт.

⁵⁹ Karlsruhe Institute of Technology (KIT (нем. Karlsruher Institut für Technologie)). — Прим. авт.

⁶⁰ TerraPower, LLC. — Прим. авт.

безопасности; участники форума обсудили научно-технические и правовые аспекты транспортирования различных видов радиоактивных материалов, особое внимание было уделено направлениям аварийного реагирования и оценке риска при перевозках, контролю следования грузов, обеспечения физической защиты при транспортировании ядерных материалов;

- ◆ в техническом совещании МАГАТЭ по проектированию, изготовлению и изучению поведения под облучением топлива для малых модульных реакторов, в котором также приняли участие около тридцати специалистов из Великобритании, Индии, Пакистана, Южной Кореи, Канады, Украины, Китая, Аргентины, США, Японии и России;
- ◆ в научно-технической конференции Top Fuel-2021 — крупнейшем международном симпозиуме в области ядерного топливного цикла под эгидой Европейского ядерного общества и МАГАТЭ, одним из соорганизаторов мероприятия выступила топливная компания «ТВЭЛ»; российские специалисты рассказали о результатах исследований, направленных на разработку «толерантного» (ATF) топлива, повышение безопасности и эффективности эксплуатации реакторов за счёт ядерного топлива, а также поиск новых решений для атомных электростанций малой мощности и плавучих энергоблоков;
- ◆ в научно-технической конференции международной группы по исследовательским реакторам⁶¹ и техническом совещании МАГАТЭ по управлению старением и модернизации исследовательских реакторов, которая позволила представителям более двадцати стран, эксплуатирующих ядерные установки, обменяться опытом завершённых и текущих проектов (рис. 6.1);



Рис. 6.1. Участники научно-технической конференции международной группы по исследовательским реакторам в онлайн-формате

- ◆ в международной конференции «Современные проблемы ядерной энергетики и ядерных технологий», посвящённой шестидесятипятилетию Института ядерной физики Академии

⁶¹ International Group on Research Reactors, IGORR. — Прим. ред.

наук Республики Узбекистан, в работе которой приняли участие сто девяносто пять учёных из десяти стран мира, в том числе из Австралии, Азербайджана, Белоруссии, Египта, Италии, России и Казахстана, а также более семидесяти учёных из научно-исследовательских институтов и вузов Узбекистана; были рассмотрены результаты исследований в области ядерной физики и энергетики, перспективных ядерно-энергетических установок, радиационной физики конденсированных материалов, ядерных технологий, ядерной и радиационной безопасности, кооперации учёных и специалистов;

- ♦ в XXII международной научно-практической конференции студентов и молодых учёных «Химия и химическая технология в XXI веке», посвящённой столетия со дня основания Томского политехнического университета, значительная часть докладов которой была посвящена синтезу новых материалов; также были рассмотрены современные подходы для моделирования процессов подготовки и переработки углеводородного сырья, применяемые как в образовательных процессах, так и при проектировании промышленных объектов;
- ♦ в международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», которая традиционно прошла на базе АО «ГНЦ НИИАР»; ведущие специалисты госкорпорации «Росатом» и предприятий, эксплуатирующих ядерные установки, представители проектных, конструкторских институтов и Ростехнадзора, организаций Белоруссии, Казахстана, Узбекистана и Армении в течение двух дней обсуждали состояние ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных реакторов (рис. 6.2);



Рис. 6.2. Участники международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок» в онлайн-формате

- ♦ в III международной научно-практической конференции «Охрана окружающей среды и обращение с радиоактивными отходами научно-промышленных центров»; более шестидесяти учёных и ведущих специалистов атомной отрасли обсудили новые результаты научных исследований и практических достижений в области разработки и совершенствования способов переработки твёрдых и жидких радиоактивных отходов, а также их хранения, реабилитации территорий, обеспечения безопасности хранилищ, радио-

логического мониторинга и контроля, вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов;

- ♦ в международном научно-техническом семинаре, организованном топливной компанией «ТВЭЛ» и АЭС «Козлодуй», по вопросам проектирования, производства и эксплуатации ядерного топлива для реакторов ВВЭР-1000; участники обсудили последние тенденции в разработке новых поколений топлива, результаты эксплуатации и внедрения инновационных конструкций тепловыделяющих сборок, новые технологии производства топливных кассет и элементов конструкции, а также вопросы обращения с отработавшим ядерным топливом.

В 2021 году для проведения специального аудита на повторное присвоение АО «ГНЦ НИИАР» статуса Международного центра на базе исследовательских реакторов (ИЦЕРР)⁶² институт посетили представители Комиссариата по атомной энергии и альтернативным электроисточникам Франции и Международного агентства по атомной энергии (рис. 6.3). Получению институтом высокого статуса предшествовала большая подготовительная работа специалистов.



Рис. 6.3. Визит представителей Комиссариата по атомной энергии и альтернативным электроисточникам Франции Жиль Биньяна (в центре) и Международного агентства по атомной энергии Петра Чакрова (справа)

А.В. Шикунов, О.В. Тульникова, Г.А. Фирсов

⁶² International Centre based on Research Reactors, ICERR. — Прим. ред.

КОМПЛЕКСЫ

РАДИОХИМИЧЕСКИЙ

Экспериментальное обоснование технологий производства ядерного топлива и переработки отработавшего ядерного топлива; обращение с радиоактивными отходами; разработка методик аналитического контроля технологических процессов; получение трансплутониевых элементов и радионуклидов с высокой удельной активностью; исследования закономерностей протекания окислительно-восстановительных реакций и комплексообразования трансурановых элементов; совершенствование методов выделения и очистки радионуклидов.

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЙ

Проведение исследований полномасштабных ТВС всех типов реакторов, существующих в России и за рубежом, а также полного цикла реакторных испытаний и послереакторных исследований любых материалов. Сорок девять радиационно-защитных камер и девять тяжелых боксов, а также бассейн выдержки для хранения ТВС и твэлов специализированы для работы с облученными изделиями и материалами.

КОМПЛЕКС ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ И ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

Усовершенствование существующих и внедрение новых технологий для обеспечения безопасной эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива.

7

РЕДАКЦИОННО-
ИЗДАТЕЛЬСКАЯ
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

В АО «ГНЦ НИИАР» стремятся к тому, чтобы все издания института являлись официальными. Им присваивают международный стандартный книжный номер и индекс универсальной десятичной классификации книг, номера согласно государственному рубрикатору научно-технической информации и библиотечно-библиографической классификации. Рукописи проходят обязательную редакционно-издательскую подготовку, что гарантирует высокое качество публикуемого материала и соблюдение всех стандартов в сфере редакционно-издательской деятельности. С развитием информационных технологий всё более широкое распространение получают электронные книги, при подготовке которых также соблюдаются все требования нормативных документов в редакционно-издательской сфере. Издания АО «ГНЦ НИИАР» всегда можно найти в городских, региональных, федеральных библиотеках, фондах некоторых вузов. Книги, изданные в институте, представлены на книжных форумах и выставках, различных конкурсах (рис. 7.1). В соответствии с планом работ на 2021 год специалистами редакционно-издательской группы департамента коммуникаций были подготовлены к печати одиннадцать изданий⁶³. В отчётном году выпущены информационные листы, календари и прочая полиграфическая продукция для нужд института.



Рис. 7.1. Сертификат участника ежегодной областной выставки-конкурса «Симбирская книга»

СБОРНИК ТРУДОВ АО «ГНЦ НИИАР»

Научное издание

Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (ежеквартальный сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. ISSN 1996-6636.



Выпуск 1. — 64 с.

Выпуск 2. — 74 с.

Выпуск 3. — 78 с.

Выпуск 4. — 80 с.

⁶³ С предложениями и замечаниями, касающимися изданий АО «ГНЦ НИИАР», просим обращаться в адрес редакции, указанный на последней странице данного отчёта.

Официальное издание выпускается в институте с девяностых годов прошлого века, относится к научной литературе и является источником научно-технической информации. В год выходит четыре выпуска сборника. Входит в базу данных Российского индекса научного цитирования. Сборники трудов АО «ГНЦ НИИАР» содержат научные статьи сотрудников по основным направлениям деятельности института, как то: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; МОКС-топливо для ядерных реакторов на быстрых нейтронах; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и др.

Содержание выпуска 1 за 2021 год ISBN 978-5-94831-195-1

1. Измерение распределения трансурановых элементов в реакторных мишенях по собственному гамма-излучению. *А.П. Малков, В.С. Романовский, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко.*
2. Влияние сил поверхностного натяжения на формирование качественных сварных соединений изделий изотопного назначения. *Е.М. Табакин, С.А. Андреев, А.В. Каплин.*
3. Фрактальные и динамические свойства временного ряда температуры воздуха, измеренной на метеостанции научно-исследовательского института атомных реакторов. *А.М. Соболев.*
4. Расчётно-экспериментальное определение повреждающей дозы оболочек топливных элементов после эксплуатации в реакторах ВВЭР-1000. *С.С. Сагалов, А.В. Обухов, А.Р. Белозерова, Л.В. Захарова.*
5. Организация сварочного производства в Научно-исследовательском институте атомных реакторов. *Е.М. Табакин, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин, С.А. Андреев.*

Содержание выпуска 2 за 2021 год

1. Исследования газонаполненных трубчатых образцов стали марки 08Х18Н10Т после реакторного облучения в натрии до повреждающей дозы выше 60 смещений на атом. *Е.И. Макаров, Д.Е. Маркелов, В.С. Неустроев, А.В. Обухов, Ю.Н. Мальцев.*
2. Определение атомной доли изотопа бора-10 в облучённом карбиде бора методом масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой с лазерной абляцией. *Л.А. Евсеев, Е.М. Муралёва, М.А. Кулакова, Р.Н. Минвалиев, В.Н. Курпrianов.*
3. Анализ ядерной безопасности при обращении с отработавшим топливом в радиационно-защитных камерах. *А.В. Акимов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков.*
4. Расчётное обоснование дополнительного срока эксплуатации обратного парогенератора реактора БОР-60. *Н.В. Киреев, И.Р. Сулейманов, Т.А. Полякова, Д.И. Яндаева.*
5. Особенности формоизменения уголков тепловыделяющих сборок с различным конструктивным исполнением каркаса. *О.Г. Сидоренко, В.А. Жителев.*
6. О теплообмене в условиях реактора ВВЭР со сверхкритическим давлением. *А.В. Алексеев.*
7. Предложения по увеличению наработки молибдена-99 в реакторах типа РБТ. *В.В. Калыгин, В.В. Пименов.*
8. Получение препарата диоксида америция методом формиатно-оксалатного осаждения. *А.С. Корнилов, А.Р. Замалтдинова, К.О. Копанева, А.О. Макаров, М.Г. Дмитриев.*

Содержание выпуска 3 за 2021 год

1. Обоснование безопасности эксплуатации реактора РБТ-10/2 с бериллиевыми вытеснителями в ячейках активной зоны. *Е.И. Ефимов, П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Пименов.*
2. Радиационное распухание ураноплутониевого нитридного топлива в экспериментальных твэлах с гелиевым и свинцовым подслоем. *А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, С.С. Сагалов, Ю.А. Иванов, М.В. Скупов.*
3. Определение химической чистоты трихлорида лютеция-177 атомно-эмиссионным спектральным методом. *М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин, Д.Т. Хусаинов, Е.В. Балалаева, А.Е. Ерина, А.А. Кожанов.*
4. Анализ показателей работы реактора МИР в 2020 году. *П.А. Зайченко, А.П. Малков, В.В. Калыгин.*
5. Система дистанционного управления поворотом нейтронно-поглощающего экрана облучательного устройства. *Д.А. Черников, А.Г. Ещержкин, В.А. Овчинников, Р.А. Яшин, С.В. Лобин, А.Ю. Халяпин, А.Н. Козлов, В.В. Шурыгин.*
6. Сравнительный анализ состояния опытных и штатных твэлов, отработавших на Балаковской АЭС в диапазоне выгорания топлива 59,2–63,0 МВт-сут/кг урана. *Е.А. Звир, А.В. Строжук, А.А. Боков, С.С. Сагалов, Е.В. Чертопьятов, Г.В. Шишалова.*
7. Вакуумное разделение молекул воды по изотопам водорода. *В.А. Узиков.*
8. Ядерный энергетический реактор малой мощности. *В.А. Узиков, И.Р. Сулейманов.*

Содержание выпуска 4 за 2021 год

1. Сравнение методов изготовления образцов-имитаторов топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайити» для изучения их ускоренного старения с точки зрения релевантности аварийным энергоблокам. *С.С. Погляд, Е.А. Безднякова, О.С. Дмитриева.*
2. Реакторная мишень для накопления берклия-249. *В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, В.А. Узигов.*
3. Радиохимические исследования облучённого ядерного топлива реактора СМ для создания эталона выгорания. *Е.А. Ерин, В.Н. Момотов, А.Ю. Волков, В.Н. Куприянов.*
9. Получение опытных партий препарата актиния-225 медицинского назначения из смеси тория-228 и тория-229. *П.С. Буткалюк, А.С. Москвин, И.Л. Буткалюк, О.И. Андреев, К.В. Ротманов, М.Ю. Кожанова.*
10. Апробация метода анионообменного разделения йодид- и йодат-ионов для проверки радиохимической чистоты препаратов на основе йода-131 и йода-125. *К.В. Ротманов, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев, М.Н. Смирнов, А.Д. Евченко.*
11. Обоснование радиационной безопасности опытного извлечения твёрдых радиоактивных отходов из отсека пункта хранения АО «ГНЦ НИИАР». *А.Н. Юсупов, А.В. Мамонов, В.В. Давыдов, М.Л. Любченко, В.П. Гордеев, П.А. Михайлов, А.И. Губкина.*



НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

(отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 году)

Научное издание

УДК 621.039

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

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

ISBN 978-5-94831-200-2

Отчёт содержит статьи о выполненных в году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как:

- ◆ исследовательские ядерные реакторы;
- ◆ исследования твэлов и реакторных материалов;
- ◆ исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики;
- ◆ трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений;
- ◆ радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;
- ◆ международная научно-техническая деятельность;
- ◆ редакционно-издательская деятельность.

Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ X ВСЕРОССИЙСКОЙ МОЛОДЁЖНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «НАУЧНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ РАЗРАБОТКИ В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ»

Научное издание

УДК 621.039(063)

ГРНТИ 58.01.13

ББК 31.4

X Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», г. Димитровград, 17–18 марта 2021 г.: тезисы докладов [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (~8 Мб). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 146 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

ISBN 978-5-94831-196-8

Номер государственной регистрации электронного издания 0322102198

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на X Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», проходившей 17–18 марта 2021 года в городе Димитровграде Ульяновской области. В сборнике, предназначенном для специалистов в области ядерных технологий, представлены тезисы докладов следующей тематики:

- ◆ физика, техника, облучательные технологии и безопасность ядерных реакторов;
- ◆ реакторное материаловедение и технологии;
- ◆ радиохимические технологии;
- ◆ нуклидные технологии.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.



СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ XX РОССИЙСКОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

Научное издание

УДК 621.039.58

ГРНТИ 58.33.02

ББК 31.46



Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 19–21 мая 2021 г.: тезисы докладов [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (~2,5 Мб). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 41 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

ISBN 978-5-94831-199-9

Номер государственной регистрации электронного издания 0322102545



Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XX Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 19–21 мая 2021 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). Целью конференции было обсуждение опыта эксплуатации и анализ состояния ядерной и радиационной безопасности реакторов. На конференции рассматривались следующие вопросы, касающиеся исследовательских ядерных установок:

- ◆ опыт эксплуатации и вывода из эксплуатации (состояние ядерной и радиационной безопасности, 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 исследовательских реакторов (состояние хранилищ, схемы обращения с топливом и вопросы безопасности при обращении с ним, проблемы).

В сборнике, предназначенном для специалистов по эксплуатации исследовательских ядерных установок, представлены тезисы докладов соответствующей тематики. Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

ГНЦ НИИАР — КРУПНЕЙШАЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПЛОЩАДКА АТОМНОЙ ОТРАСЛИ: РЕКЛАМНОЕ ИЗДАНИЕ

УДК 621.039 (085)

ГНЦ НИИАР — крупнейшая экспериментальная площадка атомной отрасли: рекламное издание. — 2-е изд., доп. и перераб. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 32 с., ил.

ISBN 978-5-94831-201-9



КАТАЛОГ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ И ПРЕПАРАТОВ: РЕКЛАМНОЕ ИЗДАНИЕ (НА КИТАЙСКОМ ЯЗЫКЕ)

Каталог радионуклидных источников ионизирующего излучения и препаратов: рекламное издание. — 2-е изд., доп. и перераб. (на китайском языке). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021 — 45 с.

ISBN 978-5-94831-197-5



65 ЛЕТ ГНЦ НИИАР: ФОТОАЛЬБОМ

УДК 061.039 (091)

ГРНТИ 58.01 .09

ББК 31 .4

65 лет ГНЦ НИИАР: фотоальбом. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 136 с., ил.

ISBN 978-5-94831-194-4

Издание посвящено 65-летию Государственного научного центра — Научно-исследовательского института атомных реакторов — крупнейшего в России и мире научного центра по проведению широкого спектра экспериментальных реакторных и послереакторных исследований, ключевого отраслевого центра по разработке и выпуску высокотехноло-



гичной инновационной продукции. Иллюстративный материал отображает не только исторические моменты предприятия, но и его современный облик. В издании использованы фотографии из фонда музея института, а также из личных архивов ветеранов и работников предприятия.



КУРЧАТОВЦЫ И НИИАР

Цыканов В.А.

УДК 53(02):621.039(92)

ГРНТИ 58.01.09

ББК 31.4

Цыканов В.А. Курчатовцы и НИИАР. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 108 с.

ISBN 978-5-94831-198-2

Книга содержит воспоминания легендарного директора (с 1973 по 1989 год) Научно-исследовательского института атомных реакторов Владимира Андреевича Цыканова, профессора, доктора технических наук, лауреата Ленинской премии СССР, заслуженного деятеля науки и техники Российской Федерации, о трёх известных курчатовцах: Савелии Моисеевиче Фейнберге, Игоре Васильевиче Курчатове и Владимире Владимировиче Гончарове. Биографические сведения сопровождаются дополнениями автора, вскрывающими неточности официальных источников и позволяющими понять истоки характера;

основы зарождения таланта инженера; факторы, определившие становление учёного; глобальность и масштаб личности; основные жизненные и рабочие принципы; уникальность и исключительную порядочность, которые, на взгляд автора, были присущи этим историческим персонам, родоначальникам и участникам советского атомного проекта. Автору удалось показать «человеческую суть» выдающихся учёных, педагогов, организаторов. В записках упомянуты и другие не менее интересные люди, честно и творчески делавшие своё дело. В книге повествуется также об истории создания исследовательских реакторов, в частности представлена логика размышлений, приведших к созданию поразительно эффективного научного инструмента — самого высокопоточного реактора СМ; описана не простая история размещения известного реактора МИР именно в Димитровграде. Книга будет интересна не только специалистам-атомщикам, историкам и краеведам, но и широкому кругу читателей, неравнодушных к судьбам Отечества и людей, создавших его техническое могущество.

Н.В. Чертухина

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АЗ — аварийная защита.

АО — акционерное общество.

АО «АТОМПРОЕКТ» — акционерное общество «Атомпроект».

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 «НИИТФА» — акционерное общество «Научно-исследовательский институт технической физики и автоматизации».

АО «НИИТФА» — акционерное общество «Научно-исследовательский институт технической физики и автоматизации».

АО «НИКИЭТ» — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея».

АО «НПЦ "АСПЕКТ"» — акционерное общество «Научно-производственный центр "АСПЕКТ" имени Ю.К. Недачина».

АО «ТВЭЛ» — топливная компания «Акционерное общество "Твэл"».

АО «ЭНИЦ» — акционерное общество «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций».

АР — автоматическое регулирование.

АСУЗ — автоматизированная система управления и защиты.

АЦП (англ. Analog-to-digital converter, ADC) — аналого-цифровой преобразователь: устройство, преобразующее входной аналоговый сигнал в дискретный код (цифровой сигнал).

АЭС — атомная электростанция.

ББК — библиотечно-библиографическая классификация.

БИПР-К — крупносеточная программа для расчёта трёхмерного неоднородного реактора в случае существенного изменения замедляющих свойств по объёму активной зоны, прежде всего при наличии кипения теплоносителя-замедлителя.

БН-600, 800, 1200 — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 600, 800 или 1 200 МВт.

БОР-60 — быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.

БРЕСТ-ОД-300 — быстрый (на быстрых нейтронах) реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, опытный демонстрационный, мощностью 300 МВт.

BrMg0.3 — металлический сплав, основу которого составляет медь, содержание которой может колебаться в диапазоне от 99.3% до 99.6%.

ВАО — высокоактивные отходы.

ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор.

ВВЭР-1000 — водо-водяной энергетический реактор мощностью 1000 МВ.

ВВЭР-СКД — водо-водяной энергетический реактор с водой сверхкритического давления.

ВВЭР-ТОИ — водо-водяной энергетический реактор, типовой оптимизированный и информатизированный (проект двухблочной АЭС с реактором ВВЭР-1300).

ВК-50 — водо-водяной кипящий реактор.

ВП — то же, что и ПВ.

ВУЗ — высшее учебное заведение.

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ — государственный стандарт.

ГРНТИ — государственный рубрикатор научно-технической информации.

ГХК — горно-химический комбинат.

ДРОН — дифрактометр рентгеновский, предназначен для решения широкого круга аналитических, технологических и научно-исследовательских задач материаловедения.

ЖРО — жидкие радиоактивные отходы.

ЖСР — жидкосолевым энергетический ядерный реактор, в котором теплоносителем является смесь солей (фторидов и хлоридов) металлов.

ЗАО — закрытое акционерное общество.

ЗЯТЦ — замкнутый ядерный топливный цикл.

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.

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.

КГО — контроль герметичности оболочек.

КМЗ-М — контейнер металлический защитный, предназначенный для транспортирования радиоактивных отходов III и IV классов.

КО — компенсирующий орган.

КЭТВС — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.

Мавэл — младшие актиниды выжигающий элемент.

МАГАТЭ (International Atomic Energy Agency, сокр. IAEA) — Международное агентство по атомной энергии — международная организация для развития сотрудничества в сфере мирного использования атомной энергии.

МБИР — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

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.

МОКС-топливо (англ. MOX — Mixed-Oxide fuel) — смешанное ураноплутониевое оксидное ядерное топливо.

МР — методические рекомендации.

НДС — напряженно-деформированное состояние.

НЗК-150-1,5П — контейнер железобетонный защитный, применяется для хранения радиоактивных отходов в инженерных сооружениях и захоронениях.

НИОКР — научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы.

НК — несущая конструкция.

Нострадамус — программа, предназначенная для прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосферу.

НРБ — нормы радиационной безопасности.

О. ч. — особо чистый.

ОАО — открытое акционерное общество.

ОАО «ГИ "ВНИПИЭТ"» — открытое акционерное общество «Восточно-Европейский головной научно-исследовательский и проектный институт энергетических технологий».

ОДЦ — опытно-демонстрационный центр.

ОМ — основной металл.

Опт. — оптимизированный (сплав).

ОСПОРБ — основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.

ОСТ — отраслевой стандарт.

ОЯТ — отработавшее ядерное топливо.

ПБЯ — правила ядерной безопасности.

ПВ — петлевая установка с водяным теплоносителем.

ПЭВМ — персональная электронно-вычислительная машина.

Пэл — поглощающий элемент.

РБМК — кипящий реактор большой мощности.

РБТ, РБТ-6, РБТ-10/2 — реактор бассейнового типа.

РЕМИКС (REgenerated MIXture — REMIX) — инновационное российское ядерное топливо для водородных энергетических реакторов типа ВВЭР, получаемое из неразделённой смеси регенерированного урана и плутония, которая образуется при переработке отработавшего ядерного топлива.

РЗЭ — редкоземельные элементы, группа из 17-ти элементов, включающая скандий, иттрий, лантан и лантаноиды (церий, празеодим, неодим, прометий, самарий, европий, гадолиний, тербий, диспрозий, гольмий, эрбий, тулий, иттербий, лютеций).

РИНЦ — Российский индекс научного цитирования.

РУ — реакторная установка.

РФ — Российская Федерация.

СанПиН — санитарные правила и нормативы.

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.

СОВА — система обслуживающая внутримодульная автоматизированная.

СОМП — система охлаждения межкорпусного пространства.

СУМА — сборка для утилизации младших актинидов.

СХР — сопротивление хрупкому разрушению.

СШ — сварной шов.

США — Соединённые Штаты Америки.

Т. а. — тяжёлый атом.

ТВС — тепловыделяющая сборка.

ТВСА-Альфа — тепловыделяющая сборка, комплектуемая восьмью дистанционирующими решётками увеличенной высоты с оптимизированной геометрии ячейки, твэлами с оболочкой меньшей толщины и таблетками без отверстия.

ТВСА-T.mod.2 — тепловыделяющая сборка (для АЭС «Темелин» (Чехия)) с увеличенной, по сравнению со сборкой ТВСА-T, ураноёмкостью и более совершенной конструкцией, которая обеспечивает более высокую экономическую эффективность эксплуатации ядерного топлива, а также большую жёсткость каркаса и меньшее гидравлическое сопротивление, что также положительно отразится на эксплуатационных характеристиках.

Твэг — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.

Твэл — тепловыделяющий элемент.

УДК — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире, и её индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.

УТМ — универсальный технологический модуль.

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».

ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина».

ФГБУН «ИБРАЭ РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук».

ФГУП — федеральное государственное унитарное предприятие.

ФГУП «ПО "Маяк"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение "Маяк"».

ФГУП «РФЯЦ—ВНИИЭФ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики».

ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей"» имени И.В. Горынина.

ФГУП «ЦНИИАтоминформ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт управления, экономики и информации Министерства атомной промышленности Российской Федерации».

ФМБА России — федеральное медико-биологическое агентство России.

Х. ч. — химически чистый.

Х. д. — холоднодеформированный.

X18H10T — см. 12X18H10T.

X18H22B2T2 — сталь коррозионно-стойкая, дисперсионно-твердеющая, аустенитного класса.

XH80MTЮ, XH80MTЮБ, Хастеллой-Н и GH3535 — никель-молибденовые конструкционные материалы для топливного контура жидкосолевого реактора; первые два отечественные, третий и четвёртый американского и китайского производства соответственно.

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.

ЭВМ — электронно-вычислительная машина.

ЭК164-ИД (07X16H19M2Г2БТР-ИД) — аустенитная хромоникелевая сталь, коррозионно-стойкая и жаропрочная, используется для изготовления оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах (ЭК — электростальская (завод), ИД — вакуумно-индукционная выплавка плюс вакуумно-дуговой переплав).

ЭК181 — жаропрочная ферритомартенситная хромистая сталь, малоактивируемая сталь, для изготовления деталей и конструкций активных зон энергетических ядерных (реакторов на быстрых нейтронах) и термоядерных реакторов, электростальская (завод).

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 nano дисперсными оксидами (ДУО) сталь, коррозионно-стойкая, радиационно стойкая, жаропрочная, сталь используется

в качестве конструкционного материала элементов активных зон (включая оболочек твэлов) перспективных ядерных энергетических установок на быстрых нейтронах.

ЭП823 (16X12МВСФБР) — 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 (16X12МВСФБР-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.

05X12H2M — коррозионно-стойкая сталь. Применяется для теплообменного оборудования атомных энергетических установок и судовых котлов.

06X18H10T — сталь аустенитного класса, нержавеющая, коррозионно-стойкая. Используется для изготовления холодно- и теплодеформированных бесшовных особо тонкостенных труб, предназначенных для трубопроводов и конструкций разного назначения, сварной аппаратуры, работающей в средах повышенной агрессивности.

08X18H10T — легированная, коррозионно- и жаростойкая сталь аустенитной группы. Используется для изготовления сварных агрегатов и устройств, эксплуатация которых проходит в условиях высокой агрессивности, теплообменников и муфелей, трубопроводной продукции, узлов печной арматуры, электродов искровых зажигательных свечей.

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.

12X1MФ — жаропрочная низколегированная сталь перлитного класса. Используется для труб пароперегревателей, трубопроводов и коллекторных установок высокого давления, поковок для паровых котлов и паропроводов, деталей цилиндров газовых турбин; также для изготовления деталей, работающих при температуре 540-580 °С, в том числе оборудования и трубопроводов ядерных энергетических установок.

1X18H9T — сталь аустенитного класса, относится к высоко- и сложнелегированным кислото-стойким немагнитным сталям, износостойкая, обладает коррозионной стойкостью в жидкометаллических средах. Характеризуется повышенным содержанием хрома и других добавок, стойких к различным кислотам. Используется для воздухопроводов, транспортирующих газообразные коррозионные среды.

AFPA — программа-расчёт остаточного энерговыделения, радиационных характеристик, выгорания топлива, изменения изотопного состава топливных сборок в процессе облучения в реакторе; в программе реализовано аналитическое решение уравнений, описывающих изотопную ки-

нетику, в каталоге данных программы содержится информация по 58 актинидам и 650 продуктам деления.

ARC (affordable, robust, compact) — проект термоядерного реактора, основанного на токамаке, который использует магнитные поля для удержания плазмы при достаточно высокой температуре (от десятков до сотен миллионов градусов по Цельсию) для поддержания условий, необходимых для термоядерного синтеза.

ASTM (American Society for Testing and Materials) — Американское общество по испытанию материалов.

CARE — программа для расчёта радиационных характеристик и изменения нуклидного состава ядерных (актиниды и продукты деления) и конструкционных материалов, облучавшихся в реакторе. В каталог данных введена информация по изотопам с периодом полураспада больше 6 ч.

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 нейтронов.

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.

FISPACT-II (разработан на основе инвентарного кода FISPIN (Fission Per Activation) — инвентарный код в Европейской системе расчёта активации EASY (European Activation System) для расчёта активации материалов после облучения нейтронами или заряженными частицами, дающий подробную информацию о путях образования этих нуклидов.

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).

ISBN (International Standard Book Number) — международный стандартный книжный номер.

JCPDS (The Joint Committee on Powder Diffraction Standards) — международный центр дифракционных данных, ведёт базу данных порошковых дифракционных картин, файл порошковой дифракции, включая d-интервалы и относительные интенсивности наблюдаемых дифракционных пиков. Образцы могут быть определены экспериментально или вычислены на основе кристаллической структуры и закона Брэгга.

KAR — то же, что и KAP.

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 расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов.

MCU-FR (Monte-Carlo Universal Fast Reactor) — программа, предназначенная для моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией с учётом изменения изотопного состава материалов; может быть использована для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах, а так же объектов замкнутого ядерного топливного цикла.

MCU-PTR (Monte Carlo Universal Pool Type Reactor) — программа, предназначенная для прецизионного моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и весовыми (неаналоговыми) методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в ядерных реакторах с учётом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании.

MCU-RFFI/A (Monte Carlo Universal Research; RFFI в данном случае — транслитерация с русского на английский Российского фонда фундаментальных исследований) — программа, предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией.

MCU-RR (Monte Carlo Universal Research Reactor) — комплекс программ для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло, предназначенный для исследовательских реакторов.

MDBFR60 — программа, предназначенная для обучения основам моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов и электронов в реакторных установках с быстрым спектром нейтронов и объектах замкнутого ядерного топливного цикла.

MS Excel (Microsoft Excel) — программа для работы с электронными таблицами корпорации «Майкрософт» (Microsoft).

NumPy — это расширение языка Python, добавляющее поддержку больших многомерных массивов и матриц, вместе с большой библиотекой высокоуровневых математических функций для операций с этими массивами.

ODS-сплавы — сплавы с оксидным дисперсионным упрочнением, которые состоят из металлической матрицы с мелким оксидом, частицы рассредоточены внутри него. Они используются для лопаток турбины и труб теплообменника.

PDF-2 (The International Centre for Diffraction Data (ICDD)) — база рентгенодифракционных данных Международного центра дифракционных данных.

PDWin — пакет программ, предназначенный для автоматизации процесса обработки порошковых рентгенограмм, снятых на дифрактометрах ДРОН-4, ДРОН-6 или ДРОН-7, и решения различных кристаллографических и физических задач для поликристаллических материалов.

PWR (Pressurized water reactor) — реактор с водой под давлением.

Python — высокоуровневый язык программирования общего назначения с динамической строгой типизацией и автоматическим управлением памятью, ориентированный на повышение производительности разработчика, читаемости кода и его качества, а также на обеспечение переносимости написанных на нём программ.

RENTGEN — программный комплекс, предназначенный для измерения и индентификации порошковых рентгенограмм.

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 для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах в трёхмерной гексагональной геометрии в многогрупповом (до двадцати шести групп) диффузионном приближении на основе библиотек ядерных констант БНАБ-93 и систем подготовки констант CONSYST-2. Код прошёл верификацию и адаптацию по множеству экспериментальных и расчётных исследований на реакторе БОР-60. Комплекс программ TRIGEX аттестован для расчёта реакторов БН-600 и БН-800 и верифицирован для расчётов реактора БОР-60.

USA — United State of America.

Visual Basic (Microsoft) — язык программирования, а также интегрированная среда разработки программного обеспечения, разрабатываемые корпорацией Microsoft.

СПИСОК АВТОРОВ СТАТЕЙ С УКАЗАНИЕМ СТРАНИЦ ИЗДАНИЯ

А

Аббязова Вероника Геннадьевна.....	159
Абдуллов Рафаэль Геннадьевич.....	159, 173
Абрамов Сергей Валентинович.....	126
Аглиуллина Лейсян Маратовна.....	144, 152, 154
Акимов Александр Викторович.....	179, 182
Алексеев Александр Вениаминович.....	32
Андреев Олег Иванович.....	158, 159
Андреев Степан Алексеевич.....	66, 121
Анисимов Владислав Юрьевич.....	73, 76

Б

Балалаева Елена Владимировна.....	152, 154
Баранов Александр Юрьевич.....	159
Безднякова Елена Александровна.....	138, 142
Белов Александр Владимирович.....	35
Белозеров Сергей Витальевич.....	96
Белозерова Алла Равильевна.....	51, 52
Беляева Анна Викторовна.....	98, 105, 108
Боев Антон Владимирович.....	38, 61
Боков Артём Александрович.....	103–108
Болдаков Валентин Андреевич.....	134
Борзова Анастасия Владимировна.....	159
Бреусова Елена Геннадьевна.....	70
Буланова Татьяна Михайловна.....	116
Бурукин Андрей Валентинович.....	8
Буткалюк Ирина Львовна.....	159, 169
Буткалюк Павел Сергеевич.....	159, 169, 193,
Буцаев Иван Сергеевич.....	195

В

Валишин Марат Фаритович.....	42, 57, 81, 164
Власов Юрий Александрович.....	96, 115
Волков Алексей Юрьевич.....	149, 151

Г

Гильмутдинов Ильнур Фаилович.....	98, 108
Глушкова Александра Константиновна.....	96
Гончаренко Юрий Денисович.....	96, 119
Гордеев Виктор Петрович.....	187
Горелов Алексей Владиславович.....	130
Гринь Петр Иванович.....	98–108
Грунин Сергей Владимирович.....	159
Губкина Алёна Ивановна.....	193, 195
Гурьева Марина Николаевна.....	23

Д

Давыдов Владимир Владимирович.....	187
Демидов Александр Леонидович.....	196
Дмитриев Михаил Геннадьевич.....	136, 142
Дмитриева Ольга Сергеевна.....	134–138
Дреганов Олег Игоревич.....	32
Дьяченко Алексей Евгеньевич.....	73, 76

Е

Евсеев Леонид Александрович.....	116
Елизеркина Алиса Юрьевна.....	159
Енин Сергей Александрович.....	51, 52

Ерин Евгений Александрович.....	149, 151
Ерёмин Сергей Григорьевич.....	93, 96, 115
Ефимов Евгений Ильич.....	44
Ещеркин Антон Геннадьевич.....	14, 15, 30

Ж

Жемков Игорь Юрьевич.....	23–28, 37, 38, 57, 59, 73, 108, 113, 191
Жулинский Сергей Иванович.....	29

З

Зайченко Павел Александрович.....	44, 63, 78
Звир Елена Аркадьевна.....	92

И

Иванов Никита Алексеевич.....	32
Иванович Юлия Витальевна.....	66, 121
Ижutow Алексей Леонидович.....	14, 15, 23
Ильиных Григорий Александрович.....	18
Ишунина Ольга Васильевна.....	27, 37, 38, 108

К

Казаков Лев Леонидович.....	162, 164, 167
Калёнова Майя Юрьевна.....	144
Калинина Наталия Константиновна.....	17–22, 31
Калиновская Наталья Александровна.....	196
Кальгин Владимир Валентинович.....	78
Каплин Александр Васильевич.....	66, 121
Каплина Марина Сергеевна.....	18
Капралов Данил Андреевич.....	136
Карсаков Алексей Анатольевич.....	116
Киреев Николай Викторович.....	54
Киселёва Ирина Владимировна.....	32
Кисляков Валерий Анатольевич.....	35
Кобылянский Геннадий Петрович.....	93
Кожанова Мария Юрьевна.....	169
Козолуп Александр Николаевич.....	27
Колобова Алёна Андреевна.....	144
Комаров Сергей Николаевич.....	29
Копанева Кристина Олеговна.....	136
Краснов Юлий Анатольевич.....	47, 63, 81, 84
Крюков Федор Николаевич.....	108
Кузин Михаил Александрович.....	146
Кузнецов Иван Владимирович.....	144
Кузнецова Елена Евгеньевна.....	14, 15, 30
Кузьмин Сергей Валерьевич.....	108
Куприянов Алексей Владимирович.....	162–167

Л

Лакеев Павел Владимирович.....	147, 149
Лизин Андрей Анатольевич.....	127
Лобин Сергей Валентинович.....	14, 15
Любченко Михаил Львович.....	187

М

Мазаев Андрей Олегович.....	93
Макаров Артем Олегович.....	132, 147
Макаров Евгений Игоревич.....	113
Малков Андрей Павлович.....	44, 63, 68, 73–86, 179, 182,

- Мамонов Алексей Владимирович 187
 Мамонова Юлия Александровна 187
 Манаськин Дмитрий Геннадьевич 96
 Марголин Борис Захарович 113
 Марихин Николай Юрьевич 38, 42
 Маркелов Максим Владимирович 70
 Матросова Наталья Николаевна 196
 Мельникова Ирина Михайловна 144
 Меркулов Андрей Иванович 38
 Миндукшева Ирина Алексеевна 66
 Миннебаев Марат Искандерович 51, 52
 Митрофанов Игорь Владимирович 63, 81–86
 Моисеев Виталий Сергеевич 31
 Мокеичев Михаил Андреевич 32
 Момотов Владимир Николаевич 23, 147–151
 Мухамадеев Андрей Салаватович 132
- Н**
 Набойщиков Юрий Владимирович 23–29, 36–38, 59, 61,
 73, 113, 191
 Неустроев Виктор Степанович 113, 116
 Никитин Олег Николаевич 98, 105, 108
 Нуждов Андрей Анатольевич 17, 22
- О**
 Обухов Александр Валерьевич 93
 Овчинников Владимир Александрович 14, 15, 30
 Осипенко Александр Григорьевич 130, 132
- П**
 Павлов Валерий Витальевич 51, 52
 Пайдулов Андрей Владимирович 44, 47, 63, 81–86
 Палачёв Павел Сергеевич 15, 19
 Петелин Алексей Леонидович 8
 Петров Антон Игоревич 132
 Пименов Василий Вениаминович 44, 47, 81
 Погляд Николай Степанович 28
 Погляд Сергей Степанович 130–134, 138, 142
 Половов Илья Борисович 132
 Попыванов Кирилл Вадимович 36
 Протопопов Дмитрий Павлович 8
 Пылаева Алёна Андреевна 136, 142
- Р**
 Разживин Станислав Геннадьевич 187
 Романов Евгений Геннадьевич 162–167
 Романова Ольга Владимировна 142, 144
 Ротманов Константин Владиславович 169–173
 Рыбин Анатолий Алексеевич 189
- С**
 Сагалов Сергей Сергеевич 105
 Салмина Татьяна Валерьевна 35
 Самохвалов Роберт Владимирович 179, 182
 Серебряков Владимир Валерианович 178, 184
 Серкин Алексей Владимирович 78
- Сивкова Виктория Андреевна 147, 170
 Синявина Екатерина Владимировна 68, 70
 Скрябин Андрей Андреевич 70
 Смирнов Максим Николаевич 173
 Соболев Александр Михайлович 184
 Соколовский Дмитрий Анатольевич 93, 108, 113, 116
 Соловьёв Максим Анатольевич 196
 Сорокин Александр Андреевич 113
 Сосипаторов Семён Николаевич 96
 Сулейманов Ильдар Радикович 54, 164
- Т**
 Табакин Евгений Мордухович 66, 96, 121
 Тарасов Валерий Анатольевич 162–167
 Теплов Вадим Геннадьевич 105
 Тихонова Дарья Евгеньевна 149, 151
 Тузов Александр Александрович 4
 Тульникова Ольга Владимировна 200
- У**
 Узиков Виталий Алексеевич 164
- Ф**
 Федосеев Александр Евгеньевич 115
 Федулин Кирилл Викторович 196
 Фирсов Глеб Алексеевич 200
 Фокеева Елена Владиславовна 23
 Фофанов Григорий Львович 132
 Фрааз Елена Сергеевна 179, 182
- Х**
 Хамдеев Марс Ильгизерович 149–154
 Ханбиков Разиль Загафярович 84, 86
 Хохлин Алексей Александрович 78, 81
 Хусаинов Дамир Тагирзанович 152, 154
- Ч**
 Черников Дмитрий Александрович 14, 30
 Черноокая Евгения Валерьевна 170
 Чернышева Татьяна Ивановна 51, 52
 Чертопьятов Евгений Владимирович 93, 96, 119
 Чертухина Наталия Владимировна 206
- Ш**
 Шагвалиев Ильдар Наилевич 96, 116
 Шаландин Владимир Евгеньевич 173
 Шараев Айрат Марселевич 44, 63, 78
 Шаронова Марина Геннадьевна 27
 Шахмуть Елена Евгеньевна 14, 15, 30
 Шевляков Григорий Владимирович 103
 Шкиунов Андрей Владимирович 200
 Широков Сергей Владимирович 68
- Ю**
 Юсупов Антон Наильевич 191–195
 Юсупова Альбина Эмильевна 36, 191
- Я**
 Яндаев Дени Моулдинович 138, 144
 Яшин Роман Андреевич 14, 15, 30, 63

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов	4
------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, Д.П. Протопопов	6
---	---

Испытания тепловыделяющих элементов водо-водяного реактора
в режиме маневрирования мощностью.

А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, А.Л. Ижутов, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, Р.А. Яшин, С.В. Лобин, Д.А. Черников	14
---	----

Испытания твэлов реактора на быстрых нейтронах
в условиях аварии с полным вводом реактивности.

А.Г. Ещеркин, Е.Е. Кузнецова, А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть, Р.А. Яшин, С.В. Лобин	15
--	----

Испытания конструкционных материалов в расплаве топливной соли
на основе фторидов лития и бериллия с добавками тетрафторида урана и теллура.

П.С. Палачёв, Н.К. Калинина, А.А. Нуждов	17
--	----

Испытания экспериментальной капсулы с ураноциркониевым карбонитридным топливом.

Г.А. Ильиных, Н.К. Калинина, М.С. Каплина	18
---	----

Испытания нетопливных компонентов и источников нейтронов
в канале с естественной циркуляцией теплоносителя.

П.С. Палачёв, Н.К. Калинина	19
-----------------------------------	----

Методические испытания газонаполненных образцов конструкционных материалов
при высокодозном облучении.

А.А. Нуждов, Н.К. Калинина	22
----------------------------------	----

Разработка и обоснование технологии гетерогенного выжигания
младших актинидов в реакторе БОР-60.

М.Н. Гурьева, И.Ю. Жемков, А.Л. Ижутов, В.Н. Момотов, Ю.В. Набойщиков, Е.В. Фокеева	23
---	----

Испытания твэлов со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом.

А.Н. Козолуп, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, М.Г. Шаронова	27
---	----

Использование экспериментального канала реактора БОР-60
для проведения испытаний с промежуточной остановкой.

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд	28
---	----

Исследование электрофизических свойств образцов обмоточного провода
при воздействии повышенной температуры и потока быстрых нейтронов.

С.И. Жулинский, С.Н. Комаров, Ю.В. Набойщиков	29
---	----

Контроль положения поглощающего экрана в облучательном устройстве.

Е.Е. Кузнецова, А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть, Р.А. Яшин, Д.А. Черников	30
---	----

Облучательное устройство для испытания
образцов конструкционных материалов реактора ВВЭР-СКД.

Н.К. Калинина, В.С. Моисеев	31
-----------------------------------	----

Предварительные расчёты параметров испытаний твэлов
в канале реактора МИР при сверхкритическом давлении теплоносителя.

А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, Н.А. Иванов, И.В. Киселёва, М.А. Мокеичев	32
---	----

Установка для автоматизированного дистанционного измерения внешнего диаметра цилиндрических образцов. В.А. Кисляков, А.В. Белов, Т.В. Салмина.....	35
Моделирование оптимизации активной зоны реактора БОР-60 для уменьшения азимутальной неравномерности нейтронно-физических характеристик. К.В. Попыванов, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Юсупова.....	36
Расчёт нуклидного состава топлива отработавших сборок реактора БОР-60. О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков	37
Программа для автоматизации создания детализированной расчётной модели реактора БОР-60 в расчётном коде MSU-FR. А.И. Меркулов, Н.Ю. Марихин, Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина	38
Сравнение результатов нейтронно-физических расчётов, выполненных с помощью различных версий программы MSU. Н.Ю. Марихин, М.Ф. Валишин	42
Завершение перевода реактора РБТ-10/2 на новое топливо. А.М. Шараев, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, Е.И. Ефимов, В.В. Пименов, П.А. Зайченко	44
Анализ характеристик рабочих органов системы управления и защиты реактора РБТ-6 по результатам измерения их эффективности. Ю.А. Краснов, А.В. Пайдулов, В.В. Пименов	47
Нейтронно-дозиметрическое сопровождение реакторных экспериментов. А.Р. Белозерова, С.А. Енин, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева, М.И. Миннебаев	51
Мониторинг нейтронных полей в каналах реактора РБТ-10/2. С.А. Енин, В.В. Павлов, А.Р. Белозерова, Т.И. Чернышева, М.И. Миннебаев	52
Обоснование прочности несущей конструкции реактора СМ при продлении срока эксплуатации. Н.В. Киреев, И.Р. Сулейманов	54
Теплогидравлический расчёт условий эксплуатации пакета защиты внутриреакторного хранилища реактора МБИР. М.Ф. Валишин, И.Ю. Жемков	57
Создание штатной расчётной модели реактора МБИР для программы ИКАР. Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков.....	59
Разработка структуры базы исходных данных и результатов расчёта нейтронно-физических характеристик в программе ИКАР для реактора МБИР. Ю.В. Набойщиков, А.В. Боев.....	61
Результаты экспериментальных исследований, проведённых на критических стендах реакторов СМ и МИР. А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, О.И. Дреганов, П.А. Зайченко, А.М. Шараев, И.В. Митрофанов.....	63
Совершенствование технологии сварки экспериментальных твэлов. Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Ю.В. Иванович, С.А. Андреев, И.А. Миндукшева	66
Обоснование ядерной безопасности при обращении с ядерным топливом на реакторной установке ВК-50. Е.В. Синявина, С.В. Широков, А.П. Малков	68
Научно-методическое и расчётно-экспериментальное сопровождение эксплуатации реактора ВК-50 в сорок девятую кампанию. Е.Г. Бреусова, А.А. Скрыбин ⁶⁴ , Е.В. Синявина, М.В. Маркелов	70

⁶⁴ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

Результаты определения важных для ядерной безопасности характеристик реактора БОР-60. А.П. Малков, А.Е. Дьяченко, В.Ю. Анисимов	73
Экспериментальное уточнение коэффициентов реактивности реактора БОР-60. А.П. Малков, В.Ю. Анисимов, А.Е. Дьяченко	76
Выбор и обоснование загрузки активной зоны реактора МИР в 2021 году. П.А. Зайченко, В.В. Калыгин, А.П. Малков, А.М. Шараев, А.В. Серкин, А.А. Хохлин.....	78
Уточнение алгоритма расчёта энерговыделения и выгорания топлива в тепловыделяющих сборках нового типа с учётом загрузки экспериментальных каналов реактора РБТ-6. А.Г. Ещеркин, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, В.А. Овчинников	81
Валидация методики расчёта энерговыделения и выгорания топлива в тепловыделяющих сборках реактора СМ после модернизации. А.А. Хохлин, И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, В.В. Пименов, М.Ф. Валишин, Ю.А. Краснов.....	84
Характеристики активной зоны и обеспечение требований ядерной безопасности при эксплуатации реактора СМ после модернизации. Р.З. Ханбиков, И.В. Митрофанов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов.....	86

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир	90
Влияние микроструктуры на механические свойства направляющих каналов тепловыделяющей сборки ТВСА-Альфа, отработавшей пять топливных кампаний в реакторе ВВЭР-1000. Г.П. Кобылянский, С.Г. Ерёмин, Д.А. Соколовский, А.А. Карсаков, Е.В. Чертопьятов, А.В. Обухов, А.О. Мазаев	93
Испытания на ползучесть трубчатых образцов из оболочек облучённых твэлов. С.Г. Ерёмин, Ю.Д. Гончаренко, С.В. Белозеров, Ю.А. Власов, Е.М. Табакин, Е.В. Чертопьятов, А.К. Глушкова, И.Н. Шагвалиев, С.Н. Сосипаторов, Д.Г. Манаськин	96
Основные результаты послереакторных исследований твэлов со смешанным ураноплутониевым нитридным топливом сборок ЭТВС-12 и ЭТВС-13 после облучения в реакторе БН-600. О.Н. Никитин, А.В. Беляева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, П.И. Гринь	98
Результаты исследования формоизменения экспериментальных твэлов, облучённых в реакторах на быстрых нейтронах. А.А. Боков, П.И. Гринь, Г.В. Шевляков.....	103
Результаты исследований твэлов со смешанным виброуплотнённым оксидным топливом после эксплуатации в составе гибридной зоны реактора БН-800. А.А. Боков, П.И. Гринь, С.С. Сагалов, О.Н. Никитин, А.В. Беляева, В.Г. Теплов	105
Основные результаты исследований твэлов со смешанным ураноплутониевым нитридным топливом после облучения в составе двух облучательных устройств в реакторе БОР-60. Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, П.И. Гринь, И.Ю. Жемков, А.В. Беляева, С.В. Кузьмин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.А. Боков, Д.А. Соколовский, О.В. Ишунина	108
Исследование механических свойств и ползучести образцов из новой и референтной сталей для внутрикорпусных устройств перспективных реакторов типа ВВЭР. В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, Д.А. Соколовский, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Б.З. Марголин ⁶⁵ , А.А. Сорокин ⁶⁵	113

⁶⁵ Сотрудник ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"». — Прим. ред.

Разработка облучательных устройств для испытаний образцов стали марки EUROFER 97/3 в реакторе БОР-60. С.Г. Ерёмин, А.Н. Дыреев, Ю.А. Власов, А.Е. Федосеев	115
Результаты материаловедческих исследований элементов главного паропровода третьего контура реактора БОР-60 после длительной эксплуатации. Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, А.А. Карсаков, Л.А. Евсеев, Д.А. Соколовский, И.Н. Шагвалиев	116
Анализ результатов механических испытаний твэльных труб в состоянии поставки в поперечном и продольном направлениях для реакторов с жидкометаллическим теплоносителем. Е.В. Чертопьятов, Ю.Д. Гончаренко	119
Сварка экспериментальных капсул для испытаний конструкционных материалов жидкосолевого ядерного реактора. Е.М. Табакин, А.В. Каплин, Ю.В. Иванович, С.А. Андреев	121

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

С.В. Абрамов	124
Изучение растворимости фторида (III / IV) и диоксида нептуния в расплаве фторидов лития и бериллия. А.А. Лизин	127
Экспериментальная проверка применимости операции волоксидации к отработавшему ядерному топливу многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах. С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, А.В. Горелов	130
Проверка модернизированной технологии снятия оболочки твэла жидким цинком. С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, А.О. Макаров, И.Б. Половов ⁶⁶ , А.С. Мухамадеев ⁶⁶ , А.И. Петров ⁶⁶ , Г.Л. Фофанов ⁶⁶	132
Разработка способов отбора и транспортировки твёрдых проб пирохимической схемы переработки отработавшего ядерного топлива. С.С. Погляд, О. С. Дмитриева, В.А. Болдаков	134
Получение весовой формы диоксида урана из ураносодержащих соединений методом микроволнового разложения. М.Г. Дмитриев, О.С. Дмитриева, Д.А. Капралов ⁶⁷ , А.А. Пылаева, К.О. Копанева	136
Модернизация узла остекловывания полифункционального радиохимического исследовательского комплекса и экспериментальное подтверждение возможности изготовления боросиликатного стекла. О.С. Дмитриева, С.С. Погляд, Д.М. Яндаев, Е.А. Безднякова	138
Синтез керамической матрицы со структурой муратаита с облучённым материалом. О.В. Романова, Е.А. Безднякова, С.С. Погляд, М.Г. Дмитриев, А.А. Пылаева	142
Радиационная устойчивость титанатной керамики со структурой пирохлора. Д.М. Яндаев, О.В. Романова, Л.М. Аглиуллина, А.А. Колобова, М.Ю. Калёнова ⁶⁸ , И.В. Кузнецов ⁶⁸ , И.М. Мельникова ⁶⁸	144

⁶⁶ Сотрудник ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина». — Прим. авт.

⁶⁷ Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

⁶⁸ Сотрудник АО «ВНИИХТ». — Прим. авт.

Испытание установки высоковольтной электроимпульсной консолидации порошков смешанного нитридного ураноплутониевого топлива, в том числе с добавлением младших актинидов. М.А. Кузин	146
Оценка эффективности лабораторной системы газоочистки для улавливания образующихся частиц при резке модельных образцов отработавшего ядерного топлива и кориума атомной электростанции «Фукусима-Дайити». А. О. Макаров, В.Н. Момотов, П.В. Лакеев, В. А. Сивкова	147
Проверка методов растворения нерастворённого остатка окисленного смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива. В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, М.И. Хамдеев, А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова, П.В. Лакеев	149
Хроматографическое разделение америция и кюрия для аналитических целей. А.Ю. Волков, Д.Е. Тихонова, В.Н. Момотов, Е.А. Ерин	151
Определение химической чистоты топливной соли на основе фторидов лития и бериллия методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой. М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Л.М. Аглиуллина, Е.В. Балалаева	152
Разработка и экспериментальное обоснование методики определения массовой концентрации примесных элементов в регенерированном оксиде иттербия-176. М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Л.М. Аглиуллина, Е.В. Балалаева	154

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

О.И. Андреев	156
Определение радионуклидного состава облучённых кюриевых мишеней с кадмиевым экраном. О.И. Андреев, П.С. Буткалюк, Р.Г. Абдуллов, И.Л. Буткалюк, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, А.Ю. Енизеркина, С.В. Грунин, А.Ю. Баранов	159
Определение параметров полномасштабного облучения кюрия для наработки берклия и калифорния-251. В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, Л.Л. Казаков	162
Радионуклидный источник тепла для теплофотовольтаического преобразователя. В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, Л.Л. Казаков, В.А. Узиков, И.Р. Сулейманов, М.Ф. Валишин	164
Моделирование производства цезия-131 в модернизированной нейтронной ловушке реактора СМ. Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, В.А. Тарасов, Л.Л. Казаков	167
Апробация способа выделения и очистки актиния-225. П.С. Буткалюк, А.С. Москвин, И.Л. Буткалюк, К.В. Ротманов, М.Ю. Кожанова	169
Кинетика сорбции ионов серебра на синтетическом цеолите NaX. Е.В. Черноокая, В.А. Сивкова, К.В. Ротманов	170
Влияние катионных примесей на электроосаждение гадолиния из водно-органического электролита. М.Н. Смирнов, В.Е. Шаландин, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллов	173

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков	176
Результаты анализа ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами в подразделениях института. Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов, Р.В. Самохвалов.....	179
О анализ ядерной безопасности при обращении с топливом реакторов на быстрых нейтронах. Р.В. Самохвалов, А.В. Акимов, А.П. Малков, Е.С. Фрааз.....	182
Радиационно-экологическое состояние района размещения АО «ГНЦ НИИАР». А.М. Соболев, В.В. Серебряков	184
Опытное извлечение твёрдых среднеактивных отходов из отсека хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов. А.В. Мамонов, В.В. Давыдов, Ю.А. Мамонова, С.Г. Разживин, М.Л. Любченко, В.П. Гордеев	187
Исследования по организации контроля углерода-14. А.А. Рыбин	189
Радиационные характеристики необлучённых мавэлов и сборок для утилизации младших актинидов. А.Э. Юсупова, А.Н. Юсупов, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков.....	191
Анализ радиационной безопасности при проведении работ по выделению и очистке берклия и калифорния. А.Н. Юсупов, П.С. Буткалюк, А.И. Губкина	193
Анализ радиационно-защитных характеристик камер ИЗК-Р и ИЗК-М исследовательской ядерной установки МБИР. А.Н. Юсупов, А.И. Губкина, И.С. Буцаев.....	195
Нарушения в работе исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств. М.А. Соловьёв, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федупин, Н.А. Калиновская	196

МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

А.В. Шикунов, О.В. Тульникова, Г.А. Фирсов.....	198
---	-----

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина	204
Список сокращений	213
Список авторов статей с указанием страниц издания.....	222

Научное издание

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ АО «ГНЦ НИИАР»

ОТЧЕТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2021 ГОДУ

Под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина

Редакторы: В.С. Киверова (4–5, 90–123, 176–203, 213–224 с.)
С.М. Пискунова (158–191 с.)
Н.В. Чертухина (1–3, 6–89, 156–175, 204–212 с.)

Корректоры: В.С. Киверова, С.М. Пискунова
Дизайн издания М.В. Мочалина
Компьютерная верстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 07.07.2022. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~ 20,52. Усл. печ. л. 26,74. Печать полноцветная. Бумага мелованная.
Гарнитура Myriad Pro, Myriad Pro Cond, Cambria Math, Bebas Neue Regular.
Тираж 100 экз. Заказ №

Оригинал-макет подготовлен специалистами редакционно-издательского отдела
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9
Тел.: (84-235) 9-01-96, e-mail: bri@niiar.ru

ISBN 978-5-94831-203-3



Акционерное общество

«Государственный научный центр —

Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

**Адрес: Россия, 433510, Ульяновская область, г. Димитровград,
Западное шоссе, д. 9;**

Тел.: +7 (84-235) 9-83-83 • Факс: +7 (84-235) 9-83-84

E-mail: niiar@niiar.ru • Web site: <http://www.niiar.ru>