

# 2017

**НАУЧНЫЙ  
ГОДОВОЙ ОТЧЕТ**



ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР -  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

# 2017

## НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

### ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2017 ГОДУ

Димитровград  
2018

УДК 621.039  
ГРНТИ 58.33.01  
ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 198 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2017 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. 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; С.С. Погляд; 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»), 2018

ISBN 978-5-94831-168-5

## ВВЕДЕНИЕ

В АО «ГНЦ НИИАР» в 2017 году был выполнен большой объем научно-исследовательских и опытно-конструкторских разработок, связанных с модернизацией и продлением срока эксплуатации реакторных установок и усовершенствованием экспериментальной базы института. Начата реализация проекта по модернизации активной зоны реактора СМ. По результатам расчётно-экспериментальных исследований и комплексного обследования технического состояния оборудования и систем продлена лицензия на эксплуатацию реактора МИР до конца 2025 года. Выполнены все запланированные работы по техническому перевооружению и продлению срока эксплуатации реактора БОР-60. В отделении реакторного материаловедения разработаны и изготовлены установки для вырезки и подготовки предназначенных для механических испытаний образцов сложной формы из облученных оболочек твэлов, направляющих каналов и центральной трубы. Созданы и введены в эксплуатацию новые установки по исследованию процессов переработки облученного смешанного нитридного ураноплутониевого топлива. Среди наиболее значимых работ в области реакторных и послереакторных исследований новых материалов, топлива и элементов активных зон действующих и перспективных ядерных реакторов, создания технологий накопления радионуклидов и производства источников ионизирующего излучения промышленного и медицинского назначения можно отметить следующие:

- по проекту «Прорыв»: испытания в реакторе БОР-60 макетов твэлов реакторов БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом в оболочках из перспективных сталей марок ЭП823-Ш, ЧС139 и ЭК181 и с гелиевым и свинцовым подслоем; исследования трех комбинированных экспериментальных ТВС, содержащих твэлы различной конструкции с оболочками из разных материалов и тремя видами топлива после опытной эксплуатации в реакторе БН-600, подтвердившие работоспособность топлива до глубины выгорания около 7 % т. а. и возможность дальнейших испытаний сборок с таким топливом; карботермический синтез смешанного нитридного ураноплутониевого топлива с америцием и нептунием, изготовление топливных таблеток и экспериментальных твэлов для испытаний в реакторе БОР-60;
- по совершенствованию топлива водоохлаждаемых энергетических реакторов: исследования тепловыделяющей сборки ТВС-2М новой конструкции с перемешивающими решетками и антидебризным фильтром, успешно отработавшей до среднего выгорания топлива 51,2 МВт-сут/кгU, с целью лицензирования усовершенствованного топлива реакторов ВВЭР-1000 для российских и зарубежных АЭС; испытания в реакторе МИР экспериментальных твэлов ТВС типа «Квадрат» до выгорания топлива 42 МВт-сут/кгU и проведение эксперимента со скачкообразным увеличением мощности для обоснования работоспособности и дальнейшего развития конструкции твэлов данного типа; подтверждение работоспособности твэлов с РЕМИКС-топливом до выгорания 42 МВт-сут/кгU по результатам реакторных и послереакторных исследований;
- по производству радионуклидов и источников ионизирующего излучения: разработка и реализация экспрессной технологии реакторного накопления калифорния-252 из стартовых калифорния-249 и берклия-249; создание и ввод в опытно-промышленную эксплуатацию новой радиационно-защитной камеры участка по производству источников ионизирующего излучения на основе кобальта-60; изготовления миниатюрных штырьковых медицинских источников на основе калифорния-252 и поставка в медучреждение комплекта источников для контактной нейтронной терапии пациентов с онкологическими заболеваниями.

В области международного научно-технического сотрудничества следует отметить возобновление взаимодействия с Институтом атомной энергии Китайской Народной Республики по вопросам эксплуатации и использования быстрых натриевых реакторов и исследования топлива для водоохлаждаемых реакторов под давлением, а также с японскими исследовательскими центрами в рамках утилизации младших актинидов отработавшего ядерного топлива.

А.А. Тузов,  
директор АО «ГНЦ НИИАР»



1

# ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ



В 2017 году исследовательские ядерные установки АО «ГНЦ НИИАР» использовали для проведения экспериментальных работ по следующим основным направлениям:

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

### РЕАКТОР БОР-60

В рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на 2010–2015 годы и на перспективу до 2020 года» на реакторной установке выполнены следующие работы по техническому перевооружению и продлению срока её эксплуатации:

- заменён силовой трансформатор;
- усилен патрубок буферной ёмкости парогенератора обратного типа ОПГ-2;
- исследованы механические свойства образцов материалов конструктивных элементов третьей демонтированной секции парогенератора обратного типа ОПГ-1;
- проведены натурные испытания модели измерительного канала расходомерной насадки реакторной установки, доработана методика калибровки расходомеров насадки;
- проведена верификация единого комплекса программ TRIGEX-KAP для расчёта нейтронно-физических характеристик установки;
- выполнен расчётный анализ аварийных ситуаций несанкционированного извлечения группы и выталкивания рабочих органов системы управления и защиты;

- разработаны проекты:
  - модернизации системы контроля и регулирования электрообогрева натриевых контуров;
  - вырезки участков теплообменной трубки четвёртой секции воздушного теплообменника;
  - замены коллекторов разбрызгивателей градирни реакторной установки;
  - замены агрегата бесперебойного питания в системе аварийного электроснабжения реакторной установки;
  - модернизации системы оперативно-диспетчерской связи реакторной установки.
- выполнены расчёты на прочность следующего оборудования:
  - буферной ёмкости парогенератора обратного типа ОПГ-2;
  - монжуса осмотровой камеры;
  - колонки приготовления конденсата.

В табл. 1.1–1.3 приведены краткие характеристики экспериментов, проводившихся в реакторе БОР-60 в течение отчётного периода.

Таблица 1.1

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

Состав топлива	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %	Массовая доля плутония-239, %	Вид топлива	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС
						Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	
UO <sub>2</sub>	23	37	75	—	Виброуплотнённое	19,2	33	15	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
UO <sub>2</sub>	2	24	75	—		9,6	28	10,1	Разборная, твэльный подогрев
(U, Pu)N	2	7	0,4	12	Нитридное смешанное	4,2	32	11,7	Разборные; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300
(U, Pu)N	2	7	0,4	20		2,1	46	4,2	Разборные; макеты твэлов реактора БН-1200

В отчётном году по программе реакторных испытаний и экспериментов на период до 2020 года проведены испытания:

- образцов конструкционных материалов (элементов активных зон реакторов разных типов);

- макетов твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 со смешанным ураноплутониевым нитридным топливом и оболочками из стали марок ЭП823-Ш, ЧС139 и ЭК181 с гелиевым и свинцовым подслоем;
- макетов твэлов реактора МБИР, содержащих виброуплотнённое МОКС-топливо, для обоснования их работоспособности;
- макетов твэлов и конструкционных материалов в рамках контрактов с Корейским институтом атомной энергии (Южная Корея), Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции и компанией «Терра Пауэр» (США).

Таблица 1.2

**Характеристики тепловыделяющих сборок,  
находящихся в реакторе БОР-60 на конец года**

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 не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	
UO <sub>2</sub>	113	37	75	Виброуплотнённое	17,7	35	13,2	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
	3	19	75		6,2	29	11,7	Разборная; твэльный подогрев
	1	7	75		3,9	23	3,7	
U + UO <sub>2</sub>	1	7	19	Металлическое	2,8	36	4,2	Разборная; твэльный подогрев; замедлитель
		7	75	Виброуплотнённое	3,7	25		
0,65UO <sub>2</sub> + +0,35PuO <sub>2</sub>	1	37	42	Смешанное виброуплотнённое	12,2	29	11,2	Макеты твэлов реактора МБИР, оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
(U, Pu)N	3	7	0,4	Нитридное смешанное, с массовой долей плутония 12–21 %	4,2	40	12,4	Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300

Таблица 1.3

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

Тип облучательно-го устройства	Число устройств	Температура испытаний, °С	Достигнутый флюенс нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	Характеристика образцов
Радиационный нагрев	1	320–450	До 10,0	Образцы конструкционных материалов элементов активных зон реакторов разных типов
	1	380–580	До 16,6	Образцы конструкционных материалов (Франция)
	2	570–680	До 9,5	Образцы конструкционных материалов реактора на быстрых нейтронах (Южная Корея)
	2	350–420	До 16,0	Образцы конструкционных материалов реактора TWR (США)
Твэльный подогрев	3	440–625	До 11,7	
	1	380–420	До 3,0	Образцы сплавов циркония (Франция)

### РЕАКТОР РБТ-10/2

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы. Перевод реактора на топливо с увеличенным содержанием урана продолжается без изменения графика его работы. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. Произведены монтаж, пусконаладочные работы и ввод в опытную эксплуатацию новой аппаратуры системы управления и защиты реактора без подключения к его системам управления.

В отчётном году на реакторной установке проводили работы по ядерному легированию кремния, радиационному окрашиванию минералов и производству йода-131 и молибдена-99, наработку последнего осуществляли в режиме еженедельных поставок.

### РЕАКТОР РБТ-6

Как и для реактора РБТ-10/2, реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2020 годы; перевод реактора на топливо с увеличенным содержанием урана продолжается без изменения графика его работы; выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. Начаты работы по комплексному обследованию установки с целью продления срока службы на период после 31 декабря 2020 года.

Экспериментальные работы в отчётном году были направлены на изучение радиационной ползучести ураногадолиниевого оксидного топлива в диапазоне температуры от 550 до 950 °С. В результате испытаний и последующих послереакторных исследований получены

экспериментальные данные, необходимые для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния и ресурса работы твэга при взаимодействии топливного сердечника и оболочки.

С целью выполнения производственной программы продолжено облучение мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок и получения йода-131.

## РЕАКТОР СМ

Значительное внимание в отчётном году уделялось оптимизации компоновки активной зоны реактора и процедур её перегрузки для повышения эффективности использования экспериментальных каналов. Получена лицензия на эксплуатацию реакторной установки до 31 декабря 2021 года. В полном объёме выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов, усовершенствованы системы водяного и газового пожаротушения установки.

В рамках работ по реализации инвестиционного проекта «Модернизация активной зоны реактора СМ», направленного на расширение экспериментальных возможностей уникальной научной установки, специалистами департамента проектирования и конструирования разработан комплект проектно-конструкторской документации, а в опытно-экспериментальной службе института начато изготовление изделий по проекту.

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ на 2015–2030 годы. В рамках контракта с компанией «Арева» (Франция) в высокотемпературных ампульных каналах отражателя реактора продолжены испытания образцов сплава 718 с целью исследования коррозионного растрескивания под напряжением при облучении в борно-литиевом водно-химическом режиме.

Выполнена обширная программа по реакторному производству радионуклидов различного назначения. В нейтронной ловушке реактора нарабатывали радионуклиды медицинского применения с высокой удельной активностью, такие как стронций-89, вольфрам-188, барий-131, лютеций-177. Проведена активация сердечников источников на основе селена-75 для дефектоскопии. Продолжены программы по наработке иридия-192, кобальта-60 с высокой удельной активностью, востребованных в ядерной медицине радиоизотопов — йода-125 и йода-131. Реализуется программа получения изотопов трансплутониевых элементов, в том числе калифорния-252, предназначенного для изготовления нейтронных источников.

## РЕАКТОР МИР

По результатам комплексного обследования технического состояния и оценки остаточного ресурса оборудования и систем реакторной установки, важных для безопасности, продлён срок эксплуатации реактора и получена лицензия до 31 декабря 2025 года.

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы. В петлевой установке ПВ-2 продолжены испытания экспериментальных твэлов с оболочками из усовершенствованных циркониевых сплавов в составе тепловыделяющей сборки типа «Квадрат» в условиях борно-литиевого водно-химического режима. Во время плановой остановки реактора выполнены промежуточные исследования этих твэлов на стенде инспекции бассейна выдержки. В петлевой установке ПВК-1 с твэлами такого типа проведён эксперимент со скачкообразным увеличением мощности, а в петлевой установке ПВК-2 — облучение прижимных пружин головки вышеука-

занного типа ТВС в условиях борно-литиевого водно-химического режима. Продолжены петлевые испытания:

- экспериментальных твэлов реактора ВВЭР с РЕМИКС-топливом с периодическим извлечением и исследованием состояния отдельных твэлов;
- ТВС с тепловыделяющими элементами на основе дисперсионной топливной композиции для обоснования элементной базы транспортных реакторов;
- образцов сплава 718 в рамках контракта с компанией «Арева» (Франция).

Далее в табл. 1.4 представлены перечень и цели основных экспериментов, проведённых в реакторе МИР, с указанием кратких характеристик объектов и параметров испытаний.

Таблица 1.4

**Основные сведения по петлевым испытаниям твэлов  
и экспериментам в реакторе МИР**

Цель испытаний	Длина твэла, мм	Число твэлов / образцов	Выгорание топлива
Исследование ресурсных характеристик ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для реактора РИТМ универсального атомного ледокола	1000	31	0,9 г/см <sup>3</sup>
Обоснование работоспособности элементов ТВС с твэлами дисперсионного типа	1000	55	0,1 г/см <sup>3</sup>
Получение экспериментальных данных о коррозионной стойкости оболочек твэлов из усовершенствованных циркониевых сплавов в борно-литиевом водно-химическом режиме	1000	12–8	42 МВт·сут/кгU
Испытания твэлов из тепловыделяющей сборки типа «Квадрат» со скачкообразным увеличением мощности для обоснования работоспособности и дальнейшего развития конструкции твэлов данного типа, а также получения экспериментальных данных для верификации расчётных кодов	1000	3	35–42 МВт·сут/кгU
Подтверждение работоспособности твэлов с РЕМИКС-топливом ТВС реактора ВВЭР-1000 Балаковской АЭС и верификация расчётного кода «Старт-3А»	580	10–8	20 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальных данных о влиянии химического состава сплава, режима термообработки и значения нагрузки на стойкость к коррозионному растрескиванию под напряжением и релаксации напряжений прижимных пружин головки ТВС-Квадрат в условиях облучения в борно-литиевом водно-химическом режиме	—	12	—
Исследование коррозионного растрескивания под напряжением при облучении образцов сплава 718 в борно-литиевом водно-химическом режиме	—	72	—

По разработанной и апробированной методике в нескольких вытеснителях рабочих тепловыделяющих сборок реактора продолжено облучение стартового материала для наработки углерода-14.

### КРИТИЧЕСКИЕ СТЕНДЫ РЕАКТОРОВ СМ И МИР

Эксплуатацию критических стендов СМ и МИР проводили в плановом порядке в соответствии с условиями действия лицензий на их эксплуатацию. Сформирован и направлен в Ростехнадзор комплект документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации критического стенда МИР, в рамках процедур получения очередной лицензии на эксплуатацию установки.

В отчётном году на критическом стенде МИР исследовали нейтронно-физические характеристики реактора МИР и экспериментального устройства нового типа с твэльным подогревом теплоносителя, охлаждающего образцы сплава 718, в нормальных и моделируемых аварийных условиях. В результате были получены требуемые данные для обоснования безопасности проведения испытаний образцов в реакторе МИР и выданы рекомендации по компоновке активной зоны.

На критическом стенде СМ исследовали нейтронно-физические характеристики реактора СМ при замене существующей компоновки центральной замедляющей полости на перспективную с увеличенным количеством экспериментальных каналов и рабочими органами системы управления и защиты усовершенствованной конструкции. Были проведены эксперименты по следующим направлениям:

- определение масштаба изменения запаса реактивности при смене компоновки нейтронной ловушки и установление необходимого количества топлива для компенсации его потери;
- определение эффективности и градуировочных характеристик модернизированных рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности;
- определение эффектов реактивности при перегрузке ТВС в активной зоне с нейтронной ловушкой новой компоновки;
- исследование распределения энерговыделения в активной зоне критической сборки с новой компоновкой нейтронной ловушки.

### РЕАКТОР ВК-50

Основные направления научных работ в отчётном году:

- переоснащение измерительной системы внутриреакторного контроля энерговыделения по объёму активной зоны методом активации медных проволочных индикаторов в сухих каналах реактора, включающее в себя как модернизацию аппаратуры, так и совершенствование программно-методической части;
- получение экспериментальных данных по физике, теплофизике, теплогидравлике, выходу и распространению продуктов деления, необходимых для верификации расчётных программ, разработки предложений по совершенствованию существующих и инновационных реакторов, обоснования их безопасности;
- изучение характеристик водно-химического режима.

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

Таблица 1.5

## Показатели работы реакторов в 2017 году

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60	ВК-50
Максимальная мощность, МВт	90	6	43	10	50	200
Коэффициент использования времени, отн. ед.:						
по плану	0,66	0,76	0,57	0,70	0,65	0,82
фактически	0,69	0,76	0,58	0,70	0,65	0,73
Время работы реактора, сут:						
по плану	242	278	208	255	237	298
фактически	253	278	211	255	237	265
Число остановок	25	34	19	42	5	6
В том числе неплановых	–	–	–	–	1	2

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

## ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ РАЗЛИЧНЫХ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ В ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ ПВ-2 РЕАКТОРА МИР

В петлевой установке ПВ-2 реактора МИР проводят испытания экспериментальных твэлов с оболочками из усовершенствованных циркониевых сплавов в составе экспериментальной ТВС в борно-литиевом водно-химическом режиме с прямым дозированием газообразного водорода. Часть твэлов испытывают в режиме поверхностного кипения. Изучение реакторного поведения новых циркониевых сплавов в условиях водно-химического режима реактора PWR было инициировано АО «ВНИИНМ» при поддержке АО «ТВЭЛ». В период остановки реактора на планово-предупредительный ремонт проведены промежуточные исследования твэлов на стенде инспекции, установленном в бассейне выдержки реактора МИР [1–3]. Программа исследований включала осмотр твэлов и элементов ЭТВС, измерение диаметра оболочки и длины твэлов наружного ряда. У этих твэлов также определяли толщину оксидной плёнки на поверхности оболочки. После завершения промежуточных исследований испытания твэлов были продолжены.

Конструкция экспериментальных твэлов (рис. 1.1) и ЭТВС была разработана в АО «ВНИИНМ» и ПАО «НЗХК» соответственно. В качестве оболочек при их изготовлении использованы

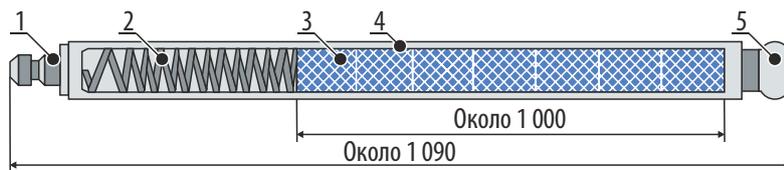


Рис. 1.1. Конструктивная схема экспериментального твэла: 1 — верхняя заглушка, 2 — пружина, 3 — топливный сердечник, 4 — оболочка, 5 — нижняя заглушка

трубы диаметром 9,5 мм с толщиной стенки, равной 0,58 мм, из сплавов Э110 (особо чистый), Э110-М, Э125 и Э635-М. Компоновка твэлов (их расположение в наружном и внутреннем рядах ЭТВС) выбрана исходя из необходи-

мости обеспечения тождественных нейтронно-физических и теплогидравлических условий испытаний изделий с оболочками из различных циркониевых сплавов и возможности сравнения коррозионной стойкости указанных материалов (рис. 1.2).

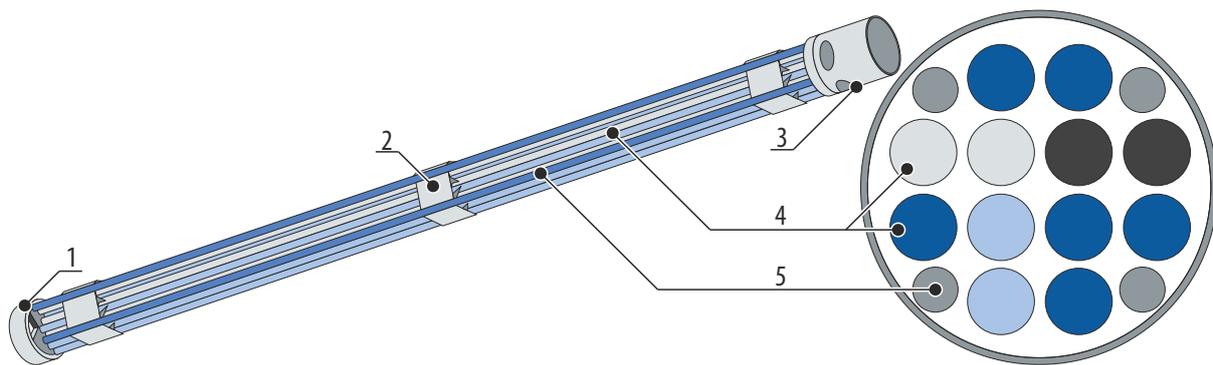


Рис. 1.2. Конструктивная схема ЭТВС с указанием расположения твэлов с оболочками из различных циркониевых сплавов (● — Э110 (особо чистый), ● — Э110-М, ● — Э125, ● — Э635-М): 1 — опорная решётка; 2 — дистанционирующая решётка; 3 — головка; 4 — экспериментальный твэл; 5 — элемент каркаса

На рис. 1.3. представлен внешний вид экспериментальных твэлов с оболочками из сплавов Э635-М и Э110 (особо чистый) в области между дистанционирующими решётками при различных значениях среднего выгорания топлива по ЭТВС. В ходе промежуточных исследований видимых повреждений и дефектов твэлов и конструктивных элементов обнаружено не было.

На всех твэлах наружного ряда ЭТВС, кроме твэла с оболочкой из сплава Э635-М, наблюдали оксидную плёнку тёмного цвета по всей длине. Твэл с оболочкой из сплава Э635-М имел оксидную плёнку светлого цвета. При достижении значения среднего выгорания топлива по ЭТВС приблизительно 11,6 МВт-сут/кгU на всех твэлах наблюдали контуры топливных таблеток (оптический «бамбук»).

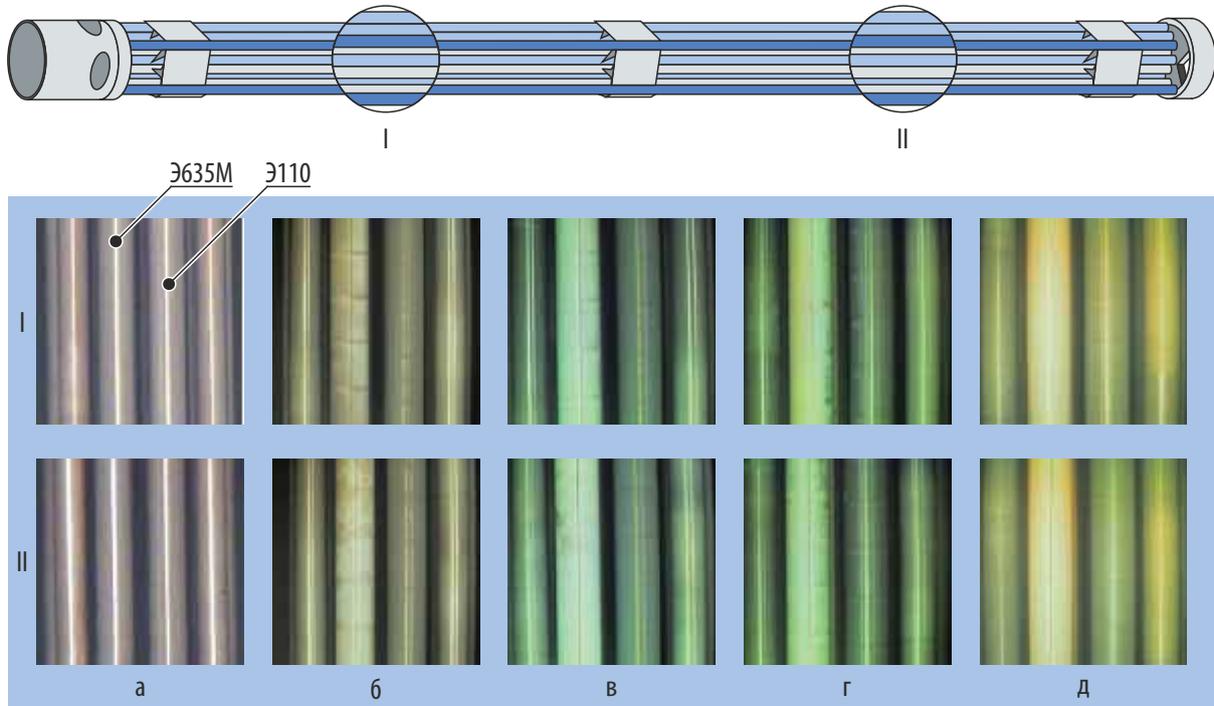


Рис. 1.3. Внешний вид экспериментальных твэлов с оболочками из сплавов Э635-М и Э110 (особо чистый) и конструктивных элементов ЭТВС при различных значениях среднего выгорания топлива: 2,6 (а); 11,6 (б); 16,5 (в); 19,3 (г); 30,0 (д) МВт-сут/кгU

По результатам измерений на стенде инспекции определены значения относительного удлинения и диаметра экспериментальных твэлов с оболочками из исследуемых сплавов для различных значений среднего выгорания топлива. Анализ полученных данных позволяет сделать вывод, что твэлы с оболочками из сплава Э110 (особо чистый) наиболее подвержены радиационному росту, а их относительное удлинение может составить примерно 0,35 % при достижении значения среднего выгорания топлива по ЭТВС приблизительно 30 МВт-сут/кгU, в то время как твэлы с оболочками из сплавов Э125 и Э110-М показывают меньший радиационный рост.

На рис. 1.4 показано распределение толщины оксидной плёнки по длине одного из экспериментальных твэлов (с оболоч-

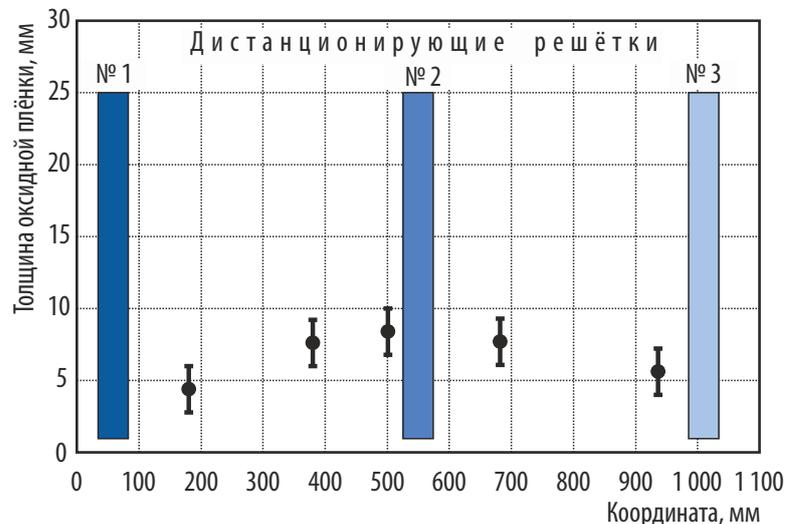


Рис. 1.4. Распределение толщины оксидной плёнки по длине экспериментального твэла

кой из сплава Э110 (особо чистый)), облучавшегося в режиме с поверхностным кипением, при среднем выгорании топлива в ЭТВС, примерно равном 30 МВт·сут/кгU.

На момент достижения среднего выгорания топлива по ЭТВС около 30 МВт·сут/кгU максимальное значение толщины оксидной плёнки на поверхности экспериментальных твэлов с оболочками из сплавов Э110-М, Э125 и Э110 (особо чистый) не превысило ( $8 \pm 1$ ) мкм, в то время на поверхности экспериментального твэла с оболочкой из сплава Э635-М оно достигло ( $23 \pm 1$ ) мкм.

#### Список литературы

1. Бурукин А.В., Долгов А.И., Ижутов А.Л. и др. Ввод в опытную эксплуатацию стенда промежуточной инспекции твэлов в бассейне выдержки реактора МИР. — Годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 году). — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. С. 90–95. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/report\\_2011.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/report_2011.pdf). Дата обращения: 06.03.2018.
2. Бурукин А.В., Долгов А.И., Ижутов А.Л. и др. Апробация методики промежуточных исследований экспериментальных твэлов в бассейне выдержки реактора МИР. — Годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2012 году). — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. С. 23–26. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/report\\_2012\\_full\\_small.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/report_2012_full_small.pdf). Дата обращения: 06.03.2018.
3. Бурукин А.В., Долгов А.И., Ижутов А.Л. и др. Оборудование и методы проведения исследований твэлов в бассейне выдержки реактора МИР. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 2. С. 35–44.

*А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин, А.И. Долгов, П.А. Ильин,  
С.В. Михайлов, М.А. Мокеичев, В.А. Овчинников*

## ИСПЫТАНИЯ ПЛОСКИХ ПРИЖИМНЫХ ПРУЖИН ПОД НАГРУЗКОЙ В ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ РЕАКТОРА МИР

В тепловыделяющих сборках реакторов типа PWR плоские прижимные пружины в процессе эксплуатации находятся под воздействием механических нагрузок, реакторного излучения, температуры и агрессивного воздействия водно-химического режима теплоносителя. В АО «ГНЦ НИИАР» с целью оценки возможной усадки пружин под влиянием нейтронного потока и определения склонности к коррозионному растрескиванию под напряжением разработаны и внедрены метод и устройство для петлевых испытаний плоских прижимных пружин в напряжённо-деформированном состоянии. Метод предполагает проведение испытаний в условиях борно-литиевого водно-химического режима при температуре до 340 °С и плотности потока быстрых (с энергией более 1 МэВ) нейтронов до  $0,3 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ . Увеличенная плотность потока быстрых нейтронов обеспечивает получение требуемой повреждающей дозы за более короткий период испытаний по сравнению со временем эксплуатации.

Испытания пружин проведены в петлевой установке ПВ-2 реактора МИР. В отличие от ампульных испытаний, в проточном теплоносителе петлевой установки реактора МИР

с помощью специальных систем дозирования реагентов и ионообменных фильтров обеспечивается водно-химический режим, характерный для реакторов типа PWR. Теплогидравлические и нейтронно-физические условия испытаний регистрировали с частотой один раз в десять минут с помощью имеющейся информационно-измерительной системы.

Предварительный этап подготовки к испытаниям заключался в разработке конструкции облучательного устройства и проведении предварительных расчётов для определения нейтронно-физических и теплогидравлических параметров испытаний. Особенность конструкции облучательного устройства для испытания пружин заключается в размещении их в напряжённо-деформированном состоянии внутри специальной ТВС, что обеспечивает получение требуемых значений температуры теплоносителя и плотности потока нейтронов (рис. 1.5).

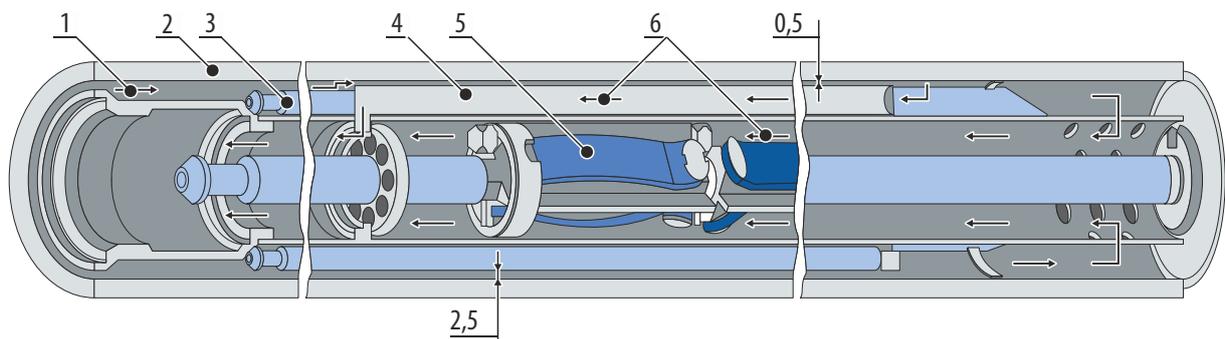


Рис. 1.5. Схема облучательного устройства для испытаний прижимных пружин: 1 — опускной участок; 2 — корпус канала; 3 — твэл; 4 — переливная трубка; 5 — пружина; 6 — подъёмный участок

При размещении пружин в устройстве учитывали неравномерность плотности потока нейтронов по высоте активной зоны реактора. Чтобы достичь температуры теплоносителя, характерной для активной зоны штатного энергоблока, твэлы были установлены в опускном участке облучательного устройства. Для уменьшения перепада давления теплоносителя по высоте активной части петлевого канала устройство дополнительно было оснащено переливными трубками, диаметр которых был подобран по результатам теплогидравлических расчётов. На этапе разработки конструкции облучательного устройства также отработывалась технология его эксплуатации, обеспечивающая возможность дистанционной замены отдельных его частей и исследуемых изделий.

Было разработано специальное устройство (рис. 1.6), позволяющее создавать в пружинах необходимый уровень механических напряжений (деформацию). Пружину для испытаний устанавливают в блок с плоскостью крепления пружин, расположенной под углом  $\alpha$  к оси блока, который обеспечивает необходимый уровень деформации (параметр  $y$ ). С помощью винтов через шайбу од-

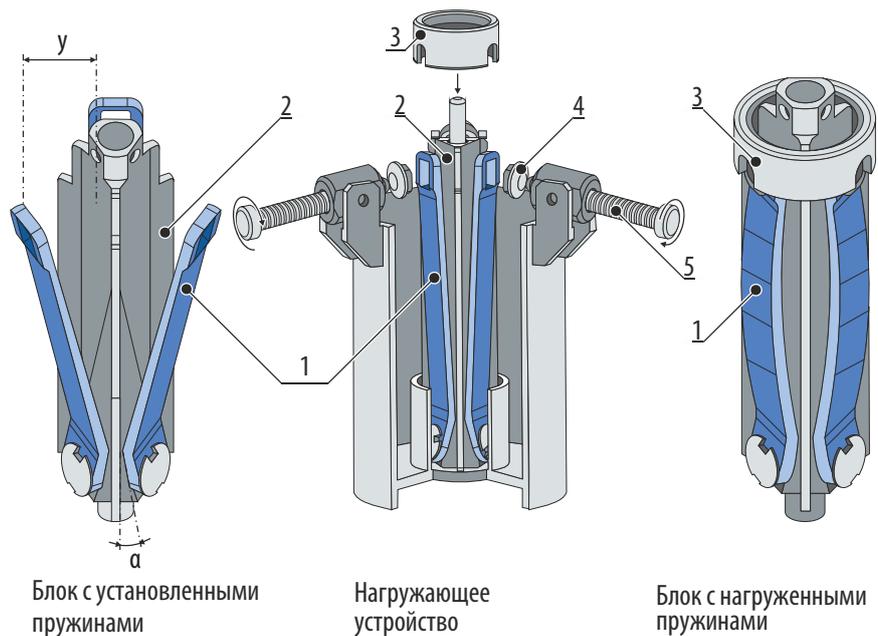


Рис. 1.6. Схема нагружения пружин головки ТВС реактора PWR: 1 — пружины головки ТВС; 2 — корпус блока; 3 — фиксирующее кольцо; 4 — шайба; 5 — нагружающие винты

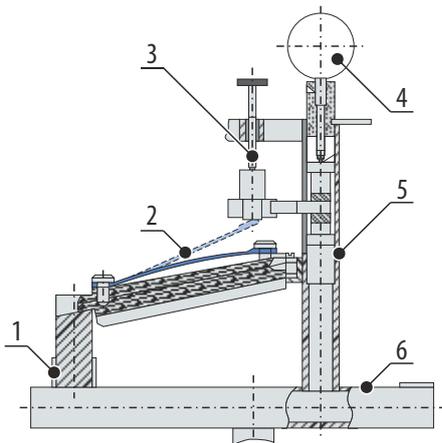


Рис. 1.7. Схема загрузки нагружающего блока с пружиной в измерительное устройство:  
1 — стойка; 2 — пружина в нагружающем блоке; 3 — рычаг; 4 — микрометр;  
5 — опора; 6 — основание

новременно нагружают все три пружины. Затем сверху на блок надевают кольцо для фиксации пружин в нагруженном положении.

Для измерений усадки пружин после снятия нагрузки блок передают в специальное устройство (рис. 1.7). Усадка пружин после облучения характеризуется разностью показаний микрометра в исходном состоянии (до облучения) и после испытаний.

В результате испытаний получены данные по усадке плоских пружин, изготовленных по разной технологии и с различным уровнем нагружения (деформации), а также по стойкости пружин к коррозионному растрескиванию под напряжением.

*А.В. Бурукин, А.И. Долгов, М.А. Мокеичев,  
В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть*

## ИССЛЕДОВАНИЕ В РЕАКТОРЕ МИР ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ МОДЕРНИЗИРОВАННЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С ИСКУССТВЕННЫМИ ДЕФЕКТАМИ ОБОЛОЧКИ

С 2006 года в петлевой установке ПВ-1 реактора МИР проводят исследования выхода продуктов деления из негерметичных (с искусственно нанесёнными дефектами в оболочке) твэлов реактора ВВЭР-1000. Исследования выполняют для твэлов с различными формами и месторасположением дефектов, моделируя проектные теплофизические, гидравлические и водно-химические режимы эксплуатации твэлов в диапазоне выгорания топлива от нулевых значений до сверхвысоких (запроектных, перспективных). База данных по этим испытаниям используется как непосредственно для прогнозирования радиационной обстановки в первом контуре реактора ВВЭР-1000, так и для разработки методик и верификации расчётных кодов.

В 2017 году, используя специально разработанный комплекс оборудования и методик<sup>1</sup>, в петлевой установке ПВ-1 реактора МИР с целью получения набора параметрических зависимостей выхода радиационно значимых продуктов деления провели два эксперимента с необлучёнными твэлами модернизированной конструкции реактора ВВЭР-1000, на оболочку которых были нанесены искусственные дефекты.

В состав облучательного устройства входила экспериментальная ТВС (рис. 1.8), содержащая семь твэлов и в поперечном сечении аналогичная фрагменту сборки реактора ВВЭР-1000. Экспериментальный твэл с искусственным дефектом был установлен в центральную ячейку и окружён шестью твэлами. Длина топливной части твэлов составляла примерно 1 000 мм, что соответствует высоте активной зоны реактора МИР. В первом эксперименте на оболочку твэла был нанесён дефект в виде круглого отверстия диаметром 1 мм на координате 115 мм от верх-

<sup>1</sup> Кудрин Ю.С., Ильенко С.А., Киселёва И.В. Исследования в петлевой установке реактора МИР выхода продуктов деления из твэлов реактора ВВЭР-1000 с искусственно нанесёнными дефектами оболочки. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 2. С. 14–26.

него торца твэла, во втором — дефект в виде аксиальной щели длиной 14,0 мм и шириной 1,4 мм на координате 150 мм от нижнего торца твэла.

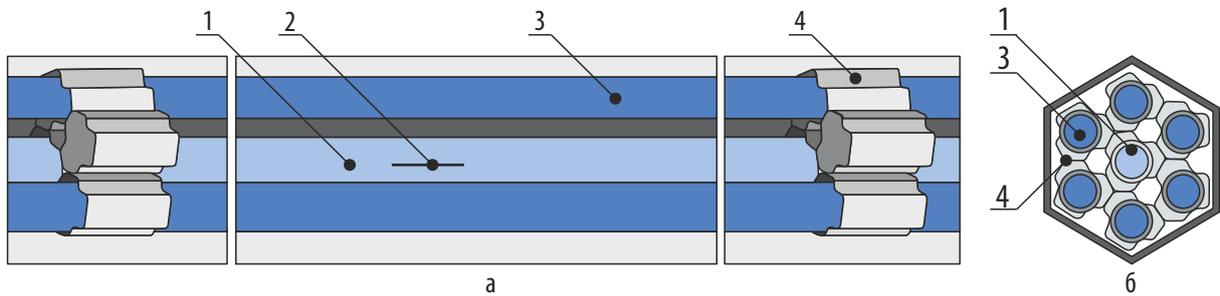


Рис. 1.8. Схема (а) и поперечное сечение (б) облучательного устройства для испытаний прижимных пружин:

1 — экспериментальный твэл; 2 — нанесённый дефект оболочки; 3 — твэл окружения; 4 — дистанционирующая решётка

Параметры испытания твэлов по мощности энерговыделения (рис. 1.9) и условиям охлаждения обеспечивались выбором картограммы активной зоны реактора и изменением как положения органов регулирования для корректировки мощности, так и технологических параметров первого контура петлевой установки. Температуру оболочки и топливного сердечника твэлов определяли путём расчётной обработки данных регистрации теплофизических параметров облучения.

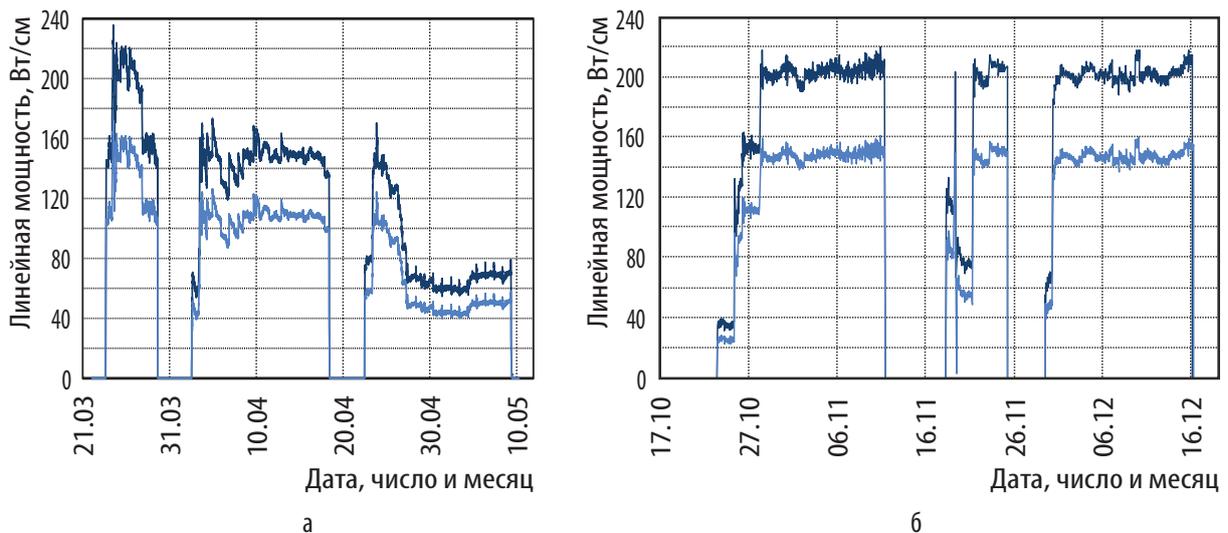


Рис. 1.9. Изменение максимальной (—) и средней (—) линейной мощности твэла с искусственным дефектом оболочки в процессе первого (а) и второго (б) экспериментов

Измерения активности определяющих радиационную обстановку радионуклидов в теплоносителе первого контура петлевой установки проводили двумя взаимосвязанными методами: непрерывными онлайн-измерениями, которые отображали кинетику изменения активности во времени, и измерениями активности в пробах теплоносителя с выделением реперных точек по активности долгоживущих нуклидов и контролем эффективности регистрации гамма-квантов онлайн-методом. На рис. 1.10 и 1.11 приведены некоторые результаты измерений удельной активности продуктов деления различных физико-химических групп (инертных радиоактивных газов, галогенов) в теплоносителе, отражающие типичный характер полученной информации.

В ходе первого эксперимента наблюдали более высокие значения удельной активности нуклидов в теплоносителе по сравнению с предыдущими экспериментами в реакторе МИР с негерметичными твэлами и вторым экспериментом.

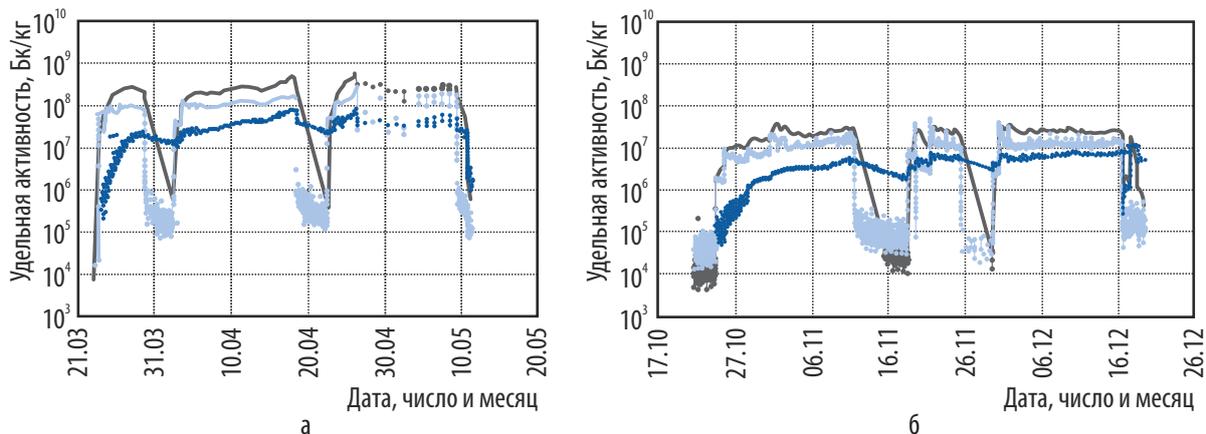


Рис. 1.10. Изменение удельной активности изотопов ксенона ( $^{133}$  (—),  $^{135}$  (—),  $^{138}$  (—)) в теплоносителе петлевой установки ПВ-1 в процессе первого (а) и второго (б) экспериментов

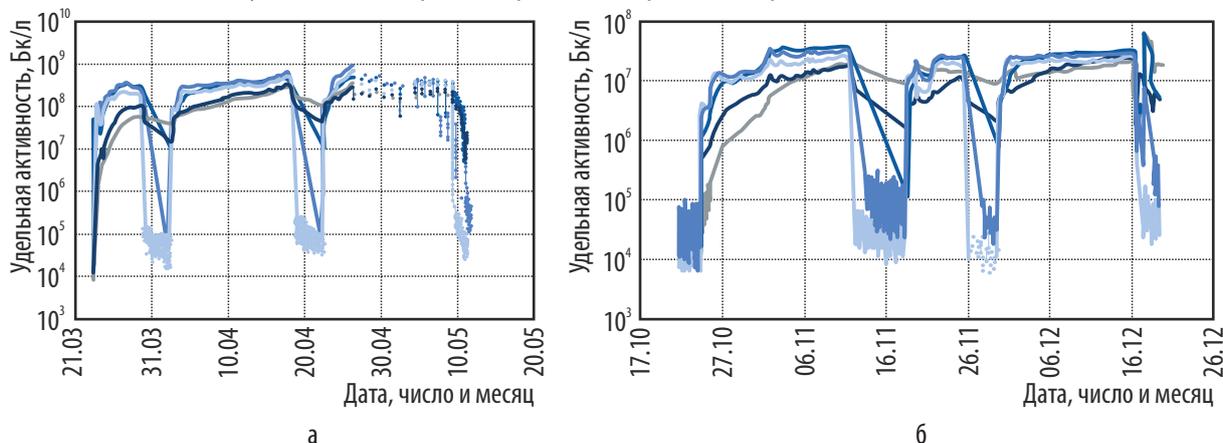


Рис. 1.11. Изменение удельной активности изотопов йода ( $^{131}$  (—),  $^{132}$  (—),  $^{133}$  (—),  $^{134}$  (—),  $^{135}$  (—)) в теплоносителе петлевой установки ПВ-1 в процессе первого (а) и второго (б) экспериментов

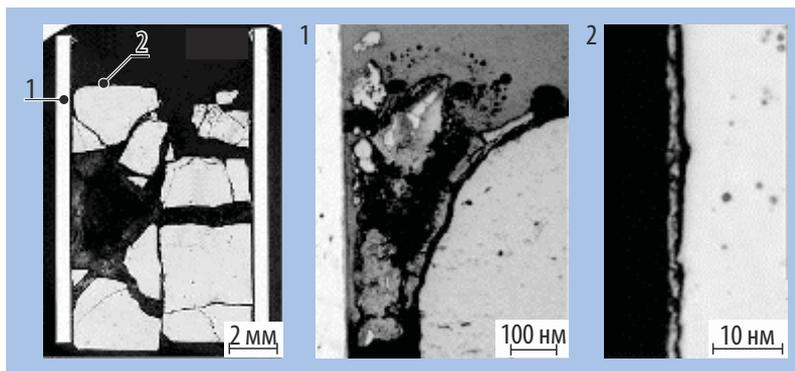


Рис. 1.12. Микроструктуры окисления топлива твэла в продольном сечении по высоте 1 030–1 045 мм от начала топливного столба в первом эксперименте

по поверхности таблеток, а также на повышенную фрагментацию верхней таблетки, что могло привести к выносу частиц топлива в петлевой канал.

В результате обработки и анализа экспериментальных данных будет получена информация о возможности и регламенте эксплуатации твэлов модернизированной конструкции с негерметичной оболочкой в составе активной зоны реактора ВВЭР. В 2018 году планируется проведение новой серии экспериментов с твэлами модернизированной конструкции с искусственными дефектами на оболочке, отличающимися по форме, размеру и расположению.

Фактором, влияющим на значительный рост активности продуктов деления в теплоносителе в ходе первого эксперимента, мог быть вынос топливной композиции в теплоноситель петлевой установки через дефект в оболочке экспериментального твэла в области компенсационного объёма. Послереакторные исследования указывают на наличие следов сильной эрозии топлива (рис. 1.12)

## ВЫБОР КОНСТРУКЦИИ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ УРАНОЦИРКОНИЕВОГО КАРБОНИТРИДНОГО ТОПЛИВА

В 2017 году были продолжены работы по оптимизации конструкции облучательного устройства для исследования характеристик ураноциркониевого карбонитридного топлива в условиях облучения в реакторе СМ с заданными параметрами проведения реакторного эксперимента: температура в центре топливной таблетки до 1 600 К, глубина выгорания до 40 %, энерговыделение выше 500 Вт/см<sup>3</sup>. Предлагаемый вариант конструкции облучательного устройства, предназначенного для облучения в одной из ячеек второго от активной зоны ряда отражателя

реактора СМ, состоит из подвески с рабочим участком, содержащим экспериментальную капсулу, корпуса и комбинированного экрана (рис. 1.13). В состав капсулы входят пятнадцать ураноциркониевых карбонитридных таблеток (диаметр 8 мм) с обогащением по урану-235 около 20 % в герметичном молибденовом чехле. При разработке чехла руководствовались принципом минимизации количества сварных швов и отнесения их в область

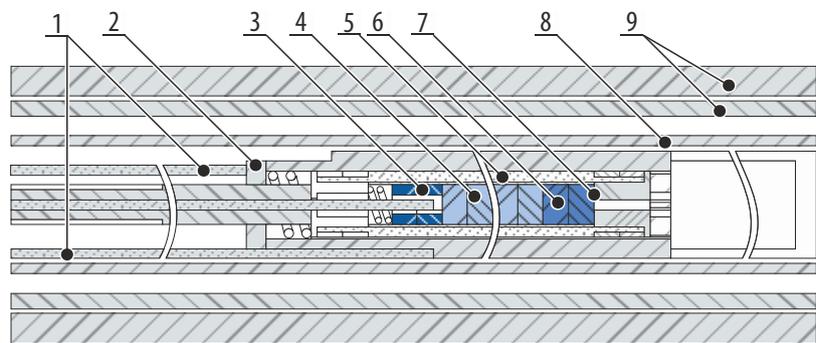


Рис. 1.13. Эскиз облучательного устройства: 1 — термоэлектрические преобразователи в молибденовом чехле; 2 — молибденовый чехол; 3 — вспомогательные таблетки; 4 — исследуемые таблетки; 5 — вольфрамовый трёхсекционный чехол (негерметичный); 6 — низкообогащённые таблетки; 7 — низкотеплопроводный материал; 8 — гафниевый экран; 9 — комбинированный экран

низких значений температуры за пределами топливного столба. В газовом зазоре, исходно заполненном гелием, предусмотрено размещение негерметичной защитной вольфрамовой трёхсекционной оболочки для устранения контактного взаимодействия топлива с молибденовым чехлом. Данная оболочка позволяет сохранять геометрию объекта эксперимента, участвует в центровке топливного столба относительно продольной оси экспериментальной капсулы, а также шунтирует аксиальные потоки тепла. Между негерметичной защитной вольфрамовой оболочкой и молибденовым чехлом организован гелиевый зазор для свободного распухания топлива. Для того чтобы обеспечить требуемые значения выгорания и энерговыделения в топливных таблетках, предполагается использование комбинированного экрана из гафния и нержавеющей стали.

Толщина элементов комбинированного экрана была определена по результатам вариантных нейтронно-физических расчётов. Для выполнения расчёта условий испытаний макетов твэлов моделирование облучательного устройства проводили с помощью имитатора IMCOR\_SM, созданного на базе прецизионной программы MCU-RR [1]. Для расчёта использовали два состояния активной зоны, соответствующих середине и концу кампании. В результате проведённых расчётов была определена толщина гафниевого экрана, обеспечивающего максимальное тепловыделение в топливе выше 500 Вт/см<sup>3</sup>, — 1 мм. Наружный диаметр гафниевого экрана (34 мм) выбран таким образом, чтобы экран с обеих сторон равномерно омывался водой первого контура, обеспечивая надёжное охлаждение. По результатам расчёта определено время, необходимое для достижения предельного выгорания по урану-235 в 40 %. Результаты расчёта энерговыделения в таблетках для выбранной толщины гафниевого экрана представлены в табл. 1.6.

Таблица 1.6

## Результаты расчёта энерговыделения

Тип таблетки	Зона по радиусу, мм		Суммарное энерговыделение, Вт/см <sup>3</sup>	Погрешность, %
	внешнему	внутреннему		
Вспомогательные	4	3	671	3,1
	3	2	584	3,8
Исследуемые	4	3	652	1,2
	3	2	540	1,5
	2	1	497	1,9
	1	–	456	2,8
	–	–	576*	0,8*
Низко-обогащённые	4	3	73	2,3
	3	2	73	2,6
	2	1	75	3,5
	1	–	72	4,7

\* Среднее по объёму значение.

Теплофизические расчёты облучательного устройства проводили с целью подбора величины зазоров между цилиндрическими элементами конструкции, при которой температура топливных элементов на протяжении всего периода испытаний не превышала бы 1 600 К. При этом мощность твэла и тепловыделение в конструкционных материалах задавали по результатам нейтронно-физических расчётов. Расчёты были проведены с использованием программного комплекса конечно-элементного анализа ANSYS [2] в осесимметричной постановке, с учётом аксиальных потоков тепла и теплообмена излучением между элементами конструкции. В расчётах учитывали влияние изменения коэффициента теплопроводности газовой смеси при выходе газообразных продуктов деления в процессе облучения и влияние изменения зазора между топливом и оболочкой за счёт температурного расширения и радиационного распухания топливных элементов на температуру топлива и элементов конструкции устройства. Результаты расчётов температуры топлива и элементов конструкции облучательного устройства на уровне центральной плоскости активной зоны в конце кампании реактора с учётом максимального распухания, выхода газообразных продуктов деления и температурного расширения топлива представлены на рис. 1.14.

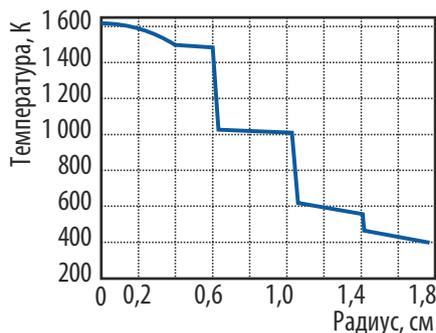


Рис. 1.14. Радиальный профиль температуры

из гафния и нержавеющей стали, возможно поддерживать в процессе облучения температуру топлива, близкую к 1 600 К.

## 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. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общ. ред. Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.

В.Е. Алексеев, С.В. Серёдкин, Н.Ю. Марихин

## РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ КОРРОЗИОННОГО РАСТРЕСКИВАНИЯ ПОД НАПРЯЖЕНИЕМ И РЕЛАКСАЦИИ НАПРЯЖЕНИЯ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ

Знание о динамике развития коррозионного растрескивания под напряжением и темпах релаксации напряжения различных конструкционных материалов активной зоны реактора важно как для проектирования новых изделий, работающих в условиях облучения, так и для обоснования продления срока службы действующих. Для исследования этих свойств была разработана методика, позволяющая проводить облучение нагруженных плоских образцов при температурном и водно-химическом режимах, характерных для реакторов ВВЭР и PWR.

Исследование конструкционных материалов (их коррозии, коррозии под напряжением, релаксации напряжения) в исследовательских реакторах при высоких значениях температуры (280–350° С) и давления (15–18 МПа) воды определённого химического состава обычно проводят в петлевых установках, которые содержат дорогостоящее оборудование (мощные нагреватели, теплообменники, насосы, компенсаторы объёма, фильтры и прочее) и требуют большого количества обслуживающего персонала. При длительной эксплуатации установок может происходить загрязнение контура накапливающимися примесями, выход из строя оборудования. В АО «ГНЦ НИИАР» для проведения таких экспериментов разработаны ампульные каналы [1] с естественной циркуляцией теплоносителя с заданным химическим составом при высоких значениях температуры, давления и потока нейтронов в ячейках среднего и ближнего рядов отражателя активной зоны реактора СМ. К одному компенсатору давления можно подключить до трёх ампульных каналов. Они просты и надёжны в эксплуатации, экономичны, позволяют уйти от сложностей, свойственных петлевым установкам. Вода в каналах периодически контролируется и заменяется при остановках реактора (один раз в десять суток).

Облучательное устройство представляет собой подвеску (рис. 1.15), размещённую внутри штатного стального канала, заполненного водой с заданным химическим составом. Для обеспечения необходимого температурного режима испытания в нижней и верхней частях устройства, загружаемого в канал среднего ряда отражателя, установлены блоки радиационных нагревателей из танталовых пластин. В устройстве для ближнего ряда отражателя нагреватели отсутствуют. Циркуляцию воды в устройстве обеспечивает разделитель потока, представляющий собой трубу, установленную коаксиально каналу и окружающую подвеску с образцами. На подвеске закрепляют пеналы с пластинчатыми образцами. Форма пеналов обеспечивает нагружение образцов по схеме четырёхточечного изгиба [2].

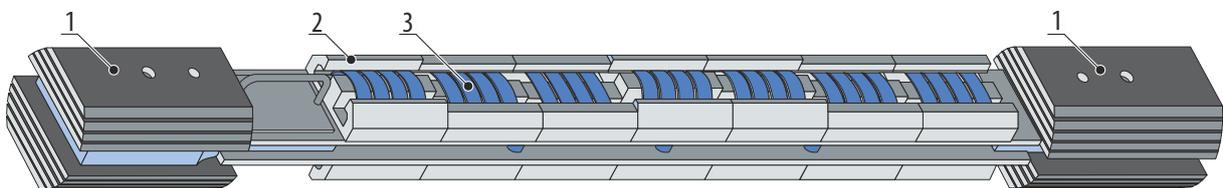


Рис. 1.15. Модель подвески облучательного устройства: 1 — нагреватель; 2 — пенал; 3 — образец

На рис. 1.16 представлен типичный график изменения температуры на образцах во время облучения. Устройство снабжено шестью термоэлектрическими преобразователями, два из которых находятся на уровне средней плоскости активной зоны, по два — на уровне нижнего и верхнего пеналов. При установившемся режиме работы реактора на номинальной мощности 90 МВт амплитуда колебаний температуры не превышала 7 °С.

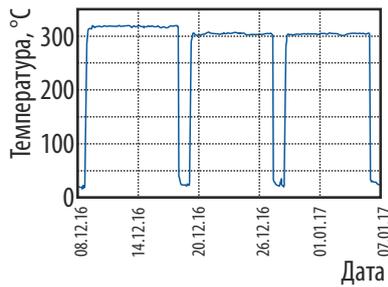


Рис. 1.16. Изменение температуры теплоносителя при испытаниях образцов в канале близкого к активной зоне ряда отражателя реактора

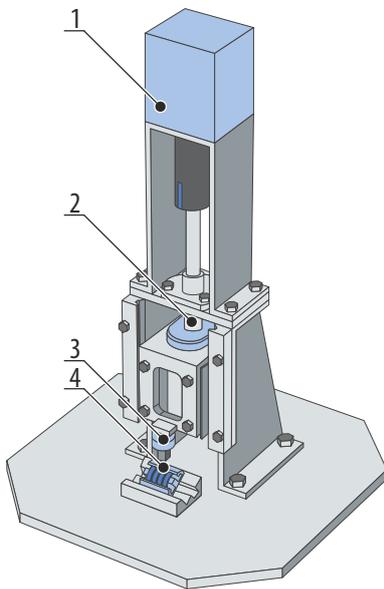


Рис. 1.17. Модель релаксометра: 1 — шаговый двигатель; 2 — шарико-винтовая пара; 3 — датчик силы; 4 — нагружающая опора

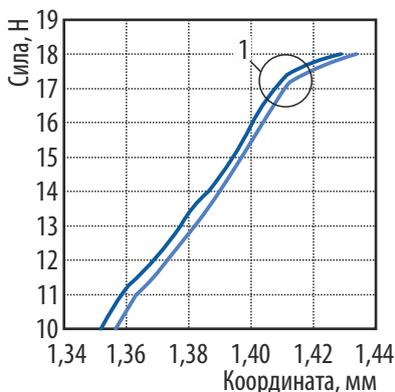


Рис. 1.18. График изменения усилия, создаваемого релаксометром, от координаты нагружающей опоры, где 1 — изгиб, по которому определяется остаточное усилие, развиваемое образцом

Измерение релаксации напряжения проводили после каждого цикла облучения в условиях радиационно-защитной камеры при помощи релаксометра после извлечения пеналов из устройства. Релаксометр (рис. 1.17) представляет собой установку, в которой шаговый двигатель приводит в поступательное движение нагружающую опору, снабжённую датчиком силы [3]. В процессе нагружения образца строится график зависимости силы реакции образца от вертикальной координаты нагружающей опоры. По характерным изгибам на этом графике можно судить об усилии, которое необходимо приложить для отрыва конца образца от внешней опоры пенала, а отсюда вычислить остаточное напряжение во внешних слоях образца [2, 3]. Проводя измерения после каждого цикла облучения, можно сделать выводы о релаксационных свойствах исследуемого материала. На рис. 1.18 приведён характерный график, полученный в радиационно-защитной камере при проведении двух измерений с помощью релаксометра одного и того же образца из нержавеющей стали после облучения. Выделен характерный изгиб, который соответствует моменту достижения усилия, развиваемого релаксометром, реакции образца на нагружающую опору пенала.

Для определения момента появления растрескивания под напряжением между циклами облучения проводили визуальный осмотр образцов в бассейне выдержки реактора с помощью подводной камеры с высоким разрешением. Кроме непосредственного визуального осмотра косвенным свидетельством образования трещин также может быть аномальное изменение релаксирующего напряжения.

#### Список литературы

1. Серёдкин С.В., Палачёв П.С., Марихин Н.Ю. и др. Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава INCONEL 718 при облучении в реакторе СМ. — Годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 году). — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 31. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy\\_otchyot\\_2013\\_sayt.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_otchyot_2013_sayt.pdf). Дата обращения: 06.03.2018.
2. Патент № 2485475, Российская Федерация, (51)МПК G01N 3/20 (2006.01) [Электронный ресурс]. Способ испытаний на релаксацию напряжения при изгибе / Рогозянов А.Я, Нуждов А.А., Палачёв П.С. // Бюл., 2013. № 17. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: [http://www1.fips.ru/fips\\_servl/fips\\_servlet](http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet). Дата обращения: 06.03.2018.

3. Патент № 152090, Российская Федерация, (51)МПК G01N 3/20 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания плоских облучённых образцов на релаксацию напряжения при изгибе / Белов А.В., Кисляков В.А., Нуждов А.А., Палачёв П.С. // Бюл., 2015. № 13. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: [http://www1.fips.ru/fips\\_servl/fips\\_servlet](http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet). Дата обращения: 06.04.2017.

В.А. Кисляков, С.В. Серёдкин, В.Е. Алексеев

## ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЁТОВ НА ПРОЧНОСТЬ НА ОСНОВЕ АНАЛИТИЧЕСКИХ И ЧИСЛЕННЫХ МЕТОДОВ

В отчётном году для продления срока эксплуатации были выполнены расчёты на прочность действующего оборудования исследовательских реакторов АО «ГНЦ НИИАР»:

- сосудов, работающих под давлением: регенератора продувки и доохладителя петлевой установки ПВ-2, баллона объёмом 200 л, конденсатора петлевой установки ПВК-1 реактора МИР; монжуса объёмом 100 л и колонки реактора БОР-60;
- исполнительных механизмов приводов аварийной защиты, компенсации реактивности и автоматического регулирования реактора РБТ-10/2.

Для определения напряжённо-деформированного состояния сосудов, работающих под давлением, традиционно применяли программный комплекс ANSYS [1]. Для определения тепловых нагрузок в качестве исходных данных для прочностных расчётов использовали программный комплекс SolidWorks [2], возможности которого ограничены в силу сложности расчёта теплового воздействия и граничных условий. Выходом из этой ситуации является сочетание численных и аналитических методов.

Комплексное использование расчётных методов было реализовано при расчёте температурных полей колонки реактора БОР-60 (рис. 1.19), предназначенной для частичной конденсации и очистки водяного пара. Так как комплекс SolidWorks не поддерживает возможность моделирования фазовых переходов пара в конденсат, граничные условия оценивали с помощью различных аналитических методик. Конденсацию пара на горизонтальном пучке трубок учитывали в виде граничного условия — температуры внешней стенки трубок, которую вычисляли по первым шести формулам из табл. 1.7 [3]. Для учёта влияния перфорированных элементов на поток теплоносителя и распределения температуры по элементам колонки был определён по седьмой формуле (см. табл. 1.7) перепад давления на тарелках при прохождении пара [3].

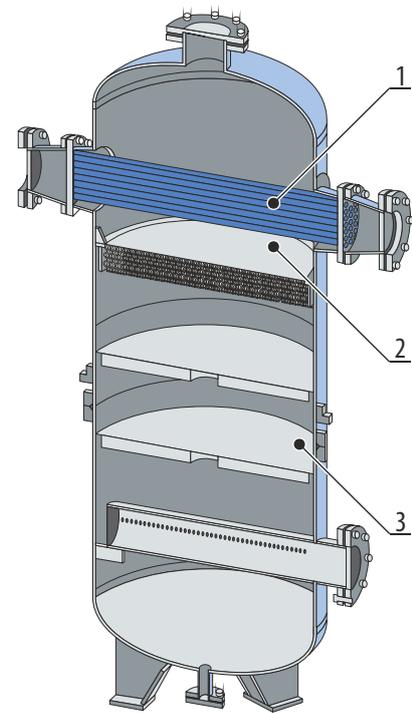


Рис. 1.19. Расчётная модель колонки реактора БОР-60: 1 — трубный пучок; 2 — тарелка; 3 — отбойник

Таблица 1.7

## Расчётные формулы

№	Формула	Обозначения
<b>Определение температурных полей колонки реактора БОР-60</b>		
1	$T_w = T_f q_l \frac{R_j}{\pi}$	$T_w$ — температура внешней стенки трубок, °С; $T_f$ — температура горячего теплоносителя (пара), °С; $q_l$ — линейная плотность теплового потока через цилиндрическую стенку, Вт/м; $R_j$ — линейное термическое сопротивление теплоотдачи от горячего теплоносителя (пара) к стенке, м·К/Вт
2	$q_l = k_l \pi \Delta T$	$k_l$ — линейный коэффициент теплопередачи через стенку, Вт/м·К; $\Delta T$ — разность температуры горячего и холодного теплоносителей (пара и воды), °С
3	$R_{l2} = \frac{1}{\alpha_2 d_2}$	$\alpha_2$ — коэффициент теплоотдачи от поверхности стенки к пару, Вт/м²·К; $d_2$ — внешний диаметр трубки, м
4	$k_l = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_2 d_2} + \frac{1}{2\lambda} \ln \frac{d_2}{d_1} + \frac{1}{\alpha_1 d_1}}$	$\lambda$ — коэффициент теплопроводности стенки, Вт/м·К; $\alpha_2$ — коэффициент теплоотдачи от воды к поверхности стенки, Вт/м²·К; $d_1$ — внутренний диаметр стенки, м
5	$\alpha_2 = \frac{N_u \lambda_1}{d_1}$	$N_u$ — число Нуссельта <sup>2</sup> ; $\lambda_1$ — коэффициент теплопроводности воды при рабочей температуре, Вт/м·К
6	$\alpha_2 = 0,728 \sqrt[4]{\frac{\lambda_2^3 \rho^2 r g}{\mu \Delta t d_2}}$	$\lambda_2$ — коэффициент теплопроводности конденсата, Вт/м·К; $\rho$ — плотность конденсата, кг/м³; $r$ — удельная теплота парообразования, кДж/кг; $\mu$ — вязкость конденсата, Па·с; $\Delta t$ — разность температуры конденсации пара и температуры стенки со стороны пара, °С
7	$\Delta P = \frac{\xi p_n W_n}{2}$	$\Delta P$ — перепад давления на перфорированных элементах, Па; $\xi$ — коэффициент сопротивления для ситчатых тарелок; $p_n$ — плотность пара, кг/м³; $W_n$ — скорость пара в отверстиях тарелки, м/с
<b>Расчёт на изгибную и контактную прочность зубьев реечной передачи реактора РБТ-10/2</b>		
8	$T_2 = \frac{d_2 F_t}{2 \cdot 10^3}$	$T_2$ — допускаемый крутящий момент на колесе, Н·м; $F_t$ — допускаемая окружная сила, Н
9	$F_t = \frac{w b_w}{K}$	$w$ — допускаемая удельная окружная сила, Н·м; $b_w$ — ширина зубчатого венца, мм; $K$ — коэффициент, учитывающий неравномерность распределения нагрузки между зубьями и по ширине зуба и дополнительные динамические нагрузки в зацеплении
10	$w_H = \frac{\sigma_H^2 d_2 u}{(u + 1) 469^2}$	$\sigma_H$ — допускаемое контактное напряжение, МПа; $u$ — передаточное отношение числа зубьев колеса к числу зубьев рейки; $d_2$ — делительный (начальный) диаметр колеса, мм
11	$w_F = \frac{\sigma_F s_1^2}{6 h \alpha}$	$\sigma_F$ — допускаемое напряжение при изгибе, МПа; $s_1$ — толщина зуба в опасном сечении, мм; $h$ — высота зуба рейки, мм; $\alpha$ — коэффициент концентрации напряжений в переходной части зуба

<sup>2</sup> Один из основных критериев подобия тепловых процессов, характеризующий соотношение между интенсивностью теплообмена за счёт конвекции и интенсивностью теплообмена за счёт теплопроводности (в условиях неподвижной среды). Названо в честь немецкого инженера Эрнста Крафта Вильгельма Нуссельта (1882–1957). — Прим. ред.

Полученное гидравлическое сопротивление незначительное (перепад давления составил около 0,3 Па), что позволило исключить из расчётной модели перфорированные элементы: тарелки и отбойник. Так аналитическим способом были рассчитаны учитывающие конденсацию пара граничные условия, которые были заданы в теплогидравлическом модуле Flow Simulation программного комплекса SolidWorks для расчёта температурных полей колонки. Результаты теплофизического расчёта представлены на рис. 1.20.

В соответствии с вновь введёнными нормативными документами продление механических элементов исполнительных механизмов приводов системы управления и защиты должно сопровождаться проведением расчётов на прочность. Расчётное обоснование прочности сложных механизмов приводов связано с определёнными трудностями, как-то:

- нелинейность задач, обусловленная большим количеством подвижных элементов;
- необходимость учёта трения в контактных элементах;
- большая размерность задач, требующая значительных вычислительных затрат;
- недостаточность исходных данных.

Для решения указанных проблем необходимо сочетание аналитических методов и численных расчётов и получение данных о параметрах реальной эксплуатации.

В настоящее время расчёты на прочность элементов исполнительных механизмов приводов системы управления и защиты осуществляют в основном с помощью точных аналитических методик, приведённых в государственных стандартах. Такие расчёты были реализованы для элементов исполнительных механизмов приводов рабочих органов аварийной защиты, компенсации реактивности и автоматического регулирования реактора РБТ-10/2. Для оценки их остаточного ресурса по последним четырём [4] формулам (см. табл. 1.7) были проведены расчёты на изгибную и контактную прочность зубьев реечного механизма (рис. 1.21), в результате которых был определён допустимый крутящий момент на колесе реечного механизма.

Выполненные расчёты показали, что существует техническая возможность продления срока эксплуатации приводов рабочих органов аварийной защиты, компенсации реактивности и автоматического регулирования реактора РБТ-10/2 при условии контроля крутящего момента на колесе.

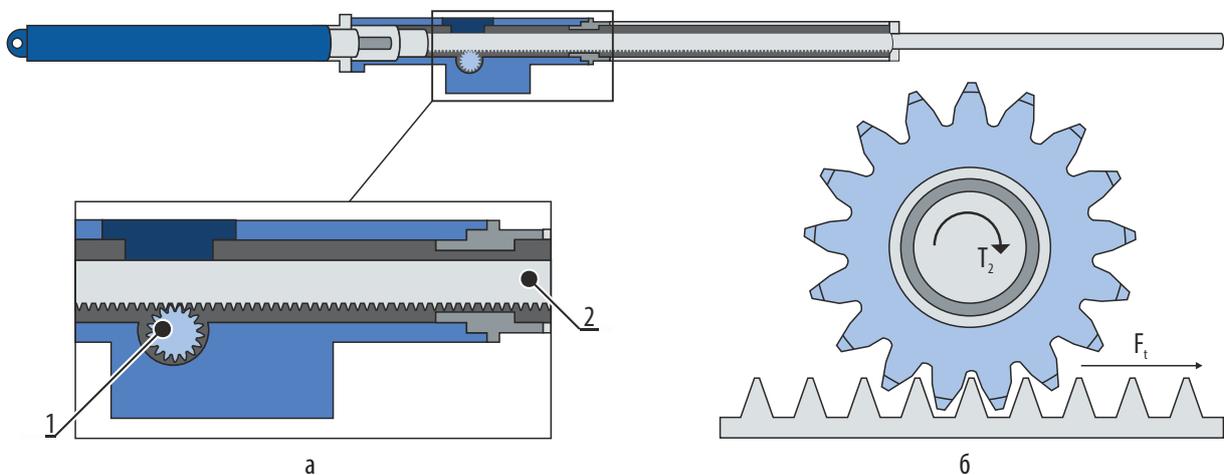


Рис. 1.21. Общий вид (а) и схема (б) реечного механизма приводов рабочих органов аварийной защиты, компенсации реактивности и автоматического регулирования реактора РБТ-10/2: 1 — колесо; 2 — рейка

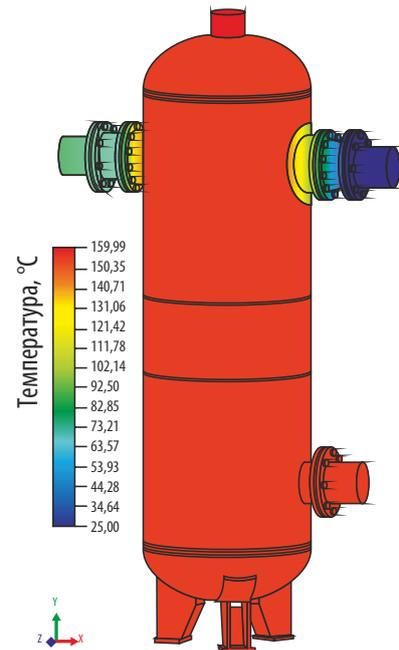


Рис. 1.20. Распределение температурных полей на поверхности колонки

*Список литературы*

1. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общ. ред. Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.
2. Алямовский А.А. SolidWorks / COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: ДМК, 2004. — 26 с.
3. Справочник по теплогидравлическим расчётам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / под общ. ред. П.Л. Кириллова. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 360 с.
4. ГОСТ 21354-87 (СТ СЭВ 5744-86). Передачи зубчатые цилиндрические эвольвентные внешнего зацепления. Расчёт на прочность. — М: Издательство стандартов, 1998. — 129 с.

*Л.П. Захарова, О.В. Короткова, Н.В. Куреев*

## ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТИ РАСЧЁТА ТЕМПЕРАТУРЫ В ОБЛУЧАТЕЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ РЕАКТОРА БОР-60 ПРИ НЕОПРЕДЕЛЁННОСТИ ПАРАМЕТРОВ ОКРУЖЕНИЯ

Одной из важнейших задач при проведении испытаний перспективных материалов в исследовательских реакторах является обеспечение требуемых температурных условий. Для этого применяют различные типы облучательных устройств.

При проектировании облучательного устройства большое внимание уделяется расчётным данным, полученным при использовании современных CFD-кодов, что позволяет детально моделировать многокомпонентные системы с неоднородным распределением внутренних источников тепловыделения и сложными взаимозависящими процессами теплообмена как в стационарном состоянии, так и при переходных процессах. Зачастую из-за ограниченных возможностей вычислительной техники моделируют лишь само устройство, а для окружающих его ТВС активной зоны применяют граничные условия. Такой подход вносит дополнительную погрешность, связанную с неопределённостью теплофизических параметров на границе раздела облучательного устройства и соседних тепловыделяющих сборок. В статье предложен способ, при котором моделируется поля ячейка реактора, состоящая из исследуемого облучательного устройства и ближайших шести ТВС окружения, что позволяет исключить неопределённость граничных условий на поверхности устройства.

Облучательное устройство состоит из корпуса и размещённой в нём подвески, в состав которой входят кассета с образцами и нагреватель из 24 твэлов. Геометрические характеристики корпуса устройства соответствуют корпусу штатной ТВС. Конструкция подвески обеспечивает протекание теплоносителя через внутреннюю полость корпуса устройства, при этом происходит контакт теплоносителя с поверхностью твэлов и образцов. Исследуемые образцы размещают над твэлами в пределах высоты активной зоны реактора.

Во время эксперимента устройство облучали в инструментированной ячейке реактора БОР-60 в пятом ряду активной зоны. Контроль температуры в устройстве обеспечивали непрерывно с помощью шести термоэлектрических преобразователей, установленных в шести точках —  $T_1$ – $T_6$  (рис. 1.22). Гидравлическая характеристика облучательного устройства экспериментально определена на стенде гидравлических испытаний экспериментальных устройств ядерных реакторов.

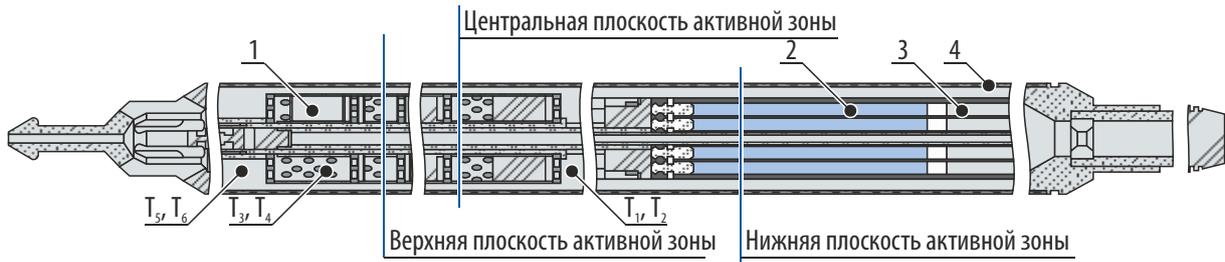


Рис. 1.22. Продольное сечение облучательного устройства с твэльным подогревом: 1 — экспериментальный объём для размещения образцов исследуемых материалов; 2 — топливная часть твэла; 3 — пучок твэлов; 4 — корпус устройства

Перед проведением исследований теплообмена в рассматриваемых модельных поляячейках были рассчитаны значения удельного тепловыделения для материалов, входящих в состав облучательного устройства и окружающих тепловыделяющих сборок. Полученные значения использовали в качестве исходных данных для дальнейших теплогидравлических расчётов.

Погрешность расчёта температуры в облучательном устройстве зависит от множества факторов и составляющих. Суммарная абсолютная погрешность определения температуры натрия на выходе из твэльного пучка и, соответственно, образцов в устройстве составляет примерно 30 °С.

Моделировали поляячейку реактора БОР-60, состоящую из облучательного устройства и шести ТВС ближайшего окружения. Поскольку мощность соседних тепловыделяющих сборок отличается слабо, а конструкция напорного коллектора реактора БОР-60 обеспечивает такое профилирование потока теплоносителя, что температура теплоносителя в ТВС разных рядов активной зоны примерно одинакова, для боковой поверхности поляячейки задали адиабатические граничные условия: тепловой поток равен нулю.

В расчётах варьировали следующие параметры окружения облучательного устройства: тепловую мощность ТВС, расход теплоносителя через ТВС и в межпакетном зазоре вдоль одной грани чехла. Параметры каждой тепловыделяющей сборки (тепловая мощность и расход) задавали индивидуально. Всего было рассмотрено семь вариантов, отличающихся друг от друга одним из варьируемых параметров. Тепловую мощность штатных ТВС и расход теплоносителя через них варьировали в пределах  $\pm 10\%$ , а расход теплоносителя в межпакетном зазоре — в пределах  $\pm 50\%$  от базовых значений. Усреднённые по всему ближайшему окружению базовые значения варьируемых величин составили: 410 кВт для тепловой мощности сборки; 6,3 м<sup>3</sup>/ч и 40 кг/ч для расхода теплоносителя через ТВС и в межпакетном зазоре соответственно. Мощность твэльного нагревателя и расход теплоносителя через облучательное устройство одинаковы для всех вариантов и составили соответственно 121 кВт и 1,2 м<sup>3</sup>/ч. На рис. 1.23 для примера приведено распределение температуры для вариантов, отличающихся значениями мощности ТВС, в сечении, соответствующем уровню расположения третьего и четвёртого ( $T_3$  и  $T_4$ ) термоэлектрических преобразователей (+240 мм относительно центральной плоскости активной зоны).

Температура, °С

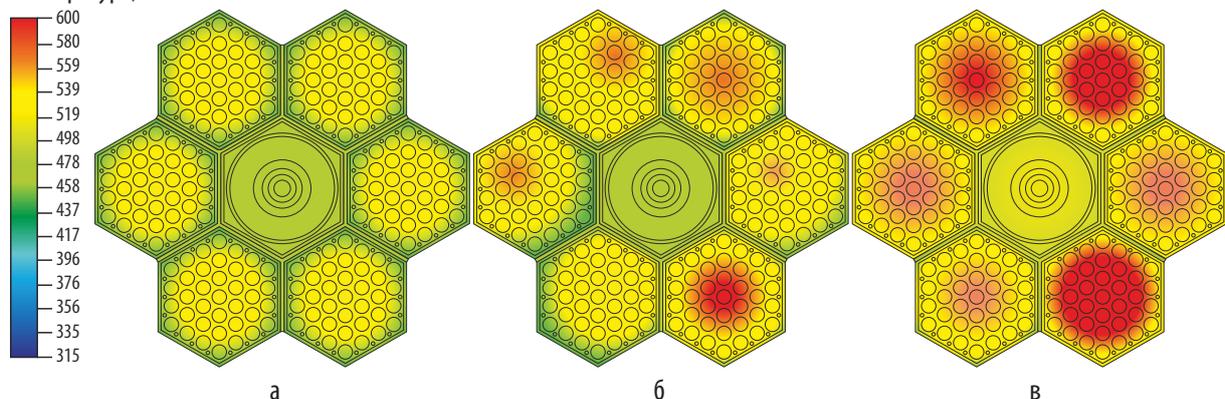


Рис. 1.23. Распределение температуры в поляячейке при тепловой мощности тепловыделяющей сборки, равной 370 (а), 410 (б), 450 (в) кВт

В табл. 1.8 приведены результаты расчётных и экспериментальных значений температуры, полученные для всех шести термоэлектрических преобразователей облучательного устройства. Следует отметить совпадение в пределах 6 °С расчётных значений для базового варианта (вариант 1) и экспериментальных данных. Сравнение приведённых расчётных значений показывает, что варьирование мощности окружающих ТВС в пределах  $\pm 10\%$  приводит к изменению температуры в облучательном устройстве не более чем на 11 °С, а расхода натрия через них — не более чем на 13 °С. Уменьшение расхода натрия в межпакетном зазоре в два раза ведёт к снижению температуры в облучательном устройстве не более чем на 11 °С.

Таблица 1.8

#### Расчётные и экспериментальные значения температуры

Параметр	Вариант расчёта							Эксперимент	Высотная отметка*, мм
	1	2	3	4	5	6	7		
Тепловая мощность ТВС, кВт	410	370	450	410	410	410	410	410	–
Расход теплоносителя: через ТВС, м <sup>3</sup> /ч	6,3	6,3	6,3	5,6	6,9	6,3	6,3	6,3	–
в межпакетном зазоре, кг/ч	40	40	40	40	40	20	60	40	–
Температура в точках, °С: Т <sub>1</sub>	594	593	594	594	593	596	591	600	–102
Т <sub>2</sub>	584	583	584	584	583	586	581	585	
Т <sub>3</sub>	497	494	506	508	494	508	494	503	240
Т <sub>4</sub>	498	494	507	509	494	508	494	504	
Т <sub>5</sub>	503	497	513	515	496	513	498	502	319
Т <sub>6</sub>	503	497	514	516	497	514	499	504	

\* Относительно центральной плоскости активной зоны.

Предложенный подход к моделированию облучательного устройства (в составе полиячеек) устойчив к изменению исходных параметров окружения устройства в пределах погрешности расчёта.

*А.В. Варивцев, А.В. Боев, Н.С. Погляд*

## РАЗРАБОТКА ЭКСПРЕСС-МЕТОДА ОПРЕДЕЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ ШТАТНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА БОР-60

В 2016 года утверждена новая редакция федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [1]. В частности, среди обязательных сведений, необходимых для учёта радиоактивных веществ, содержащихся в ядерном топливе, появился новый пункт — суммарная активность учётной единицы (в рассматриваемом случае — отработавшей тепловыделяющей сборки).

В АО «ГНЦ НИИАР» ведётся полное расчётное сопровождение эксплуатации реактора БОР-60 и проводимых на нём экспериментальных исследований. После каждой микрокампании реактора пополняют архив нейтронно-физических характеристик, критических состояний и других параметров реактора. По тепловыделяющим сборкам для каждой микрокампании рассчитывают нуклидный состав и глубину выгорания ядерного топлива, флюенс нейтронов различных энергий, повреждающую дозу в стали. Однако активность отработавшей ТВС не входит в перечень характеристик, рассчитываемых и сохраняемых в архиве данных, так как этот параметр в значительной степени зависит от времени выдержки после окончания облучения.

Активность ОТВС, твэлов, элементов конструкции для обоснования безопасности проведения экспериментов неоднократно рассчитывали, используя такие программные средства, как CARE [2] или EASY [3]. Сравнение результатов расчётных и экспериментальных исследований [4] показало хорошую согласованность получаемых данных. Однако проведение расчётов с использованием перечисленных программ — сложное исследование, включающее расчётное определение изменения нейтронно-физических характеристик во время облучения, активности и спада её со временем выдержки. Эту процедуру проводят только для отдельных ЭТВС. Для определения суммарной активности сотен штатных ТВС, облучённых в реакторе БОР-60, было решено разработать упрощённый экспресс-метод определения активности. Конструкция штатных тепловыделяющихборок и состав ядерного топлива претерпели существенные изменения за время эксплуатации реактора БОР-60. Из всего многообразия типов штатных ТВС выбраны три (табл. 1.9), имеющие максимальные различия в составе топлива.

Таблица 1.9

**Основные технические характеристики  
различных типов тепловыделяющихборок реактора БОР-60**

Параметр	Тип ТВС		
	1	2	3
Тип топлива	Таблеточное	Виброуплотнённое с металлическим геттером	Виброуплотнённая механическая смесь с металлическим геттером
Обогащение по урану-235, %	До 90	До 75	До 70
Массовая доля, %: плутония	–	–	До 30
урана-235	0,3–0,7		
Исходная масса загруженного топлива, г	2680 ± 120	3440 ± 40	3450 ± 20
Состав топлива: активной части	Оксид урана	Оксид урана и металлический уран	Оксиды урана и плутония и металлический уран
торцевых зон воспроизводства	Оксид урана		
Плотность топлива, г/см <sup>3</sup> : активной части	Около 10,2	Около 9	
торцевых зон воспроизводства	Около 10,4		

При проведении расчётов по программам CARE и EASY использовали средние по топливной части ТВС расчётные значения спектра и плотности потока нейтронов (данные TRIGEX [5]), которые соответствовали началу микрокампании реактора. Значение плотности потока нейтронов нормировали на среднюю тепловую мощность реактора в микрокампанию. Полученные матрицы значений активности, рассчитанных для различных типов ТВС, глубины выгорания топлива и времени выдержки, использовали для разработки экспресс-метода определения суммарной активности ТВС.

На погрешность расчётов нуклидного состава и выгорания ядерного топлива оказывает влияние множество факторов: исходный состав топлива (2–3 %); тепловая энерговыработка реактора и временные интервалы облучения (4–5 %); плотность потока и спектр нейтронов (5–10 %); расположение ТВЭЛов в ТВС (4–6 %); расчётная модель изотопной кинетики и ядерные константы (3–10 %). Суммарная погрешность расчётных значений активности ОТВС составляет 8–16 %.

Опыт расчётно-экспериментальных исследований облучённых штатных и экспериментальных ТВС показывает, что во временном диапазоне до одного года активность отработавших тепловыделяющих сборок определяется короткоживущими продуктами деления. После выгрузки отработавшей тепловыделяющей сборки из реактора никаких операций с ней не проводят в течение одного года. Поэтому будем рассматривать активность ОТВС при выдержке после облучения более одного года, когда активность практически полностью определяется долгоживущими продуктами деления.

Вклад в суммарную активность отработавших тепловыделяющих сборок, определяемый актиноидами активной части, продуктами деления, образовавшимися в торцевых зонах воспроизводства и активированными конструкционными материалами, не превышает нескольких процентов. Поэтому для упрощения процедуры определения активности ОТВС можно использовать формулу

$$A_{\text{ОТВС}}^1 = A_{\text{АЧ}}^{\text{пд}} K_{\text{АЧ}}^{\text{акт}} K_{\text{ТЗВ}} K_{\text{КМ}}, \quad (1.1)$$

где  $A_{\text{АЧ}}^{\text{пд}}$  — активность топлива ТВС, определяемая продуктами деления, Бк;

$K_{\text{АЧ}}^{\text{акт}}$ ,  $K_{\text{ТЗВ}}$ ,  $K_{\text{КМ}}$  — коэффициенты, учитывающие вклад: актиноидов активной части, продуктов деления и актиноидов торцевых зон воспроизводства, активированных конструкционных материалов — и равные 1,04; 1,03 и 1,01 отн. ед. соответственно.

Ядерное топливо, облучённое в различных ячейках (разные спектры нейтронов, удельное тепловыделение и мощность ТВС), имеет разную активность. Для унификации процедуры определения активности отработавшей тепловыделяющей сборки по формуле (1.1) воспользуемся утверждением, что активность топлива, определяемая продуктами деления, пропорциональна их массе и рассчитывается по формуле

$$A_{\text{АЧ}}^{\text{пд}} = m_{\text{АЧ}}^{\text{мет}} B D_{\text{АЧ}} A_{1\text{Г}}^{\text{пд}}, \quad (1.2)$$

где  $m_{\text{АЧ}}^{\text{мет}}$  — исходная масса загруженных актиноидов, г;

$B D_{\text{АЧ}}$  — средняя глубина выгорания ядерного топлива в активной части, % т. а.;

$A_{1\text{Г}}^{\text{пд}}$  — удельная активность продуктов деления после года выдержки, Бк/г.

Несмотря на некоторые различия в каналах реакции по выходу продуктов деления [6] при делении различных актиноидов, активность 1 г продуктов деления после года выдержки при одном значении глубины выгорания топлива близка для выбранных типов ТВС. Различие в активности 1 г продуктов деления, определяемое отличиями в параметрах облучения и исходном составе ядерного топлива, составляет  $\pm 12\%$ . Следовательно, для удобства определения активности разных типов штатных ТВС, облучавшихся в различных условиях, допустимо воспользоваться средней активностью 1 г продуктов деления, определяемой по формуле

$$A_{\text{АЧ}}^{\text{пд}} = a_{1\text{Г}}^{\text{пд}} (1 - C_1 \ln(B D_{\text{АЧ}})), \quad (1.3)$$

где  $a_{1\text{Г}}^{\text{пд}}$  — удельная активность продуктов деления в ядерном топливе с глубиной выгорания, равной 1 % т. а., после одного года выдержки, Бк/г;

$C_1$  — коэффициент, учитывающий изменение активности продуктов деления в зависимости от глубины выгорания ядерного топлива, отн. ед.

В АО «ГНЦ НИИАР» для ТВС реактора БОР-60 выгорание топлива рассчитывают по аттестованной методике. Подставляя формулы (1.2) и (1.3) в формулу (1.1), получим, что суммарная активность ОТВС после одного года выдержки определяется по формуле

$$A_{\text{ОТВС}}^{1\text{год}} = m_{\text{АЧ}}^{\text{мет}} BD_{\text{АЧ}} a_{1\text{Г}}^{\text{ПД}} (1 - C_1 \ln(BD_{\text{АЧ}})) K_{\text{АЧ}}^{\text{акт}} K_{\text{ТЗВ}} K_{\text{км}}. \quad (1.4)$$

Погрешность определения суммарной активности ОТВС реактора БОР-60 с различными видами ядерного топлива после одного года выдержки составила 14–20 %.

Для определения изменения активности ОТВС с течением времени воспользуемся формулой для одного радиоактивного нуклида

$$A(t) = A_0 \exp\{-\lambda(t - t_0)\}, \quad (1.5)$$

где  $A(t)$  — активность в искомый момент времени  $t$ , Бк;

$A_0$  — активность в момент времени  $t_0$  (измеренная или рассчитанная), Бк;

$\lambda$  — постоянная распада,  $\text{с}^{-1}$ ;

$(t-t_0)$  — диапазон времени,  $\text{с}^{-1}$ .

К сожалению, формула (1.5) в представленном виде не применима для решения поставленной задачи, так как в случае с ОТВС мы имеем дело с большим количеством радиоактивных нуклидов, постоянная распада которых может отличаться на порядки. К тому же дочерние продукты радиоактивного распада также могут являться радиоактивными нуклидами. Таким образом, постоянная распада  $\lambda$  в случае спада активности ОТВС ( $\lambda_{\text{ОТВС}}$ ) не является константой. Поэтому для нахождения зависимости активности ОТВС от времени воспользуемся расчётным способом: используя программу, реализующую аналитическое решение изотопной кинетики, определим активность отработавших тепловыделяющих сборок разных типов с различным выгоранием ядерного топлива в отношении ко времени; затем выделим зависимость от выгорания топлива и времени выдержки. С помощью линейной интерполяции можно с достаточной степенью достоверности (погрешность  $\pm 5\%$ ) описать взаимосвязь рассчитанной активности с глубиной выгорания ядерного топлива, а со временем — экспоненциальной или степенной зависимостью. Таким образом, значение  $\lambda_{\text{ОТВС}}$  будем искать в виде произведения двух функций:

$$\lambda_{\text{ОТВС}}(BD_{\text{АЧ}}, t) = \lambda'(BD_{\text{АЧ}}) \overline{\lambda''(t)}, \quad (1.6)$$

где  $\lambda_{\text{ОТВС}}(BD_{\text{АЧ}}, t)$  — функция, отражающая зависимость изменения интенсивности распада радиоактивных веществ в ОТВС,  $\text{с}^{-1}$ ;

$\lambda'(BD_{\text{АЧ}})$  — зависимость  $\lambda_{\text{ОТВС}}$  от достигнутой глубины выгорания ядерного топлива,  $\text{с}^{-1}$ ;

$\overline{\lambda''(t)}$  — нормированная функция, отражающая изменение  $\lambda_{\text{ОТВС}}$  в зависимости от времени, отн. ед.

Итоговая зависимость  $\lambda_{\text{ОТВС}}$  от времени и достигнутой глубины выгорания определяется по формуле

$$\lambda_{\text{ОТВС}}(BD_{\text{АЧ}}, \Delta t) = \lambda_{\text{ОТВС}}^{BD_{\text{АЧ}}=\text{const}} (1 - C_2 BD_{\text{АЧ}}) (C_3 \Delta t^{C_4}), \quad (1.7)$$

где  $\lambda_{\text{ОТВС}}^{BD_{\text{АЧ}}=\text{const}}$  — значение  $\lambda_{\text{ОТВС}}$ , определённое для фиксированной глубины выгорания,  $\text{с}^{-1}$ ;

$C_2$  — коэффициент, учитывающий изменение  $\lambda_{\text{ОТВС}}$  от достигнутой глубины выгорания ядерного топлива в ОТВС, отн. ед.;

$C_3, C_4$  — коэффициенты нормированной функции, отражающей изменение  $\lambda_{\text{ОТВС}}$  с течением времени, отн. ед.;

$\Delta t$  — время выдержки относительно времени, для которого определена активность  $A_0$  (один год для рассматриваемой ситуации), год.

Подставляя формулы (1.7) и (1.4) в формулу (1.5), получим, что суммарная активность отработавшей тепловыделяющей сборки определяется по формуле

$$A_{\text{отвс}}(t) = A_{\text{отвс}}^{1\text{год}}(BD_{\text{АЧ}}) \exp\{-\lambda_{\text{отвс}}(BD_{\text{АЧ}}, t)(t - t_{(1\text{год})})\} = m_{\text{АЧ}}^{\text{мет}} BD_{\text{АЧ}} a_{1\Gamma}^{\text{пд}} \times \\ \times (1 - C_1 \ln(BD_{\text{АЧ}})) K_{\text{АЧ}}^{\text{акт}} K_{\text{ТЗВ}} K_{\text{км}} \exp\{-\lambda_{\text{отвс}}^{BD_{\text{АЧ}}=\text{const}} (1 - C_2 BD_{\text{АЧ}})(C_3 \Delta t^{C_4})\}. \quad (1.8)$$

С учётом времени выдержки погрешность определения активности отработавшей тепловыделяющей сборки реактора БОР-60 с различными видами ядерного топлива составила 20–30 %. Для более точного определения активности необходимо проводить детальные расчёты по специализированным кодам.

Результаты расчёта активности с использованием экспресс-метода определения активности ОТВС необходимы для приведения учётных данных по отработавшим тепловыделяющим сборкам реактора БОР-60 в соответствие с современными нормативными требованиями. Погрешность процедуры экспресс-определения активности отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 с различными видами топлива составляет не более 30 %. При необходимости более точного определения активности имеется стандартная процедура, включающая предварительное расчётное определение изменения нейтронно-физических характеристик ТВС в процессе облучения (погрешность определения активности по стандартной процедуре составляет до 16 %).

#### Список литературы

1. НП 067-16 [Электронный ресурс]. Основные правила учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. — Публикация от 27.12.2016 в рубрике «Россия» интернет-сайта «Безопасность РАО». — Режим доступа: <http://bezrao.ru/pdf/2016-RTN-503.pdf>. Дата обращения: 08.09.2017. — Публикация 00012016122220028 от 22.12.2016 официального интернет-портала правовой информации. — Режим доступа: [www.pravo.gov.ru](http://www.pravo.gov.ru). Дата обращения: 08.09.2017.
2. 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.
3. 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.
4. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Ишунина О.В. Эффективность выжигания плутония в реакторе БОР-60 // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ «НИИАР»», 2005. Вып. 4. — Димитровград: «ФГУП ГНЦ РФ «НИИАР»». С. 79–87.
5. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846. — Обнинск: Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 2000. — 14 с.
6. Бартоломей Г.Г. Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алхутов М.С. Основы теории и методы расчёта ядерных энергетических реакторов: учебное пособие для вузов. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 512 с.

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

## МОДЕРНИЗАЦИЯ ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВОК ПВ-2 И ПВК-2 РЕАКТОРА МИР

В течение многих лет на петлевых установках реактора МИР функционируют информационно-измерительные системы, обеспечивающие сбор, обработку, представление и хранение большого объема информации, полученной в процессе реакторных экспериментов. Эти системы являются программно-техническими комплексами, допускающими дальнейшую офлайн-обработку накопленной первичной измерительной информации.

В ходе проведенной в 2015–2016 годах модернизации петлевых установок ПВ-2 и ПВК-2 реактора МИР были усовершенствованы и их информационно-измерительные системы, в 2017 году выявлены и устранены оставшиеся технические неполадки, внесены необходимые изменения в программное обеспечение. Информационно-измерительные системы установок имеют двухуровневую иерархическую систему и включают в себя подсистемы:

- ◆ сбора и обработки технологических параметров;
- ◆ аварийной и предупредительной сигнализации;
- ◆ приёма, обработки и представления информации эксплуатационному персоналу.

Первые две подсистемы составляют нижний уровень информационно-измерительной системы, а последняя — верхний. Нижний уровень системы содержит: средства сбора данных с первичных преобразователей; контроллеры опроса этих преобразователей; программное обеспечение подсистем, в том числе и стандартные протоколы обмена информацией, используемые производителями технических средств. В состав верхнего уровня системы входят: программы приёма и обработки оцифрованных данных, поступающих из нижнего уровня системы; персональный компьютер с установленной SCADA-системой «MasterSCADA», осуществляющей обработку, накопление и хранение полученной информации, а также её представление оператору установки.

Подсистема сбора и обработки технологических параметров обеспечивает приём ненормализованных сигналов от датчиков температуры (термоэлектрических преобразователей типа хромель-алюмель, хромель-копель и вольфрам-рений), термометров сопротивления; нормированных сигналов (1–5 В) от датчиков измерения давления, расхода и уровня теплоносителя, перепада давления; токовых сигналов от детектора прямого заряда и нормализацию последних. Основные технические характеристики подсистемы:

- ◆ точность преобразования входных сигналов —  $\pm 0,5\%$  от диапазона измерений;
- ◆ подавление синфазной помехи в 50 Гц с коэффициентом подавления синфазного сигнала, равным 120 dB;
- ◆ подавление дифференциальных наводок в 50 Гц с коэффициентом, равным 60 dB;
- ◆ полоса пропускания — от 0 до 4 Гц;
- ◆ гальваническая развязка входных цепей измерительных каналов.

В состав аппаратных средств (рис. 1.24) подсистемы сбора, обработки технологических параметров входят:

- ◆ сервер сбора данных на базе промышленного компьютера iROBO-2000;
- ◆ процессор сбора данных DAP5200a/626;
- ◆ блок коммутаторов аналоговых сигналов MSIE-002-08;
- ◆ модули гальванического разделения и нормализации измеряемых сигналов SCM5B31-02;
- ◆ многоканальные регистраторы PMT-59M.

В работе использованы программные средства LabView, MasterSCADA, ISaGRAF, позволившие связать разные по архитектуре и функциональному назначению технические средства,

разработать информативный пользовательский интерфейс, а также реализовать архивирование полученной информации. Применение типовых программных средств, в составе которых реализованы стандартизированные протоколы обмена данными, обеспечило организацию высокоскоростных каналов связи масштабируемой системы. Всё это позволило за относительно короткое время создать, отладить и запустить надёжную и удобную информационно-измерительную систему петлевых установок.

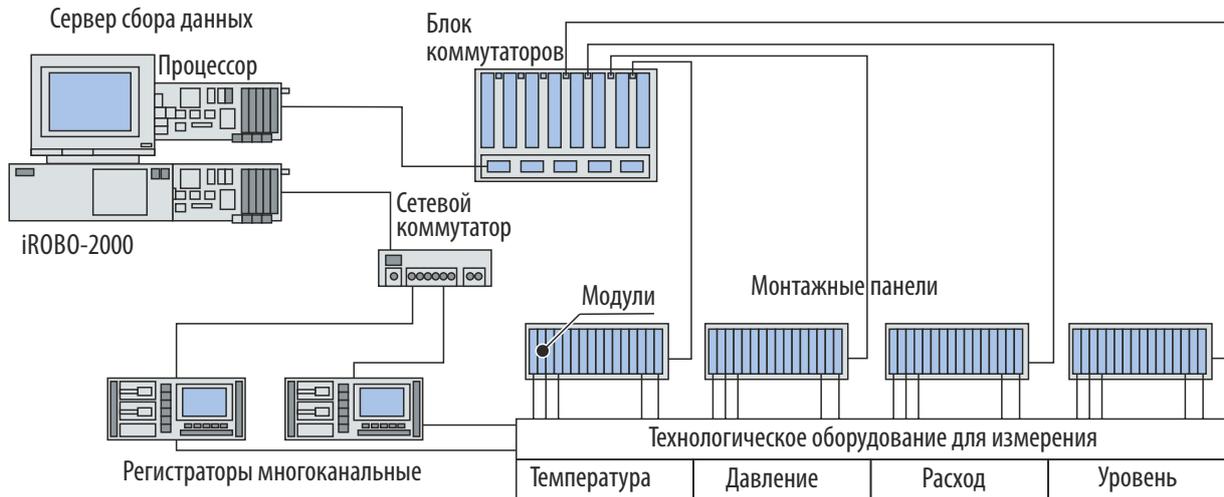


Рис. 1.24. Структура подсистемы сбора и обработки технологических параметров

*А.В. Киселёв, В.И. Марусев, С.С. Новиков,  
Д.А. Черников, Е.Е. Лебедева*

## РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИЗА ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ В ПОДРАЗДЕЛЕНИЯХ ИНСТИТУТА

Все научно-производственные подразделения АО «ГНЦ НИИАР» в процессе своей деятельности используют ядерные делящиеся материалы, которые представлены в различных формах и соединениях. Специфика работ научно-исследовательского института предполагает постоянное изменение существующих и внедрение новых технологий обращения с такими материалами, ввод нового оборудования, технологических цепочек и участков. Для всех проектируемых, вводимых в эксплуатацию, модернизируемых объектов должен быть проведён детальный анализ и обоснование ядерной безопасности в нормальных режимах эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях. Уточняющий анализ и обоснования ядерной безопасности необходимы также при изменении требований государственных нормативных документов по безопасности.

В отчётном году в полном соответствии с требованиями государственных и ведомственных нормативных документов расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности были выполнены для таких направлений деятельности АО «ГНЦ НИИАР», как:

- ◆ хранение радиоактивных отходов, содержащих ядерные делящиеся материалы;
- ◆ обращение с отработавшим ядерным топливом;

- ◆ изготовление твэлов;
- ◆ обращение с новым видом топлива на исследовательских ядерных установках;
- ◆ хранение необлучённых ядерных делящихся материалов;
- ◆ хранение отходов от производства молибдена-99.

Для обоснования ядерной безопасности были использованы результаты расчётов параметров ядерной безопасности, полученные с использованием аттестованной государственными надзорными органами программы MCU-RFFI/A. Эта программа позволяет создавать трёхмерные расчётные модели, которые максимально приближены к реальной геометрии. В соответствии с нормативными документами при расчёте должны быть учтены возможные аварийные ситуации и ошибки персонала, а рассматриваемые количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды) в результате исходных событий приводить к максимальному значению эффективного коэффициента размножения нейтронов. Должна быть доказана и обоснована безопасность проведения работ, при необходимости установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности.

Среди всех расчётных исследований, выполненных в 2017 году, одним из наиболее больших по объёму работ и значимости является обоснование ядерной безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом в центральном хранилище АО «ГНЦ НИИАР». В хранилище поступают отработавшие ТВС со всех реакторов института, а также пены с ядерными делящимися материалами, содержащие отходы от материаловедческих исследований облучённого ядерного топлива и производства молибдена-99. Хранение отработавшего ядерного топлива осуществляется в двух бассейнах выдержки. Оба бассейна идентичны и разделены на секторы. Каждый сектор предназначен для хранения в нём определённого типа топлива. Для каждого сектора и используемого в нём оборудования были составлены математические модели и проведены расчёты эффективного коэффициента размножения нейтронов при различной плотности воды внутри и вне элементов модели. В рамках этой работы также был выполнен расчётный анализ ядерной безопасности операций при приёме на хранение отработанного ядерного топлива и подготовке его к отправке на переработку во ФГУП «Производственное объединение "Маяк"». В качестве примера результатов выполненных расчётов на рис. 1.25 представлена зависимость изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов для системы, моделирующей штатное размещение пеналов с отработавшими сборками реактора БОР-60, при изменении плотности воды внутри и между пеналами. Видно, что для такой системы максимальное значение коэффициента размножения нейтронов не превысит 0,51 при любой комбинации среды размещения и заполнения пеналов (вода любой плотности, воздух, свинец).

Не менее значимым явилось и обоснование ядерной безопасности участка изготовления твэлов реакторов БОР-60, БН-600 и БН-800. Изготовление твэлов с виброуплотнённым топливным сердечником происходит в перчаточном боксе в несколько этапов, как-то: подготовка топливной композиции, формирование навески на один твэл, загрузка навески и таблеток торцевых экранов в твэльную трубу, виброуплотнение и герметизация твэла. Готовые твэлы проходят необходимые контролирующие операции, после окончания которых твэлы загружают в контейнеры и передают на соседний участок по изготовлению ТВС. Сложность заключается в том, что на участке изготовления твэлов (рис. 1.26) выполняется большое количество операций с различными ёмкостями, внутри которых находятся ядерные делящиеся материалы. Ёмкости во время работы перемещают по боксу и участку и комбинируют между собой. К тому же номенклатура изготавливаемых твэлов, прежде всего твэлов реакторов БН-600 и БН-800, за последние годы расширилась. Поэтому необходимо было провести расчёты большого количества различных систем, которые учитывали бы все возможные комбинации ёмкостей и возможные аварийные ситуации и ошибки персонала.

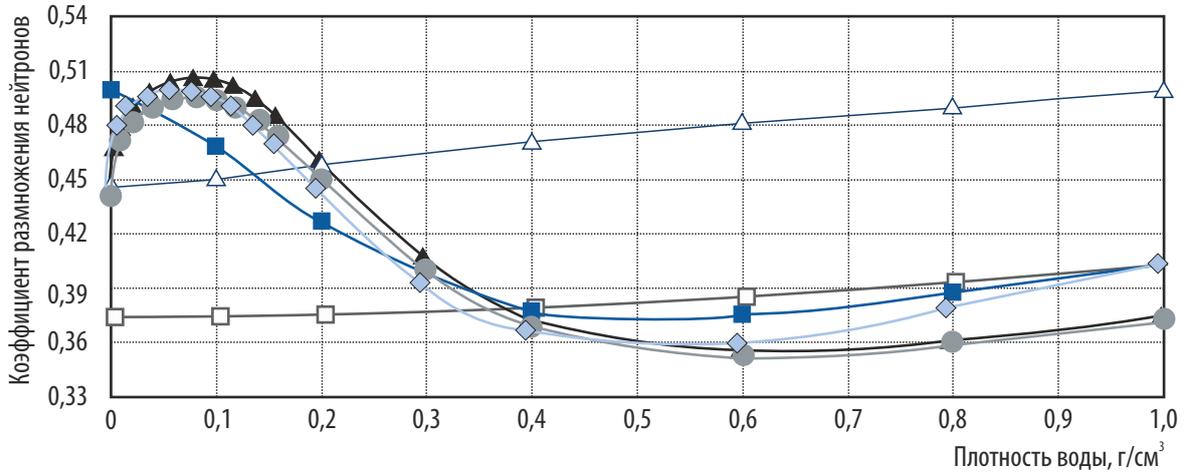


Рис. 1.25. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов, рассчитанная для системы, состоящей из бесконечного числа расположенных в штатных позициях пеналов со сборками реактора БОР-60, от плотности воды внутри и между пеналами при заданных параметрах: внутри пенала — вода (—■—) плотностью 1,0 г/см<sup>3</sup>, воздух (—▲—) или свинец (—●—), а плотность воды между пеналами меняется; меняется плотность воды внутри, а между пеналами — вода (—□—) плотностью 1,0 г/см<sup>3</sup> или воздух (—▲—); меняется плотность воды внутри и между пеналами (—◆—)

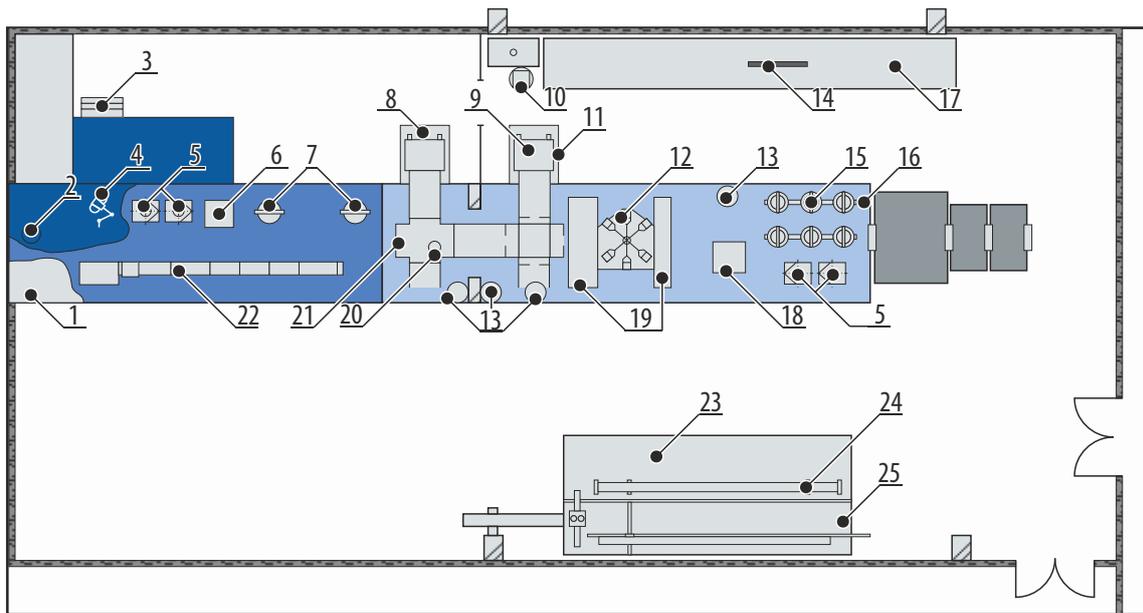


Рис. 1.26. Схема расположения оборудования на участке изготовления ТВЭЛов: 1 — участок виброуплотнения ТВЭЛов; 2 — устройство транспортное вертикальное; 3 — подставка для ТВЭЛов; 4 — смеситель; 5 — фильтр вытяжной вентиляции (4 шт.); 6 — устройство отбора пробы гранулята; 7 — участок установки прокалки гранулята; 8 — форкамера левая (выгрузочная); 9 — тележка форкамеры; 10 — установка дезактивации ТВЭЛов; 11 — форкамера правая (загрузочная); 12 — установка фасовочно-дозировочная; 13 — разметка на столешнице для топливных контейнеров (4 шт.); 14 — контейнер для ТВЭЛов реактора БОР-60; 15 — платформа для топливных контейнеров; 16 — перчаточный бокс; 17 — стол рабочий; 18 — весы; 19 — поддон для рабочих контейнеров; 20 — тарелка для топлива; 21 — большая тележка бокса; 22 — передвижное горизонтальное устройство; 23 — настил установки «Аккорд-4»; 24 — контейнер для ТВЭЛов реакторов БН-600 и БН-800; 25 — стол установки «Аккорд-4»<sup>3</sup>;  
 ■ — участок металлографии (3 бокса); ■ — секция бокса изготовления ТВЭЛов;  
 ■ — секция бокса сушки топлива; ■ — секция бокса подготовки топлива

<sup>3</sup> Аккорд-4 — установка, предназначенная для контроля относительной неравномерности распределения плотности топливного сердечника ТВЭЛ по длине сердечника и относительной неравномерности распределения плутония в составе топливного сердечника ТВЭЛ по длине сердечника. — Прим. авт.

На рис. 1.27 в качестве иллюстрации результатов расчётов одной из технологических операций приведены значения коэффициента размножения нейтронов для системы, моделирующей сближение двух тележек (см. поз. 9 и 21 на рис. 1.26) с ёмкостями при расположении их вплотную друг к другу и к поддону (см. поз. 19 на рис. 1.26) с рабочими контейнерами, а также вплотную к топливным контейнерам, расположенным на размеченных местах столешницы (см. поз. 13 на рис. 1.26).

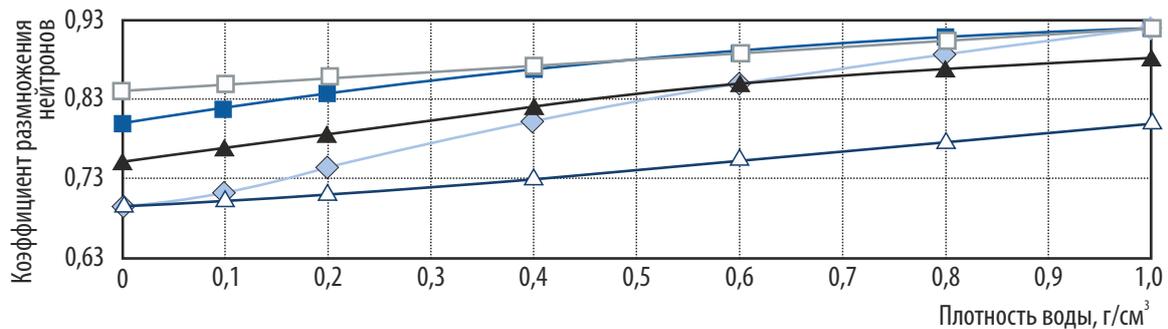


Рис. 1.27. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от плотности воды внутри и вне ёмкостей, рассчитанная для системы, моделирующей их штатное положение на большой тележке бокса, тележке форкамеры, поддоне, размеченных местах столешницы, при расположении тележек вплотную к поддону и заданных параметрах: внутри ёмкостей — вода (—■—) плотностью 1,0 г/см<sup>3</sup> или воздух (—▲—), а плотность воды между ёмкостями меняется; меняется плотность воды внутри, а между ёмкостями — вода (—□—) плотностью 1,0 г/см<sup>3</sup> или воздух (—△—); меняется плотность воды внутри и между ёмкостями (—◇—)

По результатам расчётов всех рассмотренных систем установлены ограничения по расположению и загрузке ядерных делящихся материалов для различного оборудования участка.

Одно из ключевых направлений деятельности АО «ГНЦ НИИАР» в области наработки радионуклидов — производство молибдена-99 в медицинских целях. Этот радионуклид, являющийся продуктом деления урана-235, выделяют из специальных мишеней, облучённых в исследовательских реакторах института. Не разделившийся в процессе облучения уран-235 после химической переработки мишеней хранят в специальных контейнерах — фильтрах-кейках. Ранее было выполнено обоснование ядерной безопасности временного хранения фильтров-кейков на стеллажах, расположенных в радиационно-защитной камере здания радиохимического комплекса. Но в процессе выполнения работ с фильтрами-кейками выяснилось, что при работе с манипуляторами удобнее иное расположение стеллажей. Поэтому необходимо было выполнить анализ и обоснование ядерной безопасности двух предложенных вариантов размещения стеллажей для фильтров-кейков в этой камере, в результате было определено максимальное допустимое безопасное количество стеллажей для фильтров-кейков, пеналов с фильтрами-кейками и ёмкостей с дезактивирующими растворами.

Разработкой нового типа твэла с малым вредным поглощением топлива для реактора СМ и четырёх типов ТВС с этими твэлами продиктована необходимость выполнения анализа и обоснования ядерной безопасности всех видов работ с новым топливом в здании реактора. Результаты выполненных расчётов подтвердили, что параметры, ограничения и условия ядерной безопасности при обращении с новым топливом находятся в пределах, установленных для штатного топлива.

Большой объём работ, выполняемых в АО «ГНЦ НИИАР», составляют материаловедческие исследования отработавших тепловыделяющих сборок атомных электростанций, прежде всего ТВС новых типов после их опытного облучения в активных зонах энергоблоков,

с целью подтверждения параметров работоспособности. Одна из таких работ заключалась в исследовании новых типов тепловыделяющих сборок, отработавших в реакторе БН-600. Для того чтобы подтвердить возможность обращения с новым типом топлива в материоловедческом комплексе института, необходимо было выполнить уточняющий анализ ядерной безопасности. В работе по обоснованию ядерной безопасности нового типа твэлов для реакторов на быстрых нейтронах была рассмотрена возможность увеличения мест хранения чехлов с твэлами реактора БН-600 в бассейне выдержки материоловедческого комплекса; исследованы системы с различными комбинациями всех чехлов с ОТВС и отработавшим ядерным топливом, расположенных в этом бассейне. По результатам расчётов было установлено, что в дополнение к существующему двадцать одному месту хранения, возможно добавить ещё тринадцать мест хранения в определённых ячейках. При этом ядерная безопасность будет обеспечиваться как в нормальных условиях эксплуатации бассейна выдержки, так и в аварийных ситуациях, связанных с заполнением бассейна и чехлов водой различной плотности, обезвоживанием бассейна и смещением чехлов со своих штатных позиций.

В отчётном году было обобщено и выпущено обоснование ядерной безопасности временного хранилища лаборатории средств учёта и контроля ядерных материалов, собраны воедино все ранее выпущенные дополнения к основному документу, а также проведены необходимые недостающие расчёты, учитывающие требования современных нормативных документов.

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

## ОБНОВЛЕНИЕ БАЗЫ ДАННЫХ ДЛЯ ИНТЕГРАЦИИ С ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМОЙ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ

Пакет программных средств, применяемый в АО «ГНЦ НИИАР» для обработки нейтронно-активационных измерений при нейтронно-дозиметрическом сопровождении реакторного облучения, определяет правила расчёта флюенса нейтронов для облучённых образцов материалов и элементов изделий атомной техники по облучённым нейтронно-активационным детекторам. Для совершенствования и оптимизации процесса обработки экспериментальных данных необходимо перейти на новую платформу операционной системы, а также обновить константное обеспечение и заменить программное обеспечение.

Целью данной работы был переход с дисковой операционной системы MS-DOS для IBM-PC-совместимых компьютеров на новую платформу операционной системы семейства сетевых Windows с помощью развития API-интерфейса информационной системы «Обработка нейтронно-активационных измерений при нейтронно-дозиметрическом сопровождении реакторного облучения». Информационная система позволит заменить часть программных средств, не нарушая согласованности с методикой, принятой в институте, учитывать накопленный опыт проведения экспериментов, заимствуя экспериментальные данные из старой базы данных и обновляя константное обеспечение по современным версиям библиотек ядерных данных. Для интеграции экспериментальных и справочных

данных с информационной системой разработана новая реляционная база данных формата MS SQL Server.

Определение характеристик полей нейтронов с применением активационных детекторов осуществляется на основе подготовки, проведения и обработки программными средствами результатов нейтронно-активационных измерений. Структурированность данных связана с широкой информативностью характеристик нейтронно-активационного анализа как по условиям и особенностям проведения облучения, так и по наборам нейтронно-активационных детекторов и ядерным константам радиоактивных распадов нуклидов-продуктов [1]. Выполнить обработку результатов измерений (рис. 1.28) с широким структурированным набором данных качественно и в соответствии с применяемой в институте методикой невозможно без автоматизации.

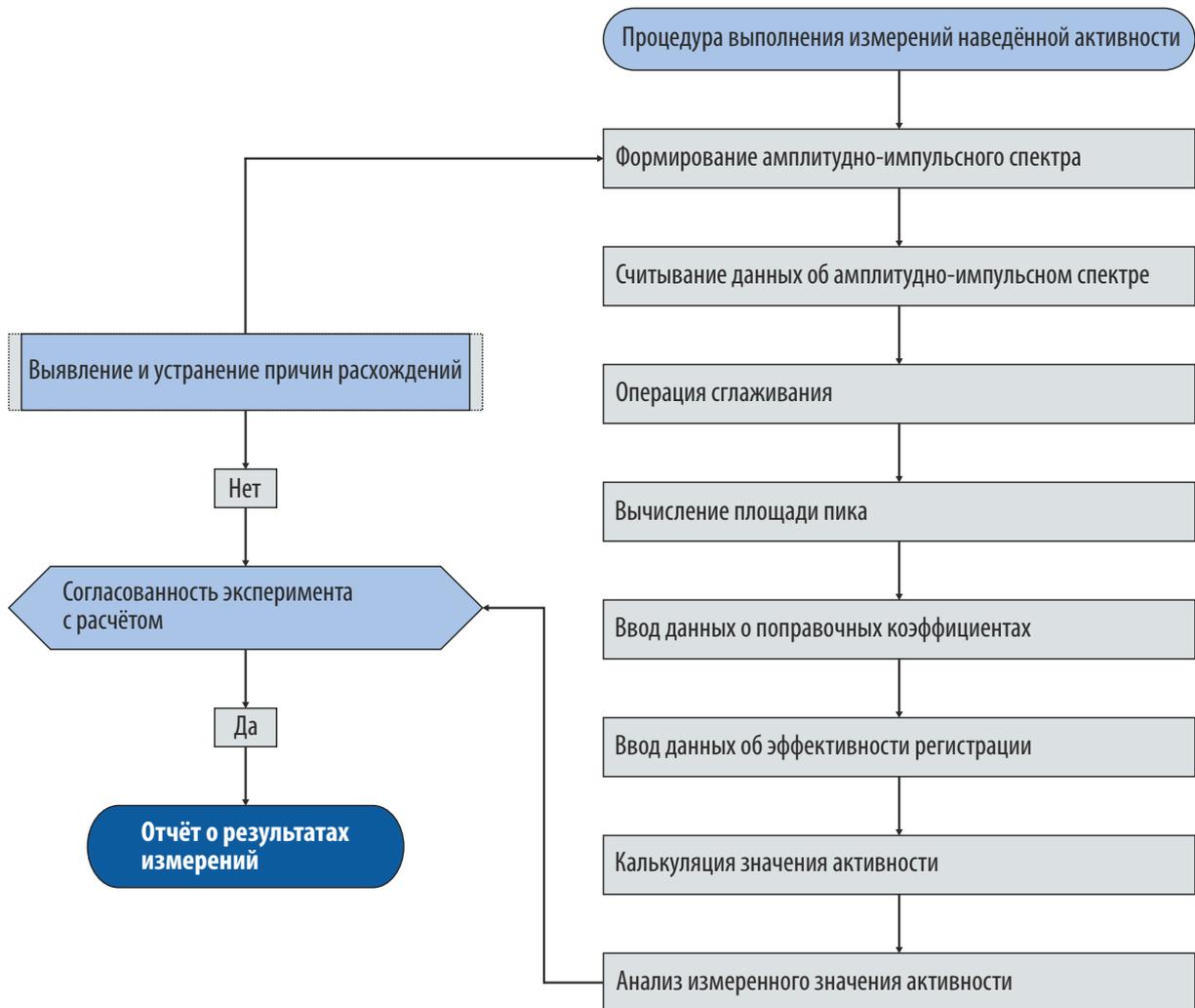


Рис. 1.28. Структурная схема проведения измерений

Архивирование информации о нейтронно-активационных измерениях и математическая обработка результатов гамма-спектрометрии ведётся в разработанной CASE-средствами ERwin Data Modeler 9.7 [2] базе данных, логическая модель которой представлена на рис. 1.29.

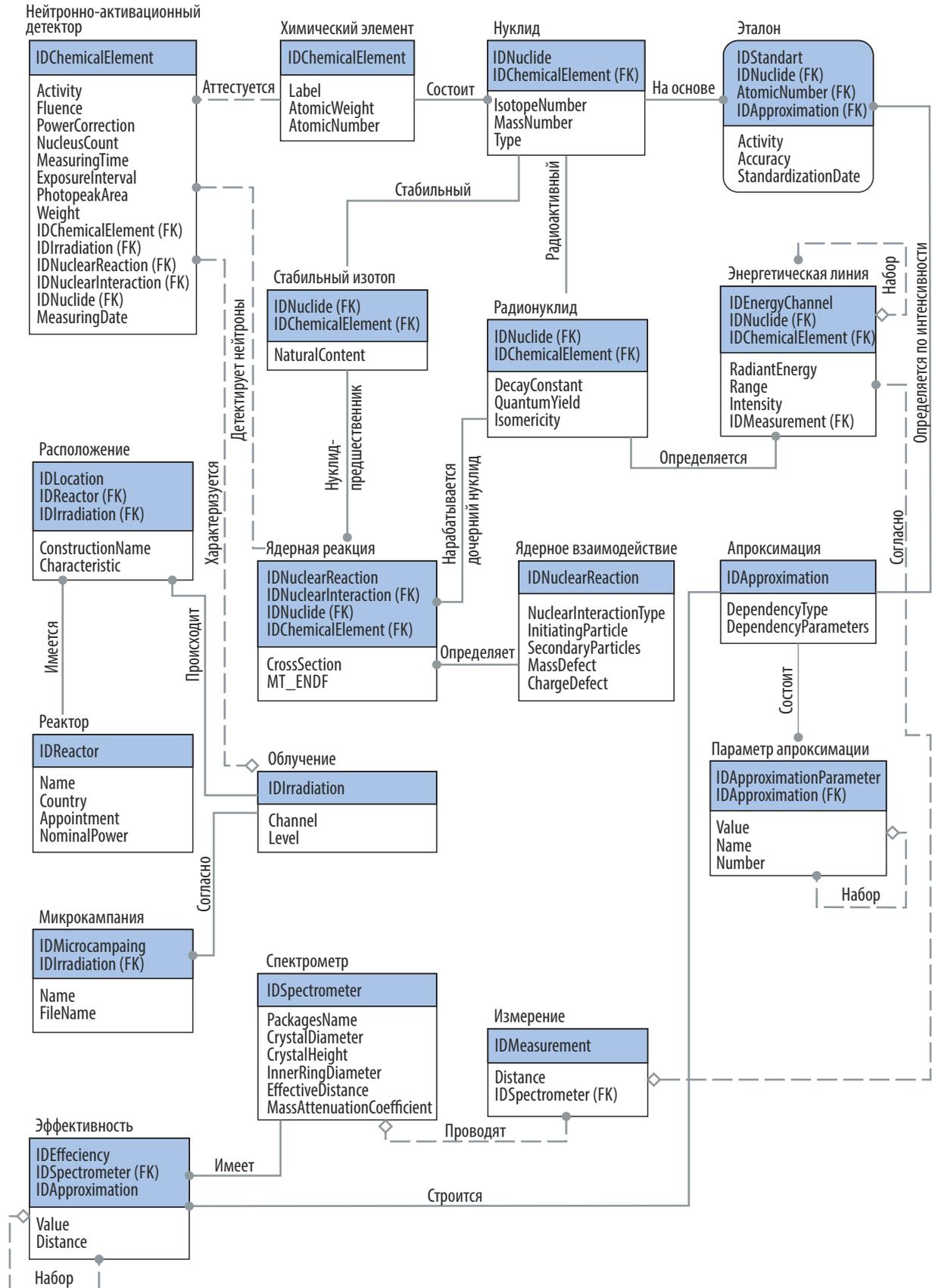


Рис. 1.29. Модель базы данных

### Список литературы

1. Григорьев Е.И., Золотарев К.И., Пашенко А.Б. и др. Стандартизация справочных данных для нейтронно-активационных измерений. — Сборник тезисов докладов V Всесоюзного совещания по метрологии нейтронного излучения на реакторах и ускорителях, Москва, 3–7 декабря 1990 г. — М.: Всероссийский научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений, 1990. — С. 148.
2. Горбаченко В.И., Убиенных Г.Ф., Бобрышева Г.В. Проектирование информационных систем с СА ERwin Modeling Suite 7.3. — Пенза: Издательство Пензенского государственного университета, 2012. — 154 с. — Режим доступа: <http://erwin.com/products/data-modeler/>. Дата обращения: 24.11.2017.

*А.Р. Белозерова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышёва*

## ОПЫТ ИЗМЕРЕНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАРТОВОГО МАТЕРИАЛА В МИШЕНИ-НАКОПИТЕЛЕ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ НА ОСНОВЕ АМЕРИЦИЯ-243

В АО «ГНЦ НИИАР» налажено реакторное производство трансплутониевых элементов, в частности калифорния-252. Мишени-накопители трансплутониевых элементов изготавливают из изотопов плутония, америция, кюрия. Для контроля качества мишеней-накопителей на участке изготовления применяют установку определения равномерности распределения стартового материала [1]. Её геометрия позволяет оперативно проводить измерения спектров распределения стартового материала по длине мишеней-накопителей, содержащих смесь изотопов плутония или кюрия. Но первое обращение с мишенью, содержащей стартовый материал на основе америция-243, обозначило проблему, заключающуюся в высокой загрузке анализатора гамма-спектрометра данной установки. При нахождении активной зоны мишени в области коллиматора «мёртвое» время составляло 100 % (интегральная скорость счёта выше  $7\,000\,000\text{ с}^{-1}$ ), поэтому измерения проводить было невозможно. Плутониевая и кюриевая мишени при одной и той же массе стартового материала показали интегральную скорость счёта около  $100\,000$  и  $650\,000\text{ с}^{-1}$  в одной геометрии измерения соответственно. Для снижения загрузки перед детектором вставили дополнительный свинцовый коллиматор длиной 40 мм. В новой геометрии спектрометра интегральная скорость счёта составила приемлемые  $350\,000\text{ с}^{-1}$ .

При такой высокой интенсивности гамма-излучения мишени измерение распределения стартового материала возможно только по собственному излучению. Спектр гамма-излучения проанализировали на выявление полезных фотопиков и их принадлежность соответствующим нуклидам. На рис. 1.30 видны четыре основных пика полного поглощения со значениями энергии, равными 75, 106, 228 и 278 кэВ. Их идентификация показала, что первый пик (74,66 кэВ) принадлежит америцию-243, а остальные (106,123; 228,2 и 277,6 кэВ) относятся к нептунью-239, который образуется в результате альфа-распада америция-243. Период полураспада америция-243 составляет 7 340 лет, период полураспада дочернего радионуклида нептуния-239 — 2,36 сут. [2]. Поскольку с момента изготовления препарата прошло более десяти периодов полураспада нептуния-239, нуклиды находятся в вековом равновесии. Поэтому линии нептуния-239 также можно использовать для анализа распределения стартового материала. Имеющийся в лаборатории источник кюрия-244, в спектре которого также присутствуют линии нептуния-239, позволил подтвердить правильность

идентификации. На рис. 1.31 для сравнения приведены спектры от источника кюрия-244 и мишени; на спектре гамма-излучения мишени виден пик полного поглощения америция-243 (59,54 кэВ), признанный неудобным для анализа по причине низкой интенсивности.

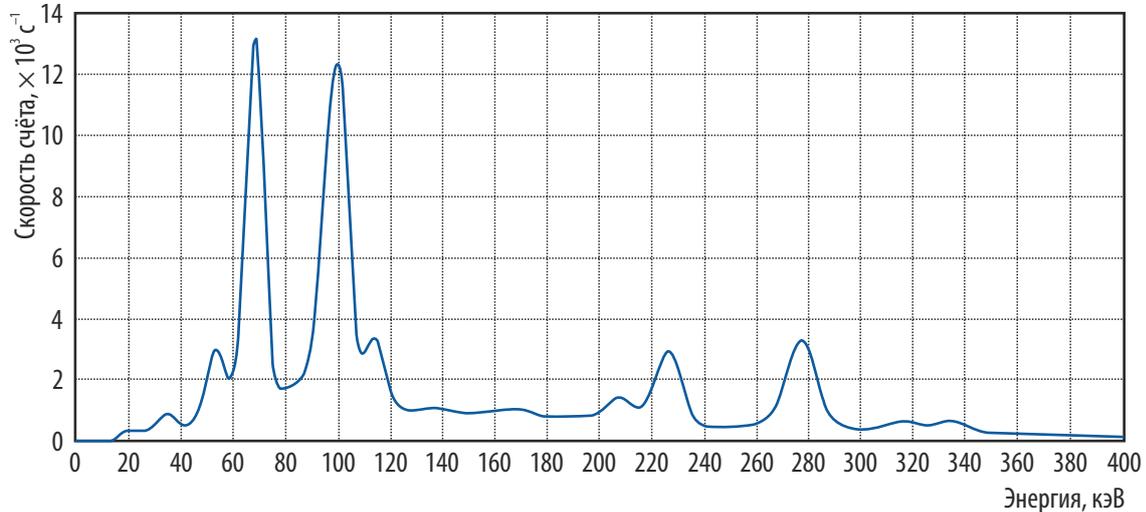


Рис. 1.30. Спектр излучения мишени на основе америция-243

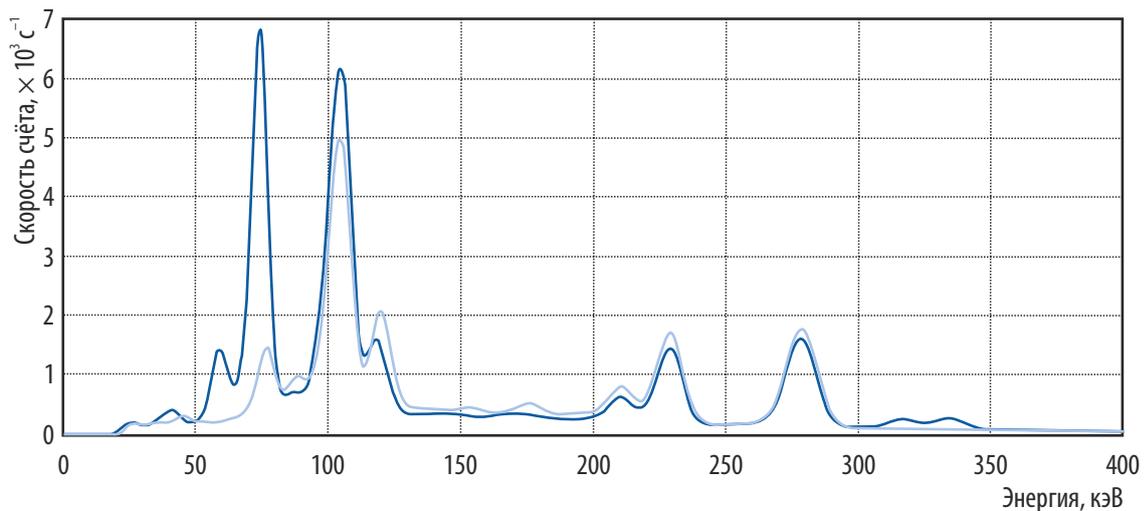


Рис. 1.31. Спектры гамма-излучения от источника кюрия-244 (—) и мишени (—) на координате 65 мм от её низа

Для определения распределения стартового материала по длине активной зоны мишени выбрали две энергетические линии: 74,66 и 277,6 кэВ, принадлежащие америцию-243 и нептунью-239 соответственно. Мягкая линия (74,66 кэВ) на рис. 1.32 позволяет оценить равномерность азимутального распределения материала при повороте мишени, тогда как более жёсткая линия (277,6 кэВ) — лишь распределение стартового материала по длине мишени. Сопоставление результатов измерения по данными линиям даёт более ясную картину характера распределения стартового материала в мишени. Видно, что при повороте мишени графики распределения идентичны, что позволяет говорить о высокой гомогенности материала в анализируемом объёме сердечника мишени. Эквидистантные линии, представленные на рис. 1.33, говорят о корректности измерения распределения стартового материала в мишени.

Измерение мишеней на основе америция-243 требует мер по снижению загрузки гамма-спектрометра путём установки коллиматора с более длинной базой. Анализ спектра стартового материала показал наличие интенсивных линий нептуния-239, находящегося

в равновесии с америцием-243, по которым возможно проведение измерения распределения стартового материала.

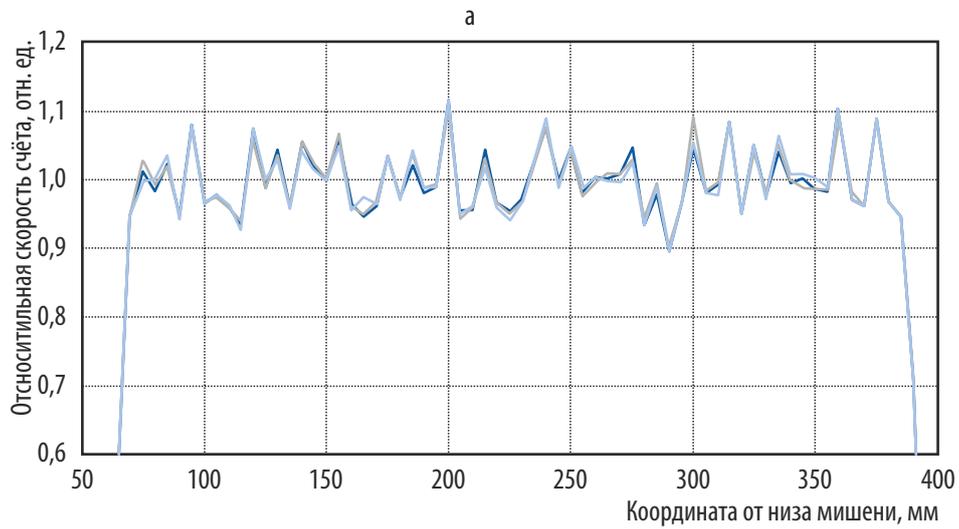
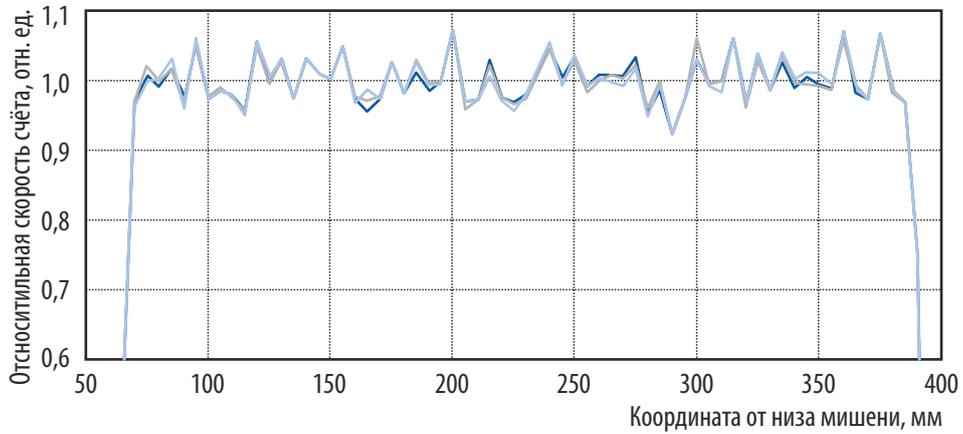


Рис. 1.32. График распределения стартового материала по длине мишени согласно анализируемой энергетической линии 74,66 (а) и 277,6 (б) кэВ под разным углом поворота мишени с шагом  $120^\circ$

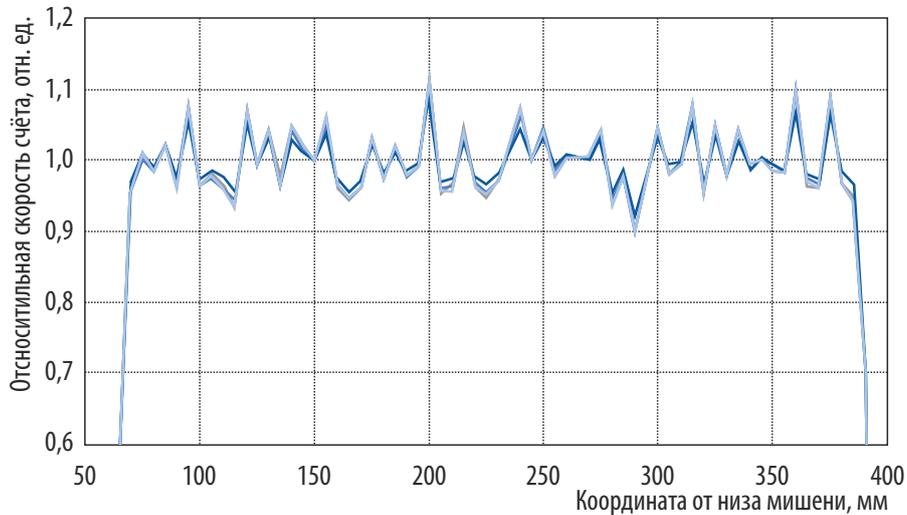


Рис. 1.33. Графики распределения стартового материала по длине мишени согласно анализируемым энергетическим линиям: 74,66 (—); 106,123 (—); 228,2 (—) и 277,6 (—) кэВ

*Список литературы*

1. Лещенко Ю.И., Кушнир Ю.А., Романовский В.С. Методика измерения распределения массы трансплутониевых элементов в мишени // Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2013. Т. 15. № 4(5). — С. 1116–1121.
2. Firestone R.B. Table of Isotopes: edited by V.S. Shirley; ass. eds. C.M. Baglin, S.Y. Frank Chu and J. Zipkin. — 8th ed. — New York: John Wiley&Sons, Inc., 1996. V. 2. — 1509 p.

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

## ОБСЛЕДОВАНИЕ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ С ЦЕЛЬЮ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ

Центральная зона исследовательского реактора СМ является одной из основных конструкций, определяющей срок эксплуатации реакторной установки в целом. Обследование центральной зоны проведено в 2016–2017 годах в соответствии с принятой на предприятии методикой оценки технического состояния и остаточного ресурса механического оборудования объектов использования атомной энергии, согласованной с Ростехнадзором. Для проведения обследования были созданы специальные комиссии по установлению и продлению срока службы, разработаны программы проведения обследования. В ходе обследования проведены следующие работы:

- ◆ анализ фактических режимов эксплуатации, циклов нагружения, значений флюенса нейтронов на элементах конструкции центральной зоны в период с 2003 по 2016 год с целью определения возможности продления ресурса центральной зоны с 2017 по 2022 год;
- ◆ осмотр центральной зоны реактора с использованием специальной техники и измерения основных реперных расстояний, в результате которых показано, что отклонения измеренных значений от проектных нет, дефекты отсутствуют, все основные элементы центральной зоны реактора не изменили свои геометрические размеры, что даёт основание для продления срока его эксплуатации;
- ◆ расчёт нейтронно-физических условий облучения опорных плит центральной зоны реактора, флюенса, повреждающей дозы и концентрации продуктов (n,  $\alpha$ )- и (n, p)-реакций в опорных плитах;
- ◆ анализ водно-химического режима реактора за период эксплуатации с 1993 по 2016 год;
- ◆ расчёт температурных полей элементов опорной конструкции центральной зоны реактора.

Полученные данные позволили провести расчёт на прочность несущих конструкций центральной зоны. Напряжённо-деформированное состояние опорной конструкции определяли с учётом фактических эксплуатационных нагрузок, физико-механических свойств материалов и неравномерности температурного поля (табл. 1.10). Наиболее напряжённой зоной признана зона приварки трубок для хвостовиков центральных бериллиевых вкладышей к верхней опорной плите. На основании результатов расчёта напряжённо-деформированного состояния, проведённого в трёхмерной постановке с использованием программного комплекса ANSYS, выполнен анализ статической прочности, показавший, что прочность элементов опорной конструкции центральной зоны реактора СМ будет обеспечена.

Для анализа прочности сварных соединений было выбрано соединение трубок для хвостовиков центральных бериллиевых вкладышей с верхней опорной плитой, так как оно характеризуется максимальными по результатам расчёта значениями касательного напряжения. Оценку статической прочности сварных швов приварки трубок проводили в соответствии с ПНАЭ Г-7-002-86<sup>4</sup> (табл. 1. 11). Требования стандарта для рассматриваемого сварного соединения выполняются.

Таблица 1.10

**Расчётные параметры и характеристика режимов  
для опорной конструкции центральной зоны реактора СМ**

Режим эксплуатации		Температурное поле	Перепад давления, МПа
Нормальные условия эксплуатации	Первый режим	Неравномерное (максимальная температура — 190 °С, минимальная — 60 °С)	0,583 — до 2003 года; 0,525 — после
	Второй режим	Равномерное (25 °С)	0
Нарушение нормальных условий эксплуатации		Равномерное (50 °С)	0,583 — до 2003 года; 0,525 — после
Гидроиспытания		Равномерное (25 °С)	0
Аварийная ситуация		–	0,7

Таблица 1.11

**Оценка статической прочности сварных швов**

Режим	Максимальная температура, °С	Суммарное напряжение, МПа		Размах приведённых напряжений с учётом цикличности, МПа		Напряжение среза, МПа	
		Расчётное	Допускаемое	Расчётный	Допускаемый	Расчётное	Допускаемое
Первый режим	110	53,6	155,4	255,0	358,4	26,8	78,0
Второй режим	25	3,8	169,1	3,8	390,3	1,9	85,0
Нарушение нормальных условий эксплуатации	50	53,6	204,0	–	–	26,8	83,0
Гидроиспытания	25	3,8	221,2	–	–	1,9	85,0

Проведён расчёт на циклическую прочность на период до 2021 года включительно: максимальная суммарная циклическая повреждаемость, определённая для зоны сварного соединения трубок для хвостовиков центральных бериллиевых вкладышей с верхней плитой, составила 0,72, что меньше допустимого значения накопленного усталостного повреждения.

Расчёт на сопротивление хрупкому разрушению показал, что требования ПНАЭ Г-7-002-86 выполняются и сопротивление хрупкому разрушению элементов несущей конструкции центральной зоны (верхней плиты) обеспечено, так как коэффициент интенсивности напряжения для выбранного дефекта в виде поверхностной полуэллиптической трещины в рассматриваемых режимах эксплуатации меньше допускаемых значений (табл. 1.12).

Результаты проделанной работы объединены в научно-техническом отчёте, в котором сделан однозначный вывод об удовлетворительном техническом состоянии и возможности дальнейшей эксплуатации элементов центральной зоны реактора до 2021 года при условии

<sup>4</sup> ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоиздат, 1989. — 525 с.

поддержания максимальной мощности реактора не выше 100 МВт, соблюдения параметров и режимов работы реактора, определённых регламентом эксплуатации, а также сохранения динамики изменения параметров и циклов нагружения, установленных в отчёте. Выпущено соответствующее заключение, позволившее принять решение об установлении срока эксплуатации центральной зоны реактора СМ. По итогам проведённой экспертизы документов уполномоченной организацией принято экспертное заключение, в котором зафиксировано, что «определение и обоснование остаточного ресурса элементов центральной зоны реакторной установки СМ, важных для безопасности, проведено в объёме, позволяющем оценить уровень обеспечения безопасности на дополнительный срок эксплуатации как приемлемый в соответствии с нормативными документами в области использования атомной энергии»; а «исследования подтверждают возможность продления ресурса конструктивных элементов центральной зоны по меньшей мере до 31 декабря 2021 года».

Таблица 1.12

#### Результаты расчёта на сопротивление верхней плиты хрупкому разрушению

Режим	Коэффициент			
	концентрации напряжений		интенсивности напряжений, МПа·м <sup>0,5</sup>	
	при растяжении	при изгибе	по расчёту	по нормативу
Первый режим	1,04	0,68	19	25
Второй режим			2	25
Нарушение нормальных условий эксплуатации			17	33
Гидроиспытания			2	33
Аварийная ситуация			–	–

С.А. Сазонтов, Л.П. Захарова,  
Н.В. Киреев, Б.В. Булгаков, А.А. Осипов

## РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ РЕАКТОРА МИР ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

Для изучения эффектов коррозионного растрескивания конструкционных материалов под напряжением было разработано облучательное устройство [1], включающего в себя разделитель потока, подвеску с испытуемыми образцами в напряжённо-деформированном состоянии и твэльную сборку (рис. 1.34). Основной особенностью облучательного устройства является расположение твэлов в опускном участке петлевого канала. Такая конфигурация обеспечивает выполнение требований по температурным и нейтронно-физическим условиям испытаний образцов. Твэлы расположены в один ряд по окружности вокруг центральной трубы, выполняющей функции разделителя потока

теплоносителя в петлевом канале фильдовского типа. Внутри трубы находятся образцы, установленные в нагружающие блоки, соединённые между собой штифтами.

Из-за нестандартности исполнения облучательного устройства было решено экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора МИР с использованием данного устройства в нормальных и аварийных условиях провести на критической сборке — физической модели реактора МИР. В ходе работы определяли:

- ◆ эффекты реактивности:
  - при загрузке облучательного устройства в петлевую ячейку третьего радиуса активной зоны;
  - при аварийном осушении петлевого канала, переливных трубок облучательного устройства; подъёмного и опускного участка петлевого канала;
- ◆ влияние загрузки облучательного устройства на эффективность рабочих органов системы управления и защиты.

Для проведения экспериментов был изготовлен макет облучательного устройства, в состав которого входили:

- ◆ центральная несущая труба (диаметром 48 мм и с толщиной стенки, равной 2 мм) из нержавеющей стали;
- ◆ двенадцать закреплённых по периметру центральной несущей трубы периферийных твэлов типа твэлов реактора ВВЭР (диаметром 9,1 мм и с длиной активной части около 1 м: три твэла длиной 1 139 мм и с обогащением 4,4% по урану-235; девять твэлов с обогащением 10% по урану-235 и длиной 1 230 мм),
- ◆ три переливные трубки (диаметром 12 мм и с толщиной стенки, равной 1 мм) из нержавеющей стали.

Облучательное устройство (рис. 1.35) устанавливали в макет петлевого канала, состоящий из корпуса канала (диаметр — 89 мм, толщина стенки — 7 мм) из алюминия (моделирование циркониевого сплава) и вакуумного чехла (диаметр — 100 мм, толщина стенки — 1 мм) из нержавеющей стали.

Исследования проводили с имитацией водно-химического режима, необходимого для проведения испытаний облучательного устройства в реакторе МИР, для чего был использован раствор борной кислоты с литием. Концентрация лития — 5 мг/л, борной кислоты — 7,6 мг/л.

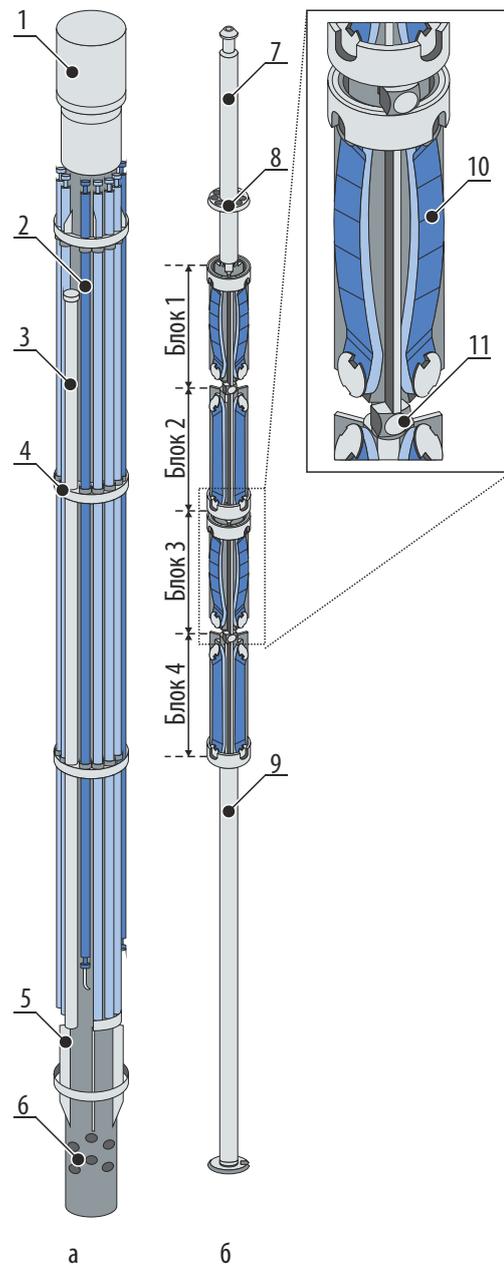


Рис. 1.34. Конструктивная схема элементов облучательного устройства — твэльной сборки (а) и подвески с образцами (б): 1 — разделитель потока; 2 — твэлы; 3 — переливная трубка; 4 — дистанционирующая решётка; 5 — рёбра; 6 — хвостовик ТВС; 7 — головка подвески; 8 — опорная решётка; 9 — хвостовик подвески; 10 — образцы конструкционных материалов; 11 — штифт

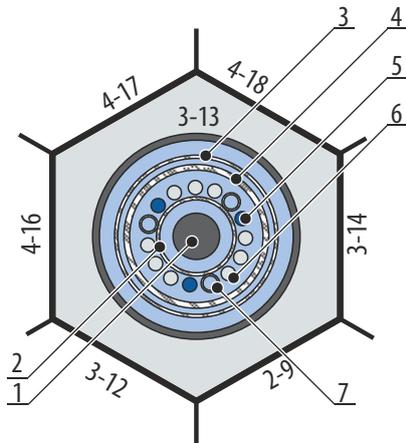


Рис. 1.35. Поперечное сечение облучательного устройства на уровне центральной плоскости активной зоны с указанием номеров ячеек: 1 — переливная трубка; 2 — твэл экспериментальный с обогащением 4,4 % по урану-235; 3 — макет вакуумного чехла; 4 — твэл экспериментальный с обогащением 10 % по урану-235; 5 — разделитель потока; 6 — макет корпуса петлевого канала; 7 — имитатор конструкционных материалов

ведение испытаний на реакторе не потребуется. Таким образом, эффекты реактивности, реализующиеся в реакторе, будут как минимум в два раза меньше полученных в результате эксперимента на критической сборке.

С учётом введённых поправок значение эффектов реактивности при загрузке облучательного устройства в петлевой канал 3-13 составит не более  $+0,5 \beta_{эфф}$ ; при аварийном осушении петлевого канала с загруженным облучательным устройством — не более  $+1,45 \beta_{эфф}$ .

#### Список литературы

1. Бурукин А.В., Долгов А.И., Ижутов А.Л. и др. Методы и устройства для реакторных испытаний конструкционных материалов и элементов тепловыделяющих сборок под нагрузкой. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 2. С. 45–54.
2. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР // Атомная энергия, 2008. Т. 104, вып. 2. С. 84–88.
3. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора МИР // Сборник трудов НИИАР, 1997. Вып. 4. С. 57–62.

По итогам проведённых экспериментов получены следующие результаты:

- ◆ Загрузка облучательного устройства в петлевой канал внешнего радиуса (третий ряд кладки активной зоны) даёт положительный эффект —  $(1,01 \pm 0,06) \beta_{эфф}$  в условиях критической сборки с неотравленным бериллием и петлевым каналом, окружённым необлучённым топливом.

- ◆ Осушение петлевого канала с загруженным облучательным устройством при удалении раствора борной кислоты в условиях критической сборки приводит к вводу положительной реактивности —  $(2,91 \pm 0,17) \beta_{эфф}$ .

- ◆ Значения эффектов реактивности, полученные в условиях критической сборки, представляют собой консервативную оценку данных эффектов по отношению к аналогичным, реализующимся в активной зоне реактора МИР. Связано это с накоплением ядер-отравителей в бериллиевой кладке активной зоны реактора [2, 3], что приводит к существенному снижению эффектов реактивности в условиях реактора по сравнению с критической сборкой, кладка которой остаётся неотравленной за счёт малой мощности (5 Вт). Кроме того, при проведении исследований на критической сборке консервативность измерений обеспечивалась загрузкой необлучённых ТВС в ячейки, окружающие петлевой канал с облучательным устройством, что в реальных условиях

Д.В. Фомин, А.В. Пайдулов, А.М. Шараев, А.П. Малков,  
В.А. Овчинников, А.И. Долгов, М.А. Мокеичев

## РЕЗУЛЬТАТЫ ОСНОВНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ, ПРОВЕДЁННЫХ НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ РЕАКТОРА СМ

В 2019 году на реакторе СМ планируется заменить центральную зону и изменить компоновку нейтронной ловушки для увеличения количества облучаемого материала в условиях высокой плотности нейтронного потока. Будут изменены количество и конструкция центральных органов системы управления и защиты реактора. Частичную компенсацию запаса реактивности вместо центрального компенсирующего органа кольцевой формы будут выполнять четыре поглощающих стержня с двумя функциями: аварийной защиты и компенсации реактивности. В отчётном году с целью изучения основных нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора с изменённой компоновкой нейтронной ловушки проводили экспериментальные исследования на критическом стенде реактора СМ. В экспериментах определяли эффективность органов системы управления и защиты при различных вариантах загрузки активной зоны и нейтронной ловушки, изменение реактивности при проведении перегрузочных операций<sup>5</sup>.

Для проведения исследований были изготовлены макеты сепараторной конструкции для размещения мишеней в модифицированной нейтронной ловушке (рис. 1.36) и рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности (рис. 1.37). Загрузка активной зоны критической сборки моделировала состояние реактора по положению органов системы управления и защиты, характерному для середины кампании реактора. В трубки сепаратора разместили 57 имитаторов типовых реакторных мишеней.

На рис. 1.38 представлены измеренные градуировочные характеристики рабочих органов компенсации реактивности и модифицированных рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности. Знание градуировочных характеристик рабочих органов — зависимости относительной эффективности органа от глубины его погружения в активную зону — является одним из наиболее важных факторов для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательской ядерной установки, так как позволяет определить:

- ◆ скорость и шаг ввода положительной реактивности при извлечении органа, подкритичность активной зоны в любой момент кампании (характеристики, ограниченные требованиями нормативных документов по безопасности);
- ◆ функцию изменения реактивности от времени при анализе аварийных ситуаций;
- ◆ эффективность всех рабочих органов, запас реактивности и подкритичность активной зоны (эксплуатационные характеристики, ограничиваемые паспортом исследовательской ядерной установки).

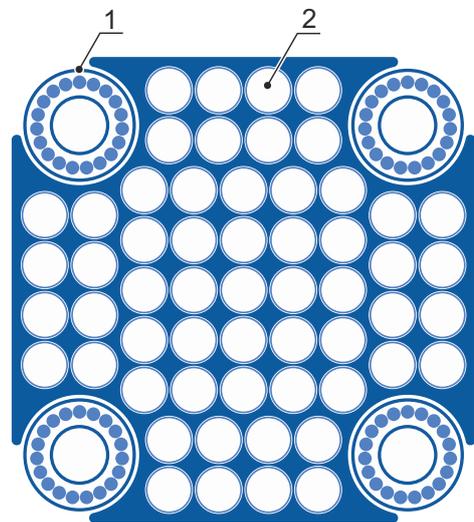


Рис. 1.36. Сечение макета центральной замедляющей полости сепараторного типа крестообразной формы: 1 — рабочий орган аварийной защиты и компенсации реактивности; 2 — трубки сепаратора

<sup>5</sup> Пайдулов А.В., Малков А.П., Краснов Ю.А., Фомин Д.В. Результаты экспериментальных исследований изменения реактивных характеристик реактора СМ при изменении компоновки нейтронной ловушки и конструкции рабочих органов аварийной защиты. — Сборник докладов конференции молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике», Москва, 23–24 мая 2017 г. — М.: Издательство АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», 2017. С. 231–242.

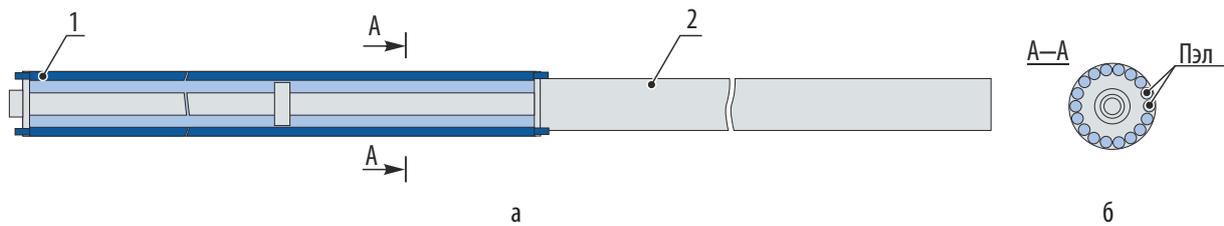


Рис. 1.37. Макет (а) и поперечное сечение (б) модифицированного рабочего органа аварийной защиты и компенсации реактивности: 1 — поглощающий элемент, 2 — бериллиевый вытеснитель

Для модифицированных рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности по градуировочной характеристике определяют участок хода рабочего органа, предназначенный для выполнения функции аварийной защиты. По известной градуировочной характеристике рабочего органа и измеренной эффективности его относительно небольшого участка можно определить его полную эффективность, что существенно уменьшает время проведения эксперимента по градуировке всех рабочих органов и актуально для описываемых в данной статье работ.

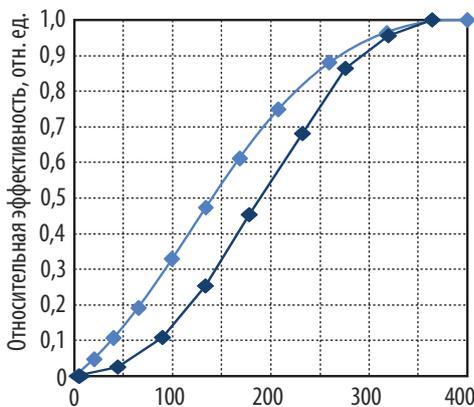


Рис. 1.38. Градуировочные характеристики рабочих органов компенсации реактивности (◆) и модифицированных (◆) рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности

Учитывая полученные градуировочные характеристики, определяли эффективность органов системы управления и защиты, запас реактивности, подкритичность и эффекты реактивности при перегрузках тепловыделяющих сборок в четырёх типовых ячейках активной зоны. Последовательность заполнения каждой типовой ячейки в экспериментах:

- ◆ вода;
- ◆ разборная тепловыделяющая сборка, моделирующая ТВС с выгоранием топлива около 40 %;
- ◆ штатные реакторные неразборные ТВС (загрузка по урану-235 — 6,0 г на твэл) трёх типов: первого (184.08), второго (184.09 с четырьмя экспериментальными каналами диаметром 12,5 мм) и третьего (184.10 с экспериментальным каналом диаметром 24,5 мм), содержащих соответственно 188, 160 и 158 твэлов (табл. 1.13).

Таблица 1.13

### Эффекты реактивности при загрузке ТВС в ячейку с водой

Номер ячейки	ТВС	Эффект реактивности, $\beta\text{эфф}$	
		по запасу	по подкритичности
62	Первый тип	$3,17 \pm 0,35$	$1,28 \pm 0,14$
	Третий тип	$2,87 \pm 0,32$	$1,21 \pm 0,13$
	Разборная	$1,35 \pm 0,15$	$0,75 \pm 0,08$
52	Первый тип	$1,70 \pm 0,19$	$0,53 \pm 0,06$
	Второй тип	$1,55 \pm 0,17$	$0,46 \pm 0,05$
	Разборная	$0,63 \pm 0,07$	$0,22 \pm 0,02$
42	Первый тип	$1,81 \pm 0,20$	$0,48 \pm 0,05$
	Разборная	$0,69 \pm 0,08$	$0,20 \pm 0,02$
61	Первый тип	$2,20 \pm 0,24$	$0,62 \pm 0,07$
	Второй тип	$2,02 \pm 0,22$	$0,54 \pm 0,06$
	Третий тип	$1,90 \pm 0,21$	$0,64 \pm 0,07$
	Разборная	$0,87 \pm 0,10$	$0,34 \pm 0,04$

В экспериментах также исследовали (табл. 1.14) изменение реактивности при замене типовых имитаторов мишеней (I тип) во внешнем ряду нейтронной ловушки на планируемые к размещению при эксплуатации реактора имитаторы мишеней для наработки кобальта-60 (II тип).

По результатам экспериментальных исследований были получены следующие данные:

1. При замене шестнадцати типовых имитаторов мишеней во внешнем ряду сепаратора на имитаторы мишеней для наработки кобальта-60 наблюдается:

- ◆ уменьшение запаса реактивности на  $1,3 \beta_{\text{эфф}}$ ;
- ◆ увеличение подкритичности на  $0,6 \beta_{\text{эфф}}$ ;
- ◆ уменьшение суммарной эффективности рабочих органов компенсации реактивности на  $0,2 \beta_{\text{эфф}}$ ;
- ◆ уменьшение суммарной эффективности рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности на  $0,7 \beta_{\text{эфф}}$ .

2. При загрузке реакторных ТВС в активную зону критической сборки реактора СМ (в ячейку с водой):

- ◆ изменение запаса реактивности значительно (в 2,4–3,5 раз) больше изменения подкритичности;
- ◆ эффективность рабочего органа компенсации реактивности, расположенного в квадранте с измеряемой ячейкой, увеличивается в 1,5–2 раза;
- ◆ эффективность рабочего органа компенсации реактивности, расположенного в квадранте, граничащем с измеряемой ячейкой, увеличивается в 1,1–1,4 раза;
- ◆ суммарная эффективность рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности увеличивается не более чем 1,2 раза (минимальное влияние на эффективность рабочих органов оказывает замена ТВС в ячейке № 42 активной зоны, максимальное — замена ТВС в непосредственной близости от сепаратора (ячейка № 62 активной зоны));
- ◆ при замене шестнадцати типовых имитаторов мишеней во внешнем ряду сепаратора на имитаторы мишеней для наработки кобальта-60 эффекты реактивности от загрузки ТВС меняются незначительно.

Полученные в экспериментах результаты будут использованы в качестве исходных данных для анализа и обоснования безопасности модернизированного реактора при подготовке документов для получения лицензии на его эксплуатацию.

Таблица 1.14

**Эффекты реактивности при замене разборной тепловыделяющей сборки на сборку первого типа в зависимости от типа имитатора**

Номер ячейки	Тип имитатора	Эффект реактивности, $\beta_{\text{эфф}}$	
		по запасу	по подкритичности
62	I	$1,82 \pm 0,20$	$0,54 \pm 0,06$
	II	$1,68 \pm 0,18$	$0,62 \pm 0,07$
52	I	$1,07 \pm 0,12$	$0,31 \pm 0,03$
	II	$0,91 \pm 0,10$	$0,24 \pm 0,03$
42	I	$0,80 \pm 0,09$	$0,03 \pm 0,01$
	II	$0,87 \pm 0,10$	$0,14 \pm 0,02$
61	I	$1,32 \pm 0,15$	$0,28 \pm 0,03$
	II	$1,28 \pm 0,14$	$0,47 \pm 0,05$

*Д.В. Фомин, А.В. Пайдулов, А.П. Малков, П.А. Зайченко,  
Ю.А. Краснов, А.М. Шареев, А.В. Козыльков*

## МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПО ОБЪЁМУ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВК-50 МЕТОДОМ АКТИВАЦИИ МЕДНЫХ ПРОВОЛОЧНЫХ ИНДИКАТОРОВ

Одной из основных характеристик реактора, определяющих его безопасность, является распределение энерговыделения по активной зоне. Контроль этого параметра в активной зоне реактора ВК-50 проводят методом измерения активации медных проволочных индикаторов [1, 2]. Их облучение проводят в измерительных каналах реактора, размещаемых в центральных трубках ТВС. Монтаж этих каналов выполняют для каждой кампании реактора после перегрузки топлива в активной зоне. Измерение активности облучённых индикаторов осуществляют на стенде с использованием измерительно-вычислительной системы гамма-сканирования. Данный метод определения распределения энерговыделения включает в себя подготовку медных проволочных индикаторов, их загрузку на облучение, активацию, выгрузку из реактора в защитный контейнер, перемещение на измерительный стенд и сканирование после двух суток выдержки.

В настоящее время на реакторной установке выполнены работы по переоснащению измерительной системы и введена в эксплуатацию современная измерительно-вычислительная система гамма-сканирования облучённых медных проволочных индикаторов на основе интеллектуального детекторного блока производства ЗАО «Научно-производственный центр "Аспект"» и разработанного в АО «ГНЦ НИИАР» прикладного программного средства CuprumScan, которое предусматривает ввод теплотехнических параметров режима работы реактора и исходных данных облучаемых медных проволочных индикаторов. В дальнейшем программа считывает и сохраняет в файлы на персональном компьютере результаты сканирования по длине облучённого индикатора, а также проводит предварительную обработку этих результатов, производит фильтрацию и выделяет участок сканирования, относящийся к активной зоне.

Для проверки работы измерительно-вычислительной системы были проведены тестовые испытания и метрологические исследования:

- ◆ в нормальных условиях при регистрации фона;
- ◆ с источниками (цезий-137) малой и высокой интенсивности;
- ◆ при распаде меди-64 в облучённом отрезке медного проволочного индикатора;
- ◆ в реальных условиях сканирования с протяжкой медных проволочных индикаторов в условиях высокой температуры и влажности;
- ◆ в условиях многократных повторений сканирования с протяжкой медных проволочных индикаторов, облучённых в одном канале, при стационарном режиме работы реактора.

Для дальнейшей обработки полученных данных использовали программу CUPRUM. Тестовые расчёты по данной программе и её кросс-верификацию с предыдущей программой расчёта (SAFENG) проводили по результатам облучения медных проволочных индикаторов для 38-ой кампании (для пятирядной активной зоны). Выбор кампании обусловлен тем, что в программе SAFENG не предусмотрена возможность обработки результатов сканирования индикаторов и определения энерговыделения для шестого ряда активной зоны (начиная с 39-ой кампании реактор эксплуатируется с расширенной активной зоной).

Результаты восьми измерений, проведённых в 38-ю кампанию, сравнивали по таким параметрам, как мощность тепловыделяющей сборки, максимальный коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте ТВС и максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл. При анализе результатов было выявлено различие в восстановлении распределения активации медных проволочных индикаторов в ячейках, в которых измерения не проводи-

лись, а также при выборе коэффициентов для таких ячеек. Сравнение результатов расчёта по программам проводили для измерений с наибольшим числом каналов, в которых облучались индикаторы. Средняя разница значений при определении мощности рабочих ТВС не превосходила 3 % (рис. 1.39), при этом все значения находились в пределах 10 % границы расходимости.

Результаты метрологических исследований позволили аттестовать методику выполнения измерения «Определение распределения энерговыделения и выгорания топлива по объёму активной зоны реактора ВК-50». Пересмотрен метод расчёта характеристик активной зоны реактора ВК-50 по результатам измерения

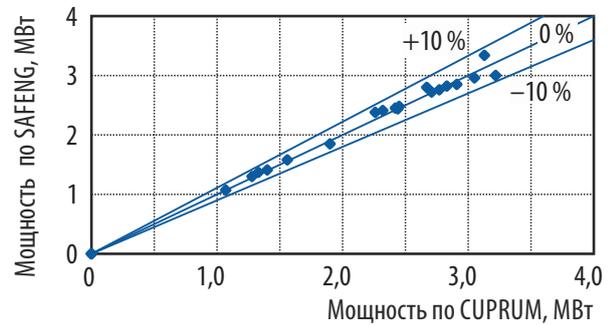


Рис. 1.39. Разброс значений мощности в тепловыделяющей сборке, рассчитанных в программах SAFENG и CUPRUM

скорости реакции активации облучённых в каналах реактора медных проволочных индикаторов, и разработана программа CUPRUM, учитывающая современные условия работы активной зоны реактора и типы используемых средств вычислительной техники. Указанное программное средство даёт возможность определять распределение энерговыделения и выгорания топлива в ТВС активной зоны реактора (с дополнительным шестым рядом с восемнадцатью ТВС). Полученные результаты тестирования программы CUPRUM позволяют использовать её в составе прикладного программного обеспечения системы внутрореакторного контроля энерговыделения при сопровождении экспериментов в реакторе ВК-50.

#### Список литературы

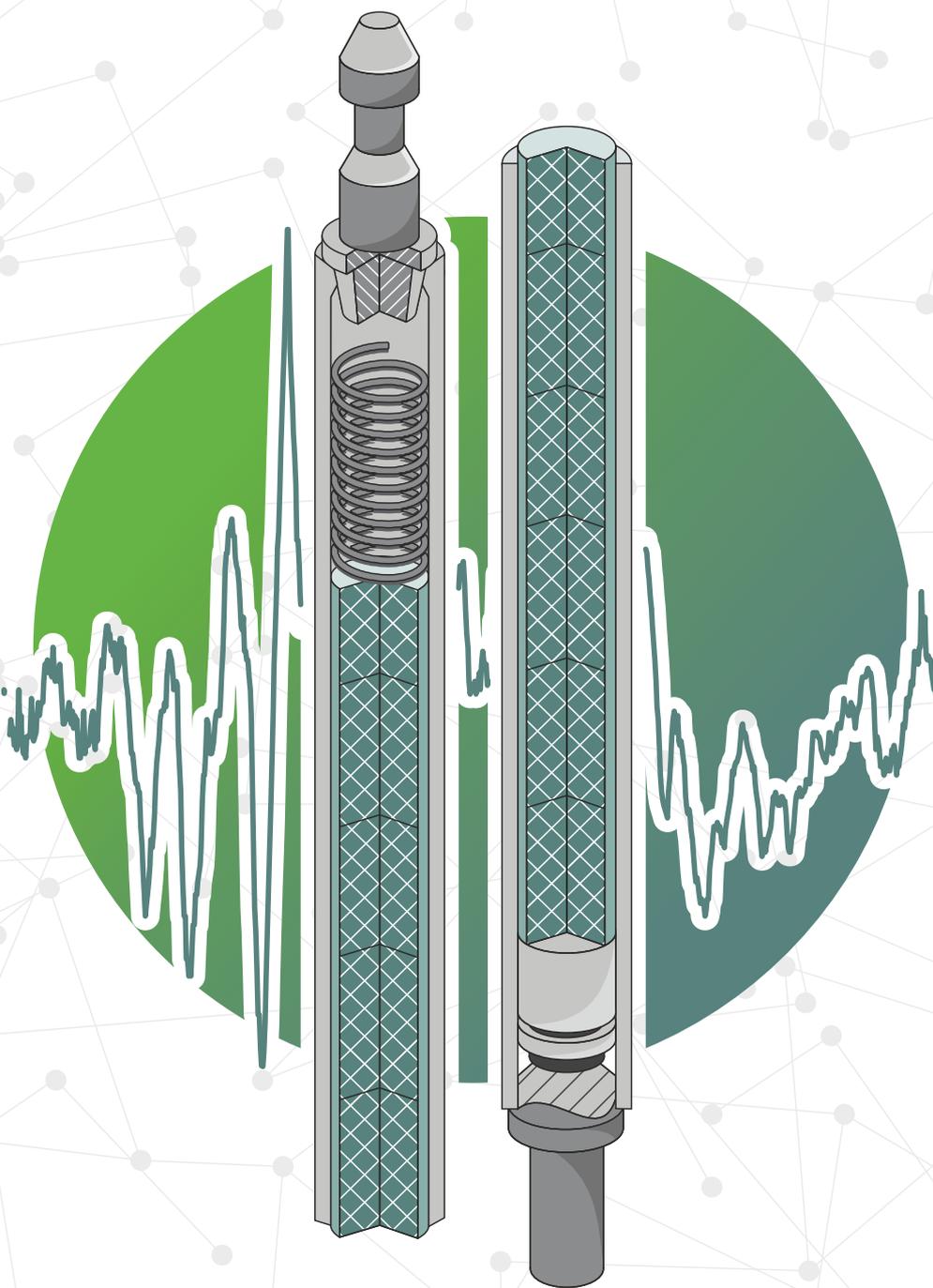
1. Федякин Р.Е., Шмелёв В.Е., Федулин В.Н. и др. Нейтронно-физические и гидродинамические характеристики кипящего реактора ВК-50 с расширенной активной зоной: препринт: НИИАР-34(599). — Димитровград: Научно-исследовательский институт атомных реакторов имени В.И. Ленина, 1983. — 12 с.
2. Богачев Г.А. Программа для расчёта поля энерговыделения в шестигранных кассетах: препринт ИАЭ-1895. — М.: Институт атомной энергии, 1969. — 23 с.

*С.В. Орешин, М.В. Маркелов, С.В. Широков, Е.В. Синявина, А.В. Абасов*



2

# ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ



В 2017 году в рамках проектного направления «Прорыв» проведены исследования трёх комбинированных экспериментальных тепловыделяющих сборок: КЭТВС-6, КЭТВС-2, КЭТВС-3, содержащих твэлы различной конструкции с оболочками из разных материалов и тремя видами топлива:  $(U, Pu)N$ ,  $(U, Pu)O_2$  и  $UO_2$  после опытной эксплуатации в реакторе БН-600. Получены новые данные о поведении нитридного топлива, коррозионном состоянии и механических свойствах материалов оболочек, которые будут использованы для совершенствования твэлов реакторов на быстрых нейтронах.

В рамках международного проекта «Нулевой уровень отказа ядерного топлива», инициированного в сентябре 2011 года топливной компанией «ТВЭЛ», в АО «ГНЦ НИИАР» в 2017 году завершены исследования трёх негерметичных тепловыделяющих сборок Калининской атомной электростанции и одной негерметичной ТВС Ростовской АЭС. Указанные тепловыделяющие сборки отработали по две топливные кампании, и основной целью исследований данных сборок было определение причины их разгерметизации. В каждой из исследованных тепловыделяющих сборок, разгерметизация которых произошла вследствие дебриз-повреждения оболочки посторонними предметами, было обнаружено по одному негерметичному твэлу.

С целью получения экспериментальных данных, необходимых для лицензирования усовершенствованного топлива реакторов ВВЭР-1000 для российских и зарубежных АЭС, проведены послереакторные исследования реперной сборки ТВС-2М новой конструкции с перемешивающими решётками и антидебризным фильтром, в составе которой были тепловыделяющие элементы с уран-гадолиниевым топливом. Данная тепловыделяющая сборка отработала три кампании на четвёртом блоке Балаковской АЭС до среднего выгорания топлива 51,2 МВт-сут/кгU. Результаты послереакторных исследований подтвердили её работоспособность, показав, что изменения основных эксплуатационных характеристик конструктивных элементов не превышают установленных проектных критериев работоспособности. Кроме того, получены экспериментальные результаты по состоянию оболочек и топлива твэгов с содержанием оксида гадолиния 8 %, отработавших в составе указанной тепловыделяющей сборки.

Завершены исследования поглощающего стержня системы управления и защиты с поглощающими элементами на основе таблеточного комбинированного поглощающего сердечника, эксплуатировавшегося в режиме автоматического регулирования мощности на четвёртом блоке Балаковской АЭС в течение двух топливных кампаний. Исследования поглощающего стержня СУЗ с пэлами такого типа после эксплуатации в реакторе были проведены впервые. Полученные результаты подтверждают сохранение высокой работоспособности конструкции поглощающего стержня и пэлов данной конструкции.

Проведены исследования прочности сварных соединений направляющих каналов сборки ТВСА-PLUS № ЖД 02560, выполненных контактно-стыковой сваркой, с целью получения экспериментальных данных для обоснования унифицированной конструкции направляющих каналов тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 разных типов с отказом от применения сварных соединений, выполненных электронно-лучевой сваркой.

Завершены материаловедческие исследования твэлов реактора ВВЭР-1000 после термических испытаний, моделирующих режимы сухого хранения. Получены экспериментальные данные по изменению микроструктурных характеристик топлива, структурно-фазового состояния и механических свойств оболочек твэлов с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива для прогнозирования изменения их состояния при длительном сухом хранении.

Завершены работы по контракту с государственным предприятием «Национальная атомная энергогенерирующая компания "Энергоатом"» (Украина), заключительный отчёт по которому посвящён обобщению и анализу результатов расчётно-экспериментальных исследований поведения твэлов реактора ВВЭР-1000 Запорожской АЭС в условиях, моделирующих сухое хранение в вентилируемых железобетонных контейнерах. На консервативной основе обоснован прогноз

сохранения герметичности оболочек твэлов и безопасность сухого хранения отработанного ядерного топлива на Запорожской АЭС в течение 50 лет.

В отделении реакторного материаловедения должное внимание уделяется совершенствованию методической базы и повышению качества исследований. Разработаны и изготовлены установки для вырезки образцов сложной формы из облучённых конструктивных элементов тепловыделяющих сборок (фрагментов оболочек твэлов, направляющих каналов, центральной трубы) с целью механических испытаний при продольном нагружении. Эти установки используются при выполнении работ по договорам с российскими заказчиками.

Завершены исследования влияния оксидных плёнок, гидрирования и структурно-фазового состояния материалов — сплавов Э110 на основе циркониевой губки и на основе электролитического циркония — на механические свойства оболочек твэлов, облучённых в составе сборок ТВСА-5М № ЖЕД 0811 и ТВС-2 № 430601800.

Сравнительные испытания продольных и кольцевых образцов при продольном и поперечном одноосном растяжении соответственно подтвердили анизотропию свойств оболочек.

Получены экспериментальные результаты по механическим свойствам, радиационной ползучести и радиационному росту, по характеристикам микроструктуры и содержанию водорода в образцах, вырезанных из направляющих каналов из сплава ЭБ35, в том числе и из отработавших в активной зоне реактора ВВЭР-1000 в течение трёх и пяти лет.

Была продолжена работа по оценке состояния конструктивных элементов обратного парогенератора ОПГ-1 после эксплуатации в составе реакторной установки БОР-60 в течение 21 года. Проведены исследования механических свойств, химического состава и микроструктуры образцов, вырезанных из корпуса секции № 3 парогенератора. Получены первые результаты испытаний образцов на ударную вязкость. Окончательный вывод о состоянии наружного корпуса парогенератора ОПГ-1 будет сделан после завершения полного объёма испытаний на ударную вязкость в соответствии с требованиями норм расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок и дополнительных структурных исследований материала.

*Е.А. Звир*

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИЧИНЫ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТРЁХ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ТРЕТЬЕГО БЛОКА КАЛИНИНСКОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В рамках проекта «Нулевой уровень отказа» с целью определения причин разгерметизации проведены исследования двух негерметичных сборок ТВСА-PLUS № ЖД 02585 и ЖД 02560 (далее — сборка № 1 и 2 соответственно) новой конструкции с антидебризными фильтрами и одной негерметичной сборки ТВСА № СГ 01719 (далее — сборка № 3), отработавших по две топливные кампании на третьем блоке Калининской АЭС.

В каждой из трёх тепловыделяющих сборок обнаружено по одному негерметичному твэлу. В сборках № 1 и 2 негерметичные твэлы № 79 и 110 соответственно были расположены в периферийном ряду пучка, в ТВС № 3 негерметичный твэл № 231 — в четвёртом ряду. Результаты осмотра твэлов после извлечения их из пучка показали, что в каждом из трёх негерметичных твэлов в нижней их части наблюдается один и тот же дефект оболочки — сквозное дебриз-повреждение из-за механического взаимодействия с посторонним предметом (рис. 2.1). Повреждения находятся на участках твэлов под нижней плоскостью поля ячеек антивибрационной решётки.

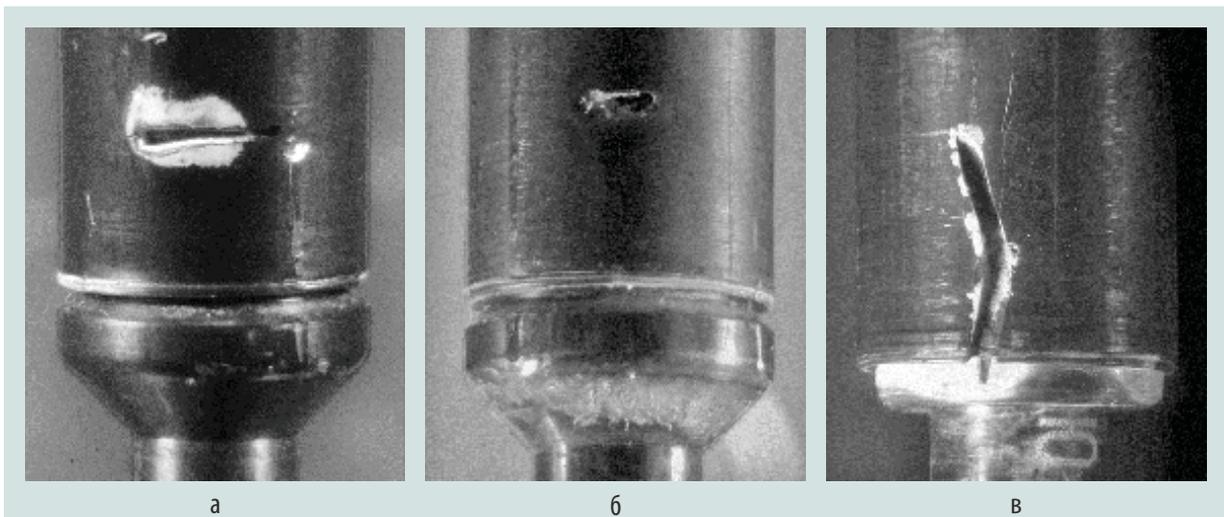


Рис. 2.1. Внешний вид дебриз-повреждений оболочек твэлов № 79 и 110 сборки № 1 (а) и 2 (б) соответственно и твэла № 231 сборки № 3 (в)

Результаты металлографических исследований образцов, вырезанных из нижней части негерметичных твэлов, подтвердили наличие сквозного истирания оболочек. Края оболочек в месте дефекта имеют округлую форму, характерную для дебриз-повреждений (рис. 2.2).

Состояние всех трёх исследованных твэлов является типичным для негерметичных твэлов реактора ВВЭР-1000, в которых первичный дефект находится в нижней части твэла. Попадание воды в твэл привело к повышению температуры и газовому распуханию топлива, выходу газовых и летучих продуктов деления из твэла в теплоноситель. Увеличение размера и концентрации пор на границах зёрен в центральной части таблеток, сопровождающееся увеличением объёма материала, наблюдалось во всех негерметичных твэлах (рис. 2.3).

Увеличение объёма центральной, более пластичной, области сопровождалось повышенной фрагментацией радиальными трещинами периферийной кольцевой зоны таблеток. Изменение структуры топлива по длине топливного сердечника негерметичных твэлов протекало неравномерно. Наиболее сильные изменения наблюдались в нижней части твэлов, где температура топлива имела максимальные значения.

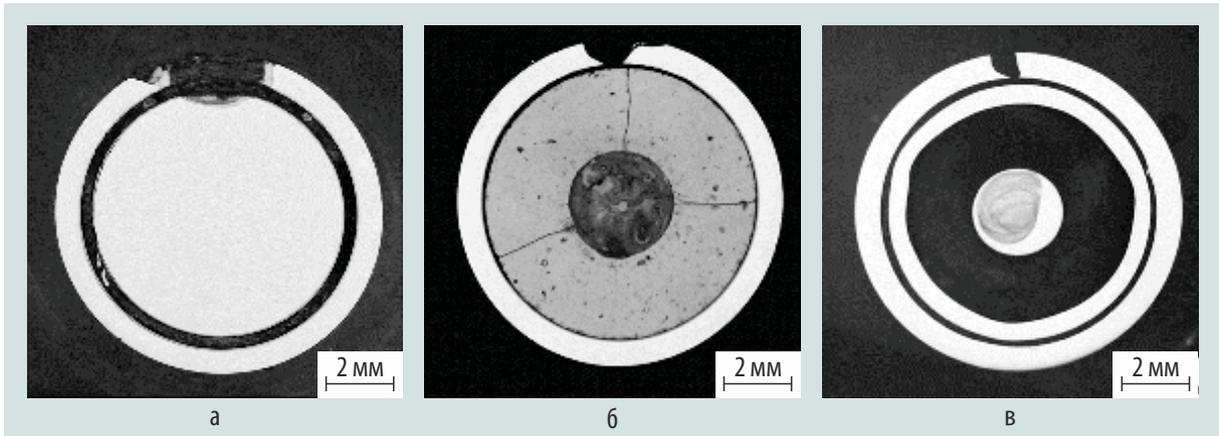


Рис. 2.2. Макроструктура поперечных сечений негерметичных твэлов № 79 (а), 110 (б) и 231 (в) в месте расположения первичных дефектов

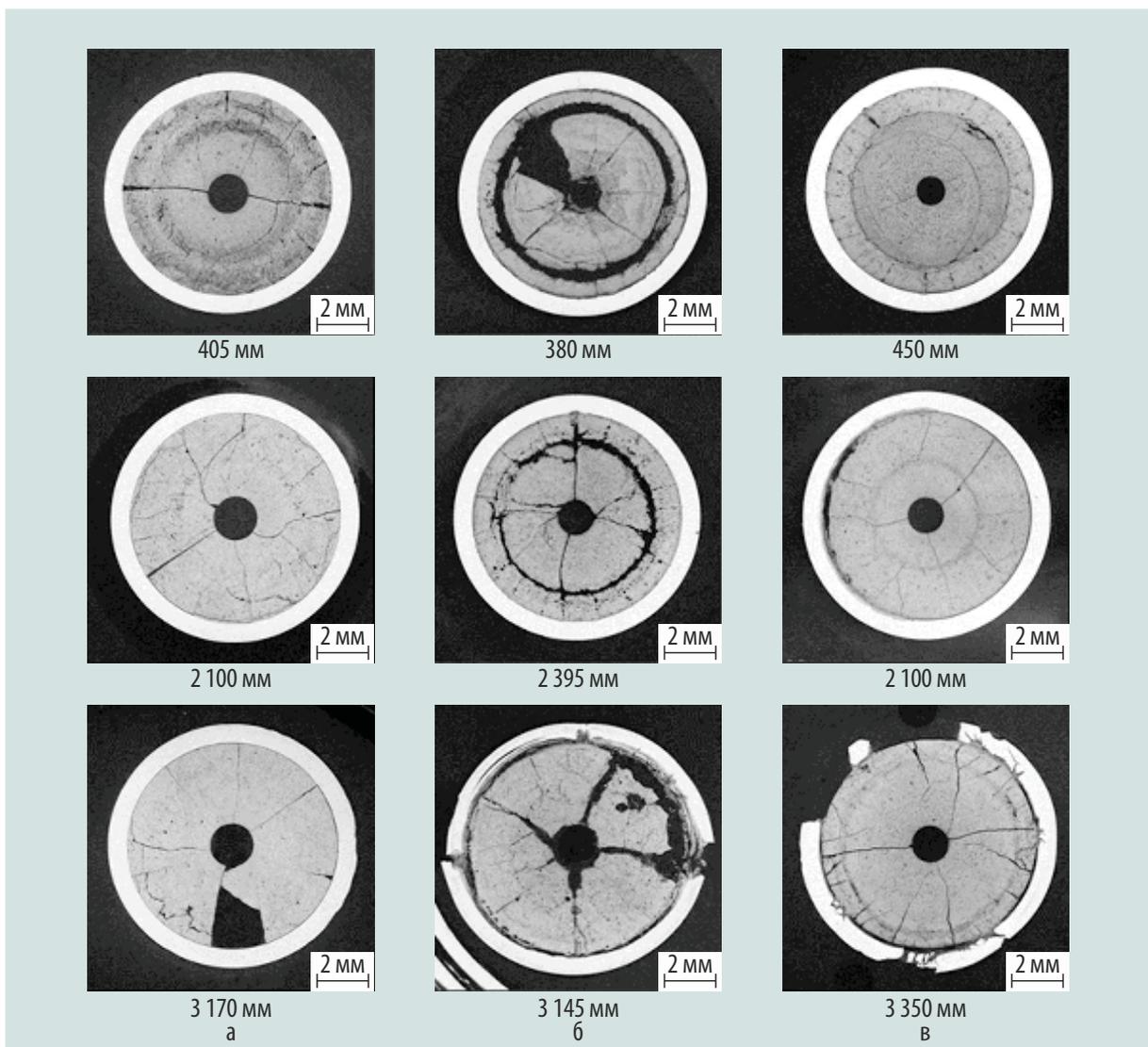


Рис. 2.3. Макроструктура поперечных сечений негерметичных твэлов № 231 (а), 79 (б) и 110 (в) на различных координатах

Структура оболочек негерметичных твэлов, определяемая главным образом морфологией гидридов, изменяется по длине твэлов (рис. 2.4).

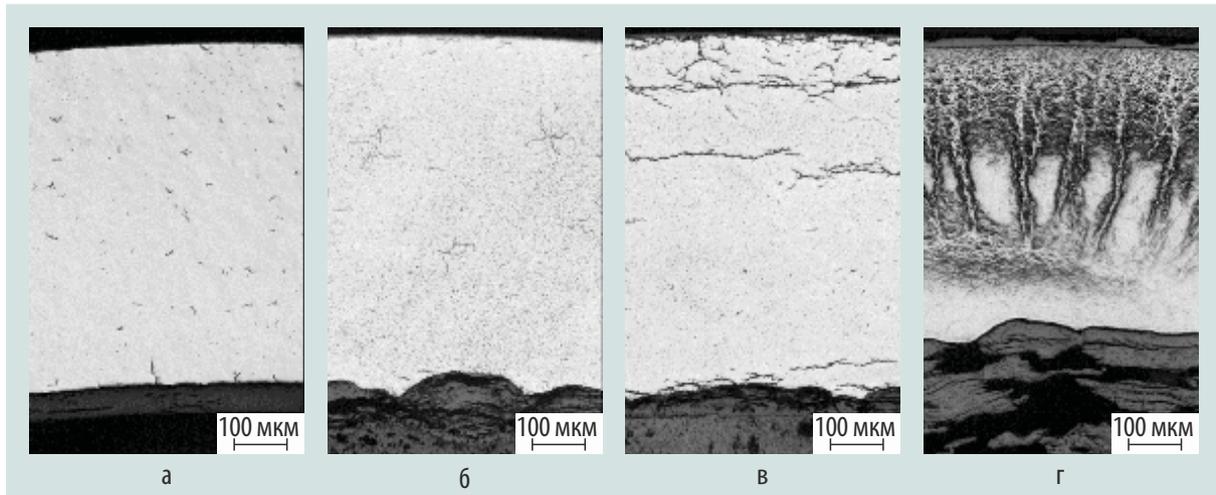


Рис. 2.4. Микроструктура оболочки после травления в поперечных сечениях негерметичного твэла № 79 на участке первичного дефекта (а), на координатах 1 100 мм (б), 2 520 мм (в) и 3 145 мм (г)

В месте расположения первичных дефектов гидрирование незначительное, гидриды небольшой длины не имеют преимущественной ориентации и равномерно распределены по сечению оболочки. С увеличением высотной координаты до начала участка с образованием массивных гидридов протяжённость гидридных выделений увеличивается. Гидриды приобретают преимущественную тангенциальную ориентацию. Радиальная ориентация наблюдается только в местах образования коррозионных нодулей на внутренней поверхности оболочек и на отдельных участках вблизи наружной поверхности.

Массовая доля водорода в оболочках негерметичных твэлов по сравнению с оболочками твэлов-свидетелей увеличена по всей длине. По длине оболочек водород распределён неравномерно (рис. 2.5).

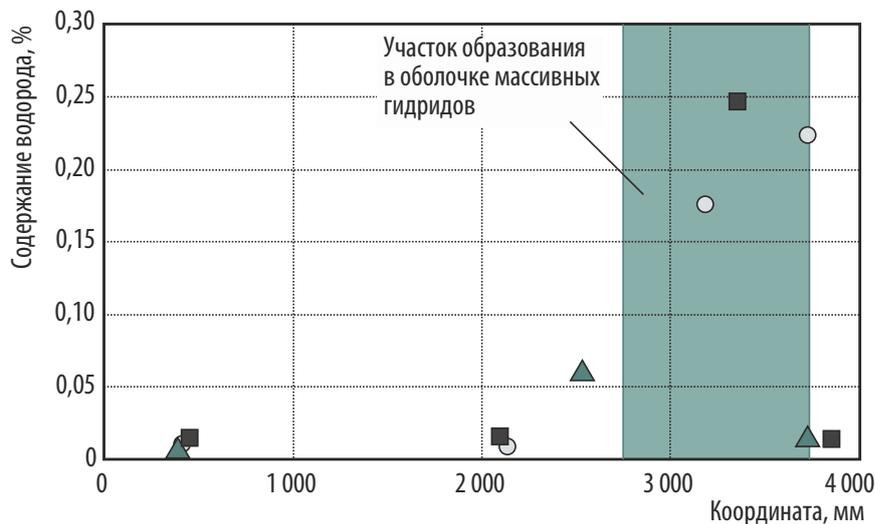


Рис. 2.5. Массовая доля водорода в оболочках негерметичных твэлов: № 110 (○), 79 (▲), 231 (■)

В нижней части, до координаты примерно 2 100 мм, массовая доля водорода не превышает 0,014 %. С увеличением координаты по высоте массовая доля водорода увеличивается. На оболочке, где наблюдается образование массивных гидридов, массовая доля водорода достигает максимального значения. Вблизи верхней заглушки массовая доля водорода уменьшается примерно до 0,016 %.

В.А. Жителев, Е.А. Звир, А.В. Строжук,  
И.Н. Волкова, А.С. Хренов, Г.В. Шевляков, Г.В. Шишалова

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИЧИНЫ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ СБОРКИ ТВС-2М ПЕРВОГО БЛОКА РОСТОВСКОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В рамках отраслевого проекта «Нулевой уровень отказа ядерного топлива» в АО «ГНЦ НИИАР» проводятся послереакторные исследования негерметичных тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000. Основная цель исследований — определение причины и механизма разгерметизации тепловыделяющих элементов. В 2017 году проведены исследования негерметичной тепловыделяющей сборки ТВС-2М N 421807945 (далее — № 1), отработавшей две топливные кампании на первом блоке Ростовской АЭС до среднего выгорания топлива 40,96 МВт-сут/kgU.

По результатам визуальной инспекции и вихретоковой дефектоскопии в восьмом ряду пучка был обнаружен негерметичный твэл № 210 с дебриз-повреждением оболочки под первой дистанционирующей решёткой. В месте расположения повреждения находился посторонний предмет — металлическая стружка из стали марки X18H10T, покрытая слоем окалины (рис. 2.6).

В ходе исследований установлено, что состояние негерметичного твэла является нетипичным по сравнению с ранее исследованными негерметичными твэлами реактора ВВЭР, первичный дефект которых находился в нижней части. В таких твэлах попадание воды через сквозной дефект, как правило, приводит к повышению температуры и газовому распуханию топлива, выходу в теплоноситель газовых и летучих продуктов деления.

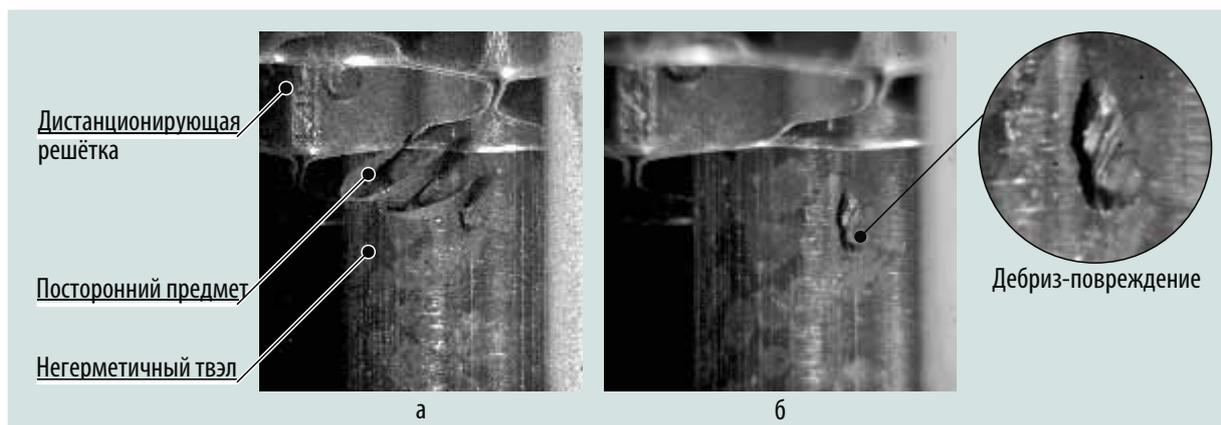


Рис. 2.6. Внешний вид постороннего предмета (а) под первой дистанционирующей решёткой и места повреждения (б) оболочки твэла

Диаметр негерметичных твэлов из-за образования на внутренней поверхности оболочек толстой оксидной плёнки и распухания топливных таблеток увеличивается по всей длине.

Поглощение оболочкой водорода, образовавшегося в процессе окисления, сопровождается её гидрированием и охрупчиванием в верхней части твэла. Диаметр основной части негерметичного твэла сборки ТВС-2М № 1 не отличается от диаметра твэла-свидетеля. Его увеличение наблюдается только на участках повышенного гидрирования (рис. 2.7): в месте расположения витков пружинного фиксатора и между дистанционирующими решётками 11 и 12.

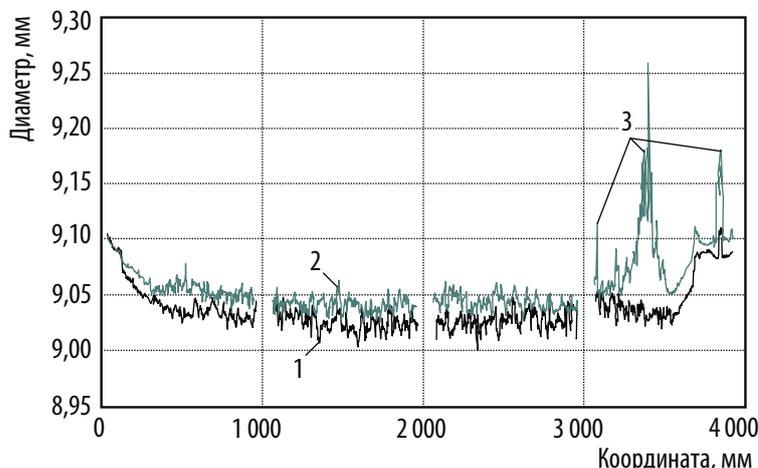


Рис. 2.7. Изменение диаметра по длине фрагментов твэла-свидетеля (1), негерметичного твэла (2), увеличение диаметра на участках (3)

Структура топлива негерметичного твэла по сравнению со структурой топлива твэла-свидетеля особенностей также не имеет. Концентрация пор — небольшая, изменений её вдоль радиуса таблеток не наблюдается. Размер зерна не изменился (рис. 2.8).

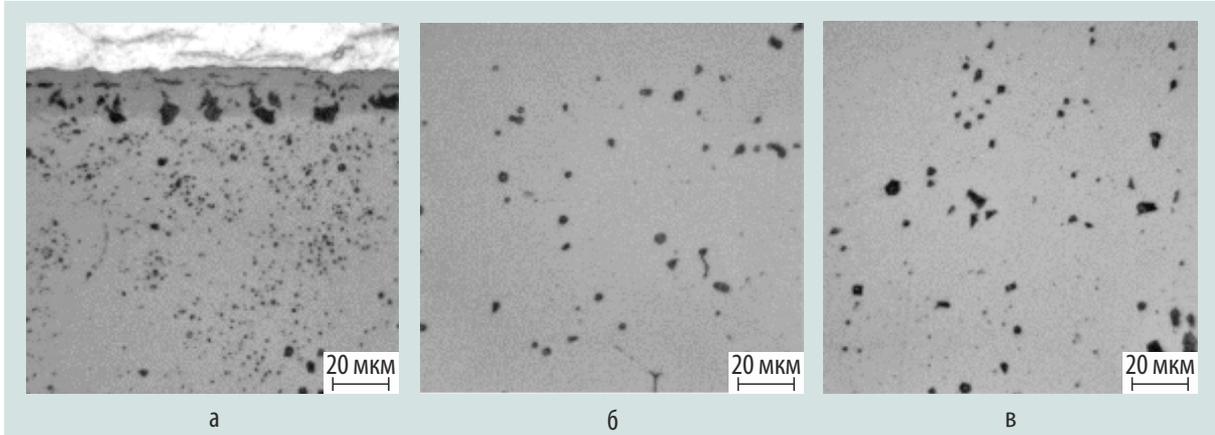


Рис. 2.8. Микроструктура топлива негерметичного твэла на периферии таблетки (а), на середине радиуса (б) и вблизи центрального отверстия (в) на координате 1 800 мм

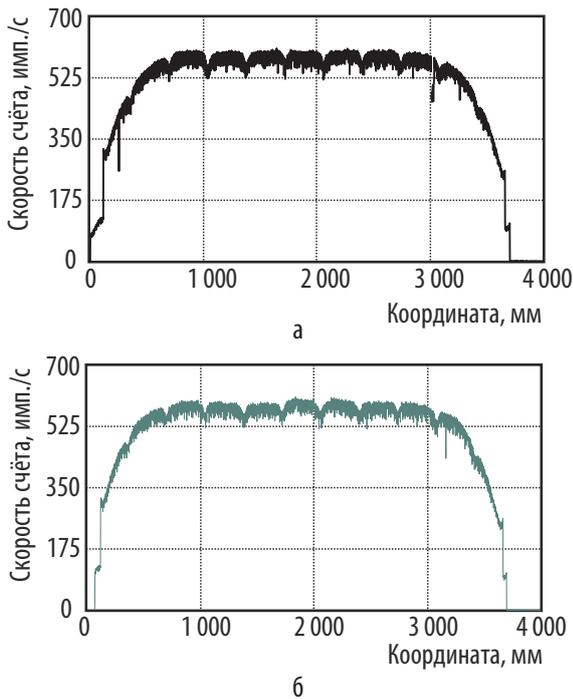


Рис. 2.9. Распределение радионуклида цезия-137 по длине твэла-свидетеля (а) и негерметичного твэла (б)

Образование оксидной плёнки по краям дефекта способствовало этому. Вода через дефект поступала в твэл с небольшой скоростью и расходовалась преимущественно на окисление оболочки и её наводороживание (рис. 2.11); значимого окисления топлива не происходило.

В твэле с малым дефектом водород, образующийся при окислении оболочки, выносится в теплоноситель медленно и может в заметных количествах накапливаться в твэле. При высоком содержании водорода в пароводородной смеси топливо окисляется слабо и его состав остаётся близким к стехиометрическому составу.

Выход из топлива негерметичного твэла летучих продуктов деления (радионуклида цезия-137) очень мал и не превышает уровня погрешности определения разности его накопления в топливных сердечниках негерметичного твэла и твэла-свидетеля (рис. 2.9).

Нетипичное состояние негерметичного твэла сборки ТВС-2М № 1 обусловлено, прежде всего, отсутствием значимых изменений в структуре топлива. Разгерметизация твэла не привела к росту температуры топлива и увеличению подвижности летучих продуктов деления в топливной матрице. Отсюда и очень маленький выход продуктов деления из твэла после разгерметизации.

Причина аномального состояния негерметичного твэла сборки ТВС-2М № 1 — небольшой размер (менее 30 мкм) первичного дефекта, обусловленный перекрытием канала дефекта оболочки фрагментом постороннего предмета, уменьшающим площадь проходного сечения твэла (рис. 2.10).

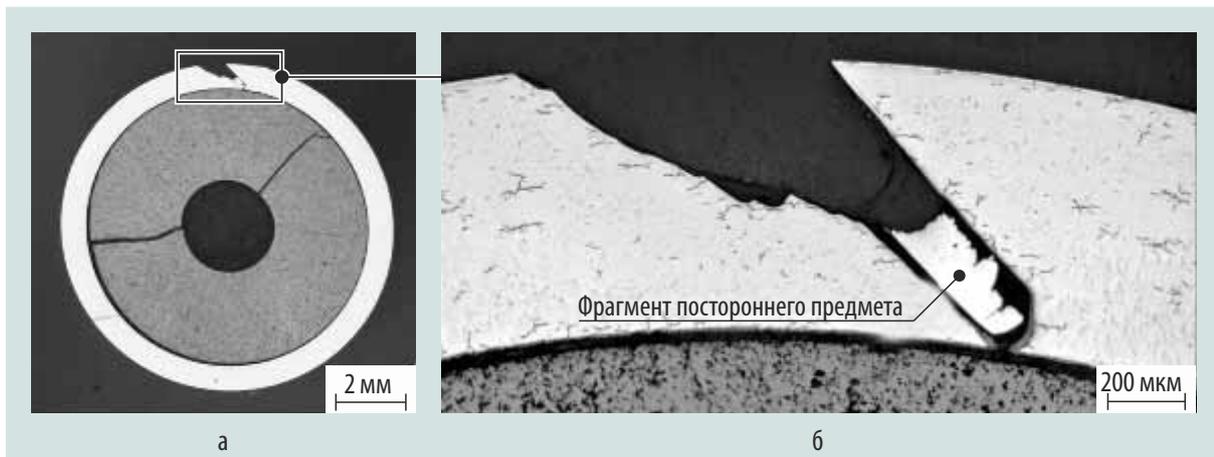


Рис. 2.10. Макро- (а) и микроструктура (б) поперечного сечения негерметичного твэла на участке сквозного повреждения под первой дистанционирующей решёткой

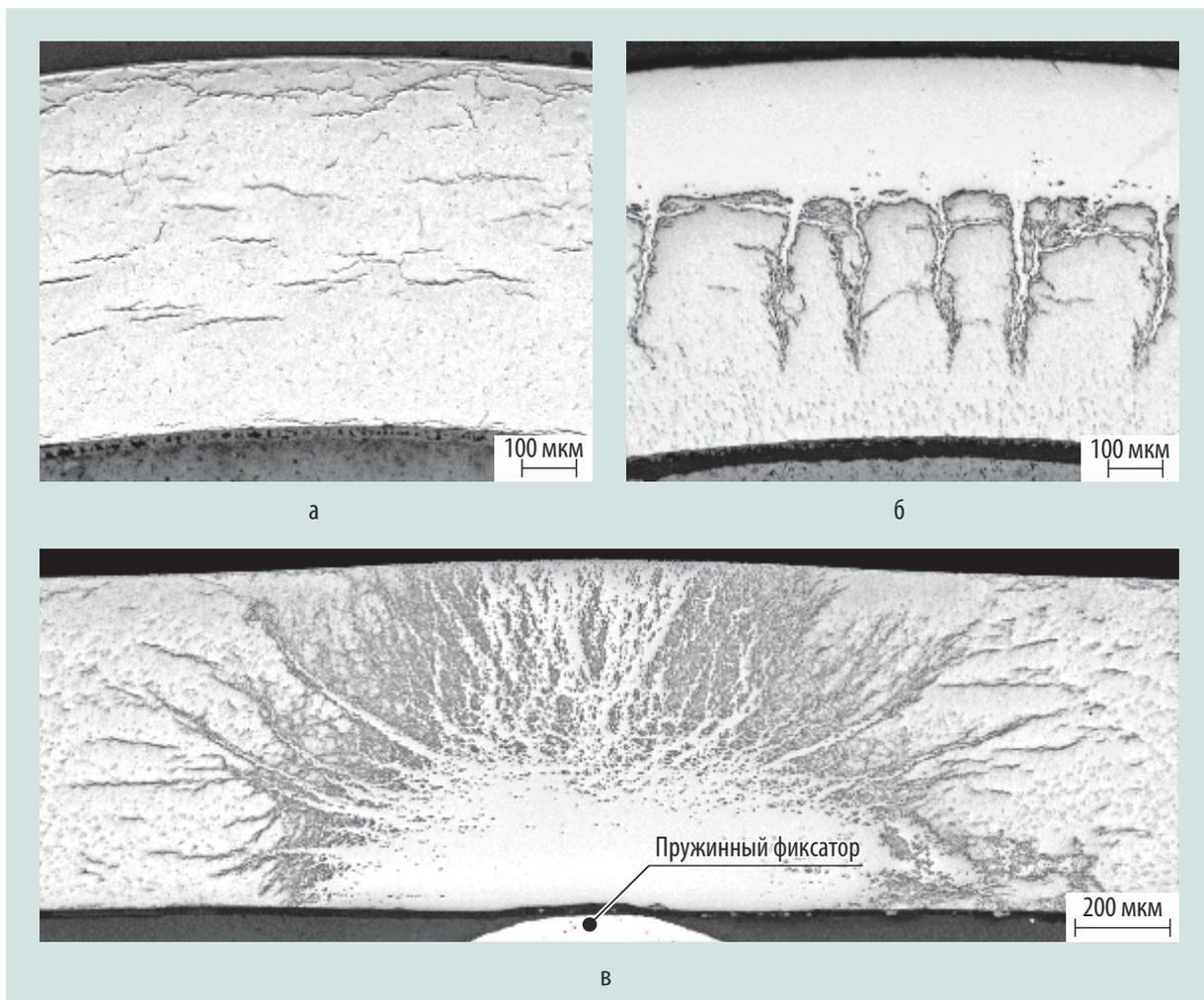


Рис. 2.11. Микроструктура оболочки в поперечных сечениях негерметичного твэла на участках с координатами 1 800 мм (а), 3 395 мм (б) и в месте расположения витков пружинного фиксатора (в)

А.В. Строжук, И.Н. Волкова, В.А. Жителев,  
А.А. Боков, А.С. Хренов, Г.Д. Нуруллина

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ С НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ КОМБИНИРОВАННОЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ПОСЛЕ ОПЫТНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600

В составе комбинированной сборки КЭТВС-2 облучались четыре твэла с топливом (U, Pu)N и 57 твэлов с топливом (U, Pu)O<sub>2</sub>. Конструкция твэла сборки КЭТВС-2 соответствует конструкции твэла реактора БН-1200 в двух указанных вариантах топливной композиции. В конструкции твэлов верхнего торцевого экрана нет.

### Характеристика твэла:

Длина .....	2 075 мм
Диаметр .....	9,3 мм
Толщина оболочки .....	0,6 мм
Материал оболочки .....	Сталь марки 07X16H19M2Г2БТР-ИД (ЭК164-ИД) в состоянии холодной деформации
Высота топливного сердечника .....	(850 ± 10) мм
Высота нижнего торцевого экрана .....	(200 ± 5) мм

Основные параметры реакторных испытаний: максимальные значения линейной тепловой мощности, выгорания топлива и повреждающей дозы в оболочках твэлов с нитридным топливом равны 44,2 кВт/м; 5,05 % т. а. и 62,1 сна соответственно. Расчётная номинальная температура внутренней поверхности оболочек твэлов менялась по высоте топливного сердечника от 404 до 620 °С. Цель реакторных испытаний и послереакторных исследований комбинированной экспериментальной ТВС-2:

- ◆ изучение влияния облучения на свойства уран-плутониевого нитридного топлива и оболочек твэлов из стали марки ЭК164-ИД;
- ◆ получение всесторонних экспериментальных данных для верификации моделей изменения свойств материалов и характеристик твэлов;
- ◆ определение состояния и предельных параметров эксплуатации твэлов и обоснование их работоспособности применительно к условиям работы в реакторе на быстрых нейтронах.

Результаты исследований показали следующее. Сборка КЭТВС-2 за время эксплуатации и последующих технологических операций сохранила свою целостность и первоначальную форму. Дефектов, образовавшихся на её конструктивных элементах, а также каких-либо повреждений твэлов, включая дефекты сварных соединений, разрывы дистанционирующей проволоки, при разборке пучка и последующей визуальной инспекции не обнаружено. При проведении рентгеновской радиографии не установлено смещений или разрывов топливного сердечника. По результатам вихретоковой дефектоскопии каких-либо дефектов или особенностей в состоянии твэлов, существенным образом повлиявших на их работоспособность, не выявлено. При использовании метода гамма-сканирования подтвердилось равномерное аксиальное распределение плутония и отсутствие перегрева топлива во всех твэлах.

Увеличение длины твэлов с (U, Pu)N-топливом по сравнению с номинальным значением, равным 2 075 мм, составляет от 1,0 до 5,6 мм. Профилограммы твэлов с топливом (U, Pu)O<sub>2</sub> практически одинаковы, без каких-либо особенностей; максимальное значение относительного увеличения диаметра составляет примерно 0,2 % (рис. 2.12). Наличие и высота пиков локальных увеличений диаметра на профилограммах твэлов с топливом (U, Pu)N коррелируют с данными по увеличению длины твэлов. Также на рис. 2.12 показано изменение диаметра по длине твэлов в азимутальных ориентациях и его среднее по данным ориентациям значение.

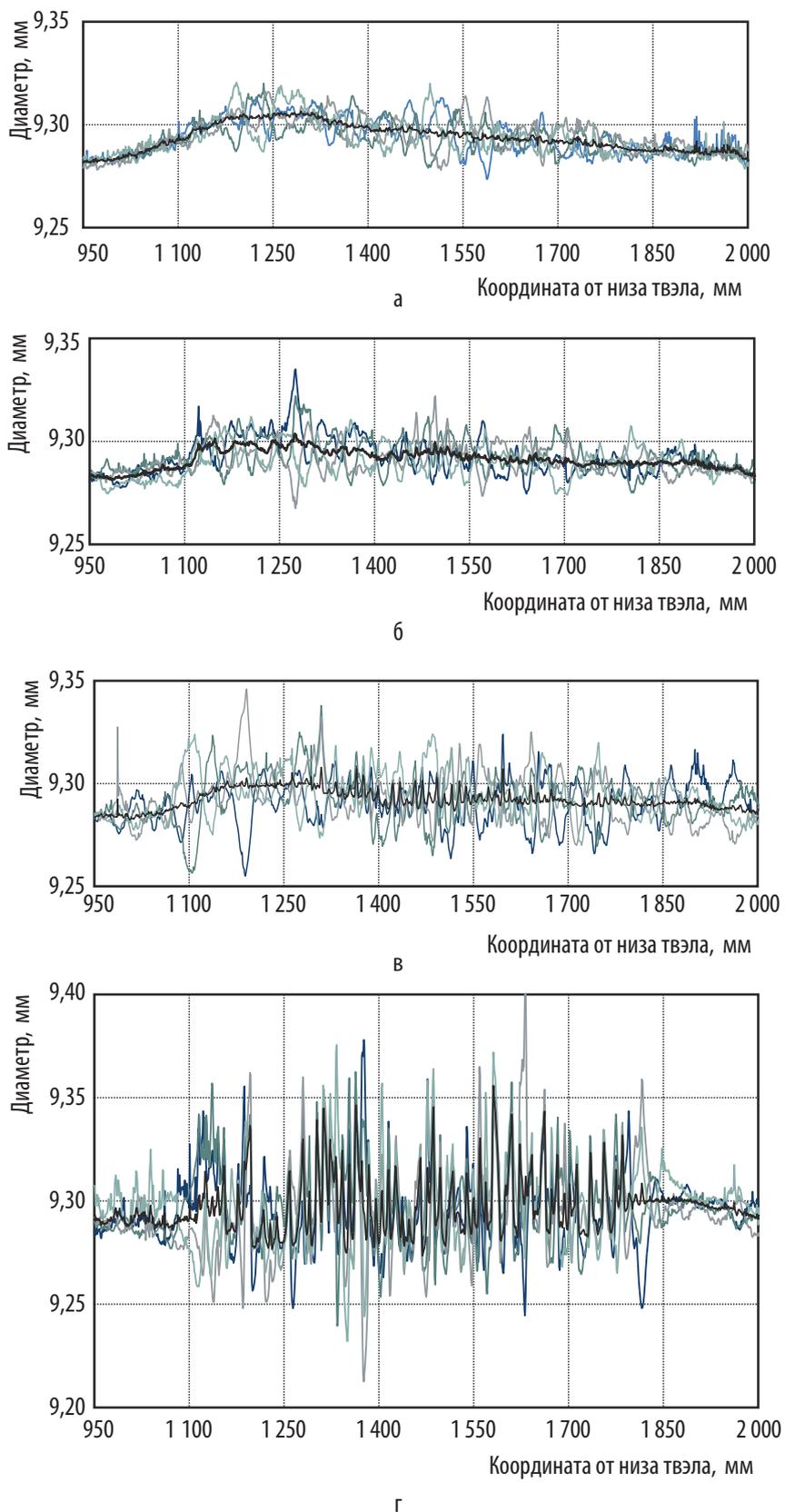


Рис. 2.12. Связь вида профилограмм и удлинения твэлов: а — твэл с топливом  $(U, Pu)O_2$ , удлинения нет; б — твэл с топливом  $(U, Pu)N$ , удлинение — 1,0 мм; в — твэл с топливом  $(U, Pu)N$ , удлинение — 2,5 мм; г — твэл с топливом  $(U, Pu)N$ , удлинение — 5,6 мм; — 0 град; — 45 град; — 90 град; — 135 град; — среднее

Обнаружена связь миграции летучих продуктов деления и выхода газообразных продуктов деления из топлива с особенностями микроструктуры топлива. При одинаковой или близкой исходной плотности топливо отличается размером и характером распределения технологических пор, что может быть причиной различного поведения газообразных и летучих продуктов деления.

По результатам рентгеноструктурного анализа признаков наличия оксидной фазы в СНУП-топливе ни в одном из твэлов не обнаружено.

Распухание нитридного топлива оценивали двумя способами: по изменению плотности, рассчитываемой по результатам гидростатического взвешивания, и по увеличению диаметра таблеток из результатов планиметрических измерений с учётом увеличения длины топливного сердечника по данным гамма-сканирования. Максимальное значение распухания вблизи сечения с максимальным выгоранием составляет  $(9,6 \pm 0,8) \%$ .

Оболочки твэлов из стали марки ЭК164-ИД в холодноедеформированном состоянии проявили высокую коррозионную стойкость. Коррозия оболочек твэлов со стороны топлива  $(U, Pu)N$  и со стороны  $(U, Pu)O_2$  незначительная. В большинстве поперечных сечений признаков коррозии нет; обнаруженная в некоторых сечениях коррозия имеет локальный характер, глубина её проникновения в оболочку не превышает 40 мкм.

Результаты исследования механических свойств оболочек твэлов способом одноосного растяжения кольцевых образцов показали, что прочность и пластичность оболочки твэла

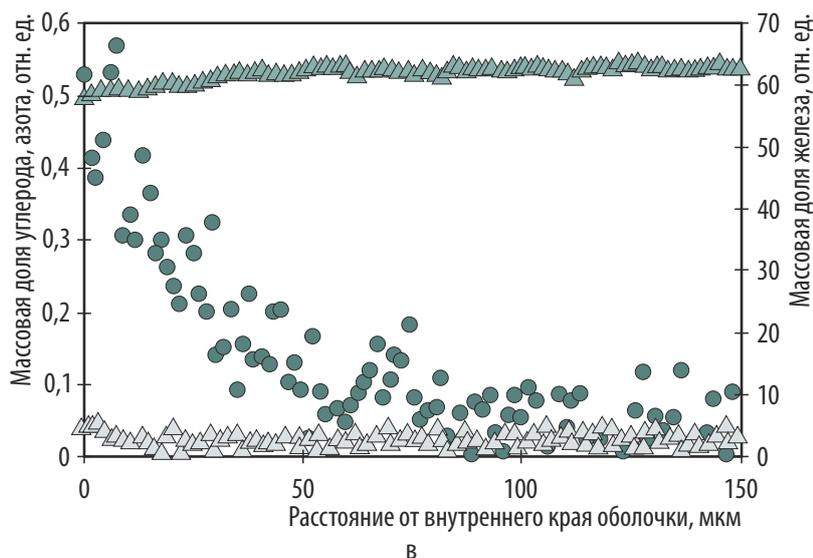
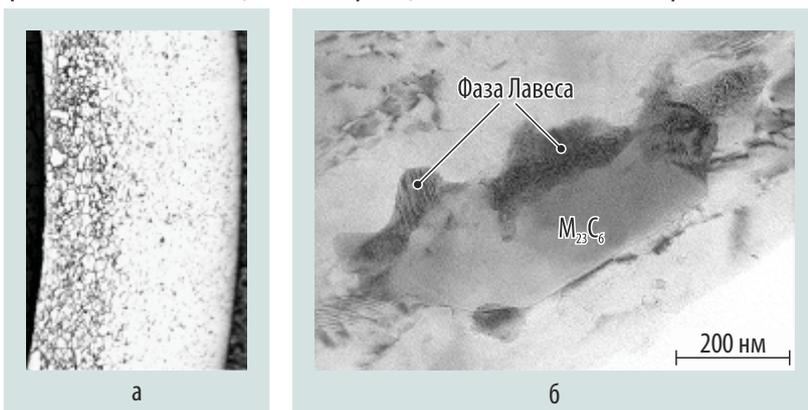


Рис. 2.13. Особенности состояния оболочек твэлов с нитридным топливом вблизи внутренней поверхности: а — повышенная травимось границ зёрен; б — крупные карбидные фазы на границах зёрен: фаза Лавеса; в — науглероживание:  $\triangle$  — азот,  $\bullet$  — углерод,  $\blacktriangle$  — железо

с топливом  $(U, Pu)O_2$  не хуже полученных ранее данных для оболочек твэлов с урановым оксидным топливом тепловыделяющих сборок реактора БН-600. Оболочки твэлов с топливом  $(U, Pu)N$  в верхней части при рабочей температуре имели нулевую пластичность и низкую прочность. Фрактограммы поверхностей разрушения показали, что оболочки твэлов с топливом  $(U, Pu)N$  имеют со стороны внутренней поверхности зону хрупкого межзёрненного разрушения.

Обнаруженный эффект науглероживания оболочки со стороны внутренней поверхности и результаты исследования микроструктуры материалов оболочек методом аналитической трансмиссионной микроскопии показали (рис. 2.13), что причиной образования зоны хрупкого межзёрненного разрушения оболочек твэлов с нитридным топливом могли быть и усиление эффекта

высокотемпературного радиационного охрупчивания материалов, и образование прослойки из крупных карбидных выделений по границам зёрен вследствие поступления углерода из внутритвэльной среды.

Результаты фрактографических исследований поверхностей разрушения образцов показали, что при наличии со стороны внутренней поверхности зоны хрупкого межзёренного разрушения имеется запас пластичности в основном объёме материала и при изменении схемы нагружения образцов при механических испытаниях могут быть получены отличные от нуля характеристики пластичности. Для дополнительных механических испытаний были вырезаны электроэрозионным способом продольные сегментные образцы из оставшихся неиспользованными фрагментов двух твэлов с топливом (U, Pu)N, расположенных непосредственно под кольцевыми образцами из верхней части твэлов. Температура испытания продольных образцов была равна 620 °С, то есть такая же, как и для кольцевых образцов из смежных верхних уровней, что близко к расчётным значениям рабочей температуры оболочек в верхней части топливных сердечников. Результаты испытаний приведены в табл. 2.1 и демонстрируют удовлетворительные значения характеристик пластичности оболочек, а также высокие и хорошо совпадающие на разных образцах значения характеристик прочности.

Таблица 2.1

**Механические свойства образцов из верхней части оболочек твэлов  
с топливом (U, Pu) N**

Номер образца	Ширина рабочей части, мм	Толщина рабочей части, мм	Временное сопротивление (предел прочности), МПа	Условный предел текучести, МПа	Общее относительное удлинение, %	Равномерное относительное удлинение, %
1	1,75	0,6	568	542	1,4	0,5
2	1,89	0,6	565	534	1,7	0,7
3	1,94	0,6	558	510	2,1	1,3
4	1,85	0,6	530	486	2,1	1,4

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, В.А. Жителев, А.Е. Федосеев,  
С.Г. Ерёмин, О.Н. Никитин, П.И. Гринь, Е.Б. Мальцева,  
А.В. Обухов, Ю.Н. Мальцев, А.С. Бутылин*

## ИССЛЕДОВАНИЕ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ, ВЫПОЛНЕННЫХ КОНТАКТНО-СТЫКОВОЙ СВАРКОЙ, НАПРАВЛЯЮЩИХ КАНАЛОВ СБОРКИ ТВСА-PLUS

Исследования направляющих каналов сборки ТВСА-PLUS № ЖД 02560, отработавшей до выгорания 43,9 МВт-сут/кгU, были проведены с целью изучения поведения облучённых сварных соединений, выполненных контактно-стыковой сваркой. Необходимость таких исследований возникла при переходе тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 различных типов на унифицированную конструкцию направляющих каналов с отказом от применения сварных соединений, выполненных электронно-лучевой сваркой.

Направляющий канал состоит из циркониевой трубы (из сплава Эб35), гильзы (в верхней части направляющего канала) из коррозионно-стойкой стали марки 06Х18Н10Т и наконечника в нижней части НК, который соединяется с трубой направляющего канала контактно-стыковой сваркой (рис. 2.14). Образцы сварных соединений трубы направляющего канала и наконечника вырезали длиной примерно 40 мм.

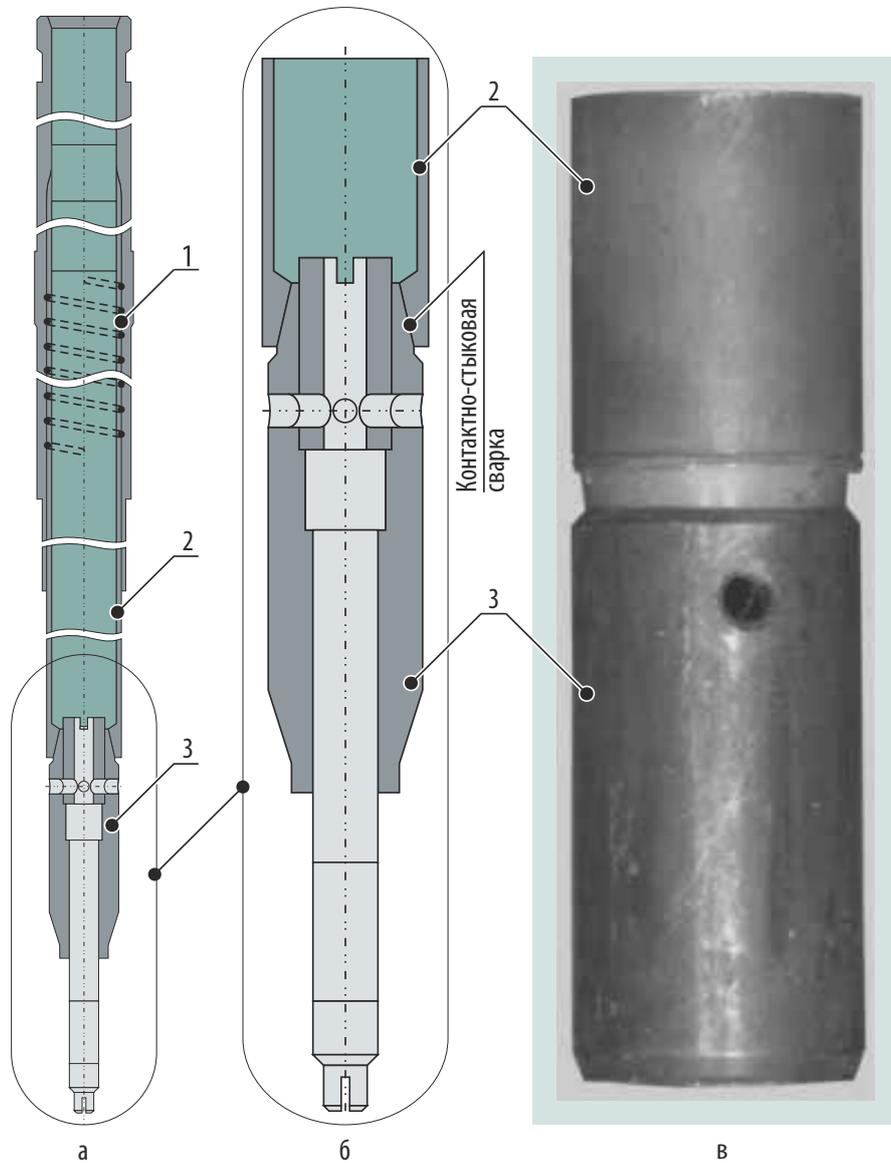


Рис. 2.14. Схема направляющего канала (а, б): 1 — гильза; 2 — труба; 3 — наконечник и внешний вид образца (в) сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника

Перед испытаниями на образцах проводили измерения наружного диаметра деталей, формирующих сварное соединение, и металлографические исследования сварного соединения на продольных шлифах. На рис. 2.15 представлены результаты профилометрии в четырёх азимутальных ориентациях одного из исследуемых образцов направляющего канала. Здесь же показана схема сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника с указанием участков измерения диаметра.

Данные профилометрии показали, что наружный диаметр деталей, формирующих сварное соединение (труба направляющего канала, наконечник, включая сварное соединение), не превышает верхней границы допусков, указанных в рабочей конструкторской документации.

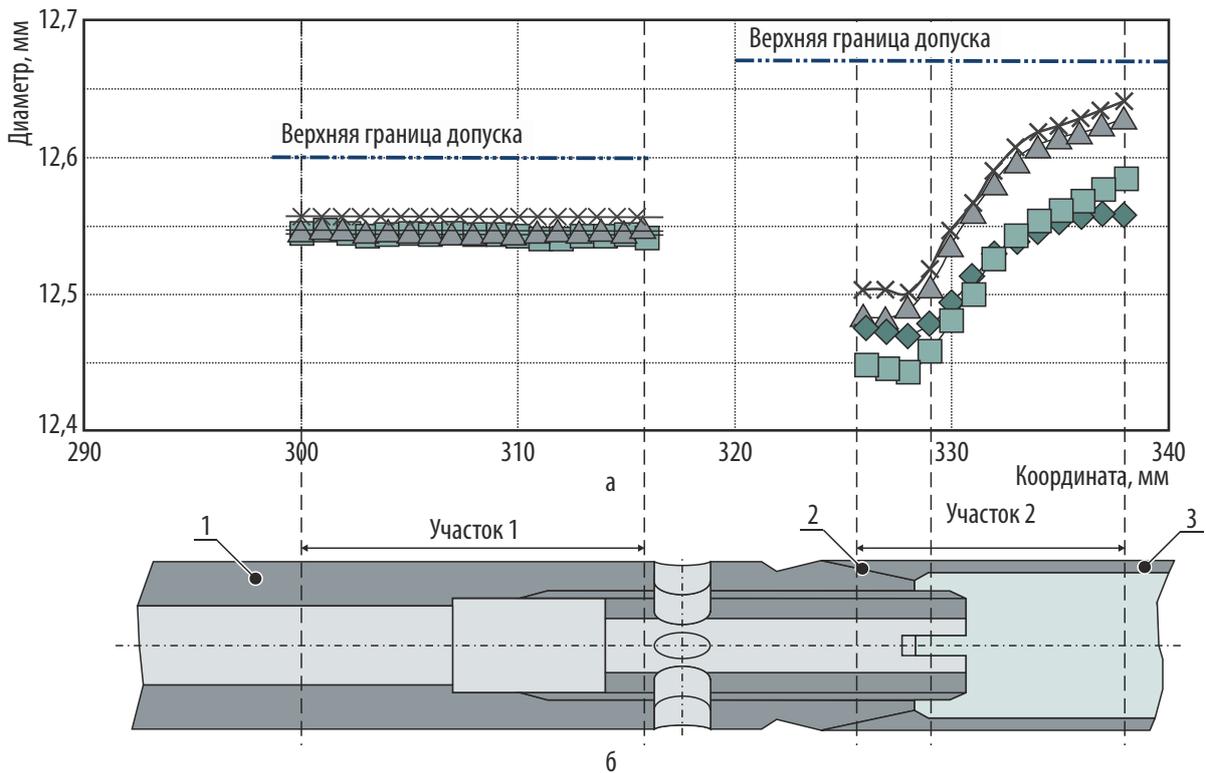


Рис. 2.15. Профилограмма (а) направляющего канала в четырёх азимутальных ориентациях:  $\blacklozenge$  —  $0^\circ$ ;  $\blacksquare$  —  $45^\circ$ ;  $\blacktriangle$  —  $90^\circ$ ;  $\times$  —  $135^\circ$  и схема (б) сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника с указанием участков измерения диаметра: 1 — наконечник; 2 — сварное соединение трубы направляющего канала и наконечника; 3 — труба направляющего канала

По результатам металлографических исследований каких-либо аномалий материала трубы направляющего канала, наконечника на участке сварного соединения не выявлено. Гидрирование материала незначительное, толщина оксидной плёнки на наружной поверхности не превышает 4 мкм. Протяжённость зоны сплошности сварного соединения составляет примерно 3,1 мм (рис. 2.16).

Подготовка образцов для испытаний заключалась в приварке концевых деталей с резьбой для установки образца в захваты разрывной машины и вырезки двух пазов по месту сварного соединения (рис. 2.17). Вырезку пазов осуществляли для уменьшения поперечного сечения образца. Пазы вырезали на установке электроэрозивной вырезки.

Испытания образцов на растяжение проводили



Рис. 2.16. Микроструктура сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника в продольном сечении после травления

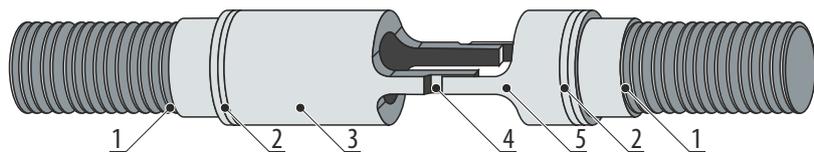


Рис. 2.17. Эскиз образца для испытаний сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника: 1 — концевая деталь; 2 — сварной шов; 3 — труба направляющего канала; 4 — исследуемый сварной шов; 5 — втулка наконечника направляющего канала

на разрывной машине 1794-У5 при температуре испытаний 20 °С, скорость нагружения составляла 1 мм/мин.

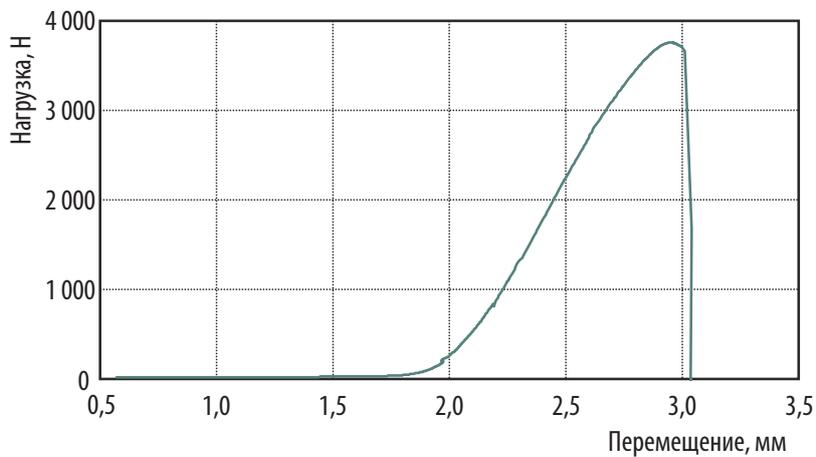


Рис. 2.18. Диаграмма испытаний на разрыв сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника

Диаграмма испытаний сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника показана на рис. 2.18. Установлено, что разрушение всех образцов проходило по основному металлу трубы пластично. Значение временного сопротивления (предела прочности) находится в диапазоне 660–1100 МПа. Внешний вид (а, б, в) образца сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника после механических испытаний показан на рис. 2.19.

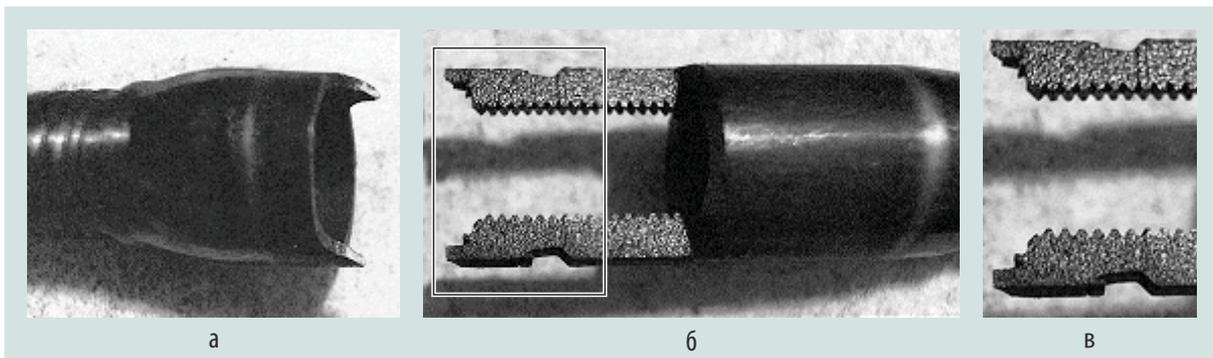


Рис. 2.19. Внешний вид (а, б, в) образца сварного соединения трубы направляющего канала и наконечника после механических испытаний

Результаты сравнительного анализа экспериментальных данных, полученных в АО «ГНЦ НИИАР», с данными ПАО «МСЗ» показывают, что предел прочности сварных соединений трубы направляющего канала и наконечника, отработавших в составе сборки ТВСА-PLUS № ЖД 02560, примерно в 1,5 раза выше предела прочности необлучённых образцов.

*А.В. Строжук, Ю.Д. Гончаренко, В.А. Жителев, И.Н. Волкова, А.С. Хренов*

## ИЗМЕНЕНИЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ТВС-2 И ТВС-2М РЕАКТОРА ВВЭР-1000 ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Тепловыделяющая сборка представляет собой опорную конструкцию для размещённых в ней твэлов и должна обеспечивать геометрическую стабильность для безопасной перегрузки топлива и перемещения органов регулирования. В процессе эксплуатации тепловыделяющая сборка находится под действием осевой сжимающей силы со стороны блока защитных труб,

весовой и гидравлической осевых нагрузок, поперечных сил воздействия соседних ТВС, термомеханических нагрузок в неоднородных полях температуры и нейтронного потока. Для тепловыделяющих сборок, изготовленных из циркониевых сплавов, в таких условиях характерны радиационный рост, радиационно-термическая ползучесть, окисление и наводороживание материала. Все это приводит к появлению изгибных деформаций и деформации скручивания, изменению размера «под ключ», прогибу дистанционирующих и перемешивающих решёток.

В настоящее время одной из основных тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 является сборка ТВС-2М (разработчик АО «ОКБ "Гидропресс"»). Сборка ТВС-2М является эволюционным продолжением конструкции сборки ТВС-2 в части увеличения загрузки топлива для увеличения длительности топливных кампаний и повышения мощности блоков. В институте проведены послереакторные исследования трёх тепловыделяющих сборок ТВС-2М и трёх сборок ТВС-2 (табл. 2.2). Исследованные ТВС отличались количеством дистанционирующих решёток, продолжительностью и условиями (работа при номинальной или повышенной мощности энергоблока) эксплуатации.

Таблица 2.2

### Краткая характеристика конструктивных особенностей сборок ТВС-2 и ТВС-2М и параметров эксплуатации

Характеристика	Условный номер тепловыделяющей сборки					
	1	2	3	4	5	6
Тип ТВС	ТВС-2			ТВС-2М		
Количество решёток, шт.:						
дистанционирующих	15	12	12	13	13	13
перемешивающих	–	–	–	–	–	3
Среднее выгорание топлива, МВт-сут/кгU	47,8	18,19	47,4	46,31	51,17	40,96
Продолжительность эксплуатации, эфф. сут / число топливных кампаний	1 025,3/3	340,1/1	1 075/3	1 131,58/3	1 447,4/3	959,56/2
Мощность энергоблока, %	100	100	100	100	104	104

Геометрическая стабильность сборок ТВС-2 и ТВС-2М обеспечивается жёстким каркасом, образованным дистанционирующими решётками, приваренными к направляющим каналам. Из-за наличия механических связей направляющего канала и центральной трубы, жёсткость каркаса в процессе эксплуатации сохраняется практически на одном уровне (рис. 2.20, а). Жёсткость тепловыделяющих сборок при этом с ростом выгорания топлива уменьшается (см. рис. 2.20, б), что обусловлено снижением механического взаимодействия твэлов и ячеек дистанционирующих решёток. В целом, изгибная жёсткость остаётся на приемлемом уровне для сохранения геометрической стабильности ТВС при эксплуатации.

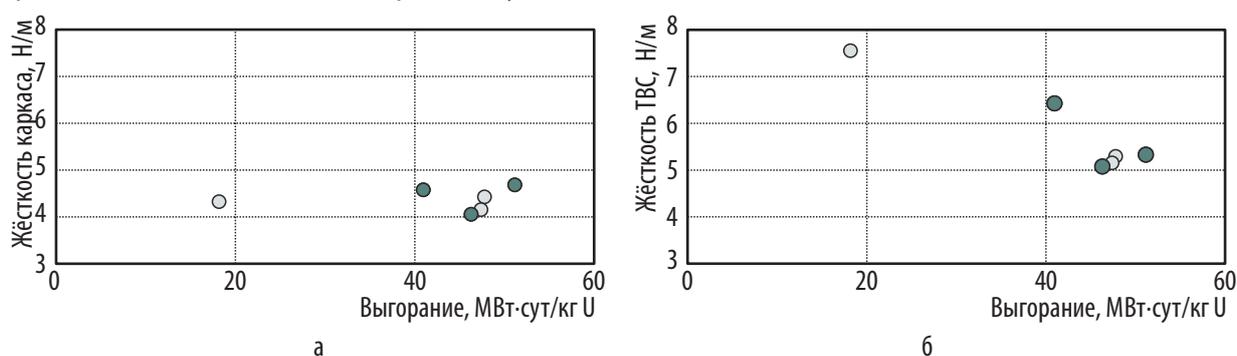


Рис. 2.20. Изменение изгибной жёсткости каркаса (а) и тепловыделяющих сборок (б) в процессе эксплуатации:

○ — ТВС-2, ● — ТВС-2М

Размер «под ключ» после эксплуатации сборок ТВС-2 и ТВС-2М увеличен по сравнению с исходным значением. В качестве примера на рис. 2.21, а приведены результаты измерения размера до и после эксплуатации ТВС № 6. В целом, размер «под ключ» всех исследованных сборок ТВС-2 и ТВС-2М не превышает 235,6 мм (см. рис. 2.21, б), т.е. максимальное превышение верхней границы допуска на изготовление составляет 0,5 мм.

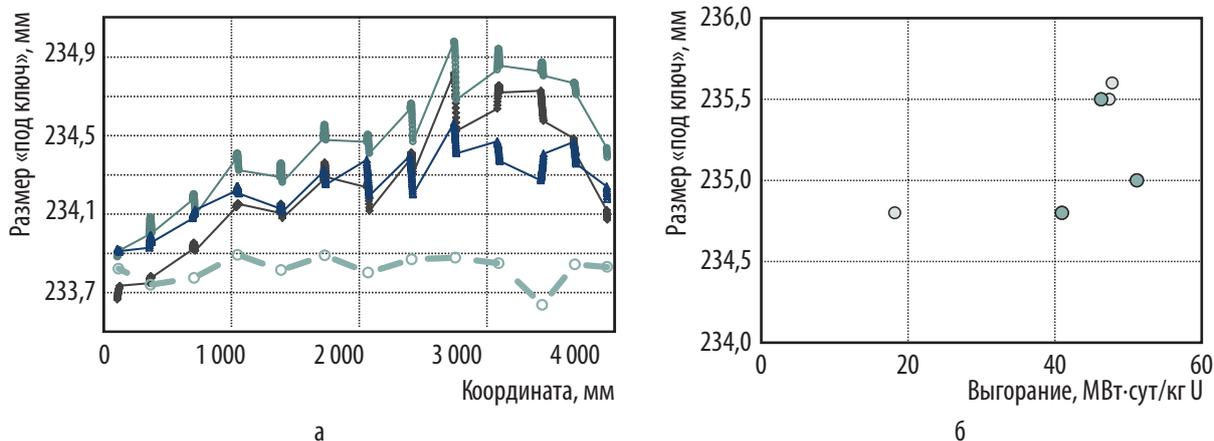


Рис. 2.21. Размер «под ключ» по парам граней 1–4 тепловыделяющей сборки № 6 (а): —◆— точка измерения 1, —▲— точка измерения 2, —●— точка измерения 3, —○— значение до эксплуатации; максимальный размер «под ключ» сборок (б): ○ — ТВС-2, ● — ТВС-2М

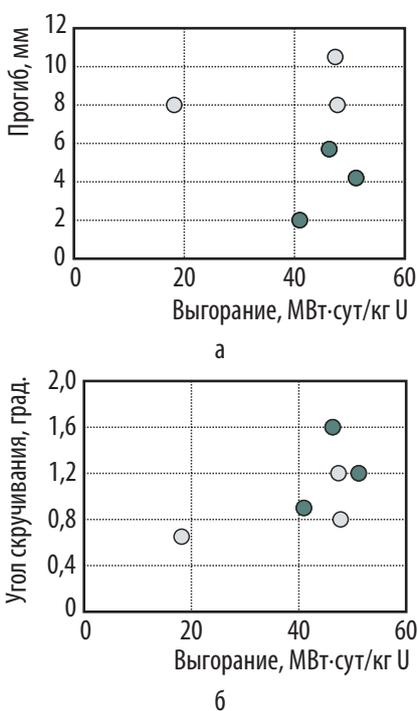


Рис. 2.22. Изменение прогиба (а) и угла скручивания (б) сборок ТВС-2 (○) и ТВС-2М (●) в зависимости от среднего выгорания топлива

Максимальный прогиб тепловыделяющих сборок типа ТВС-2 не превышает 10,5 мм, ТВС-2М — 5,7 мм; угол скручивания не превышает 1,2 и 1,6 градусов соответственно (рис. 2.22). Накопленная за время эксплуатации деформация не приводит к механическим повреждениям тепловыделяющих сборок при перегрузках активных зон и не оказывает существенного влияния на свободное прохождение органов регулирования системы управления и защиты при эксплуатации.

Сварное соединение дистанционирующих решёток с направляющими каналами, а также оптимизация высоты и толщины стенок ячеек решёток обеспечили высокое сопротивление деформации решёток. По результатам измерений их прогиб не превышал 0,5 мм. Это указывает на достаточно свободное проскальзывание твэлов в ячейках при эксплуатации, обеспечивающее снижение механических нагрузок на элементы пучка и сохранение геометрии тепловыделяющих сборок в целом.

Результаты проведённых послереакторных исследований показывают высокую геометрическую стабильность тепловыделяющих сборок ТВС-2 и ТВС-2М, которая обеспечивается использованием жёсткого каркаса.

Г.В. Шевляков, О.Г. Сидоренко, Е.А. Звир, А.С. Хренов

## ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭГОВ, ОТРАБОТАВШИХ ДО ВЫГОРАНИЯ 47 МВт·СУТ/КГУ

В настоящее время для компенсации избыточной реактивности свежего топлива реакторов ВВЭР-1000 наряду с борным регулированием теплоносителя используют интегрированный в топливо выгорающий поглотитель. Использование тепловыделяющих элементов с выгорающим поглотителем позволяет уменьшить неравномерность энерговыделения по сечению активной зоны, повысить выгорание топлива и продолжительность топливной кампании. В качестве выгорающего поглотителя для реакторов ВВЭР используют гадолиний.

Исследованные твэги входили в состав тепловыделяющей сборки ТВС-2М N 434407433, эксплуатировавшейся на четвёртом блоке Балаковской АЭС в течение трёх топливных кампаний при работе энергоблока на уровне мощности 104 % от номинальной. Продолжительность эксплуатации составила 1 447,4 эфф. сут, расчётные значения среднего выгорания топлива в твэгах находятся в диапазоне 37,3–46,3 МВт·сут/кгU. Оболочка и концевые детали твэгов изготовлены из сплава Э110, топливные таблетки типового размера 7,6×1,2 мм имеют обогащение 3,6 % по  $^{235}\text{U}$  с добавлением  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  с массовой долей 8 %.

По результатам проведённых исследований установлено следующее. Коррозионное состояние оболочек твэгов удовлетворительное. Практически по всей высоте поверхность оболочек — тёмно-серого цвета со слабоконтрастными оксидными пятнами, толщина оксидной плёнки на наружной поверхности не превышает 5 мкм. Вблизи расположения 12-й дистанционирующей решётки сборки ТВС-2М оболочка практически полностью покрыта оксидными пятнами белого цвета, толщина оксида здесь достигает 18 мкм. Повышенное окисление топливных элементов в верхней части этой тепловыделяющей сборки было обнаружено при работе на увеличенной до 104 % (от номинальной) мощности реактора при восемнадцатимесячном топливном цикле.

Профиль изменения диаметра по длине твэгов характеризуется участком обратной деформации оболочки и образованием гофр, что является типичным для тепловыделяющих элементов реактора ВВЭР с высоким выгоранием топлива. В исследованном диапазоне выгораний обратная деформация

и высота гофр с ростом выгорания увеличиваются (рис. 2.23). Максимальная и средняя деформации оболочки составляют 44 и 27 мкм соответственно. Максимальная высота гофр достигает 21 мкм, средняя — 13 мкм.

Осевого перераспределения продуктов деления не установлено (рис. 2.24, а). Газовыделение из топлива не превышает 1,1 % (см. рис. 2.24, б).

На периферии топливных таблеток сформировалась кольцевая зона пониженного (по сравнению с наработанным) содержания ксенона в матрице топлива (рис. 2.25).

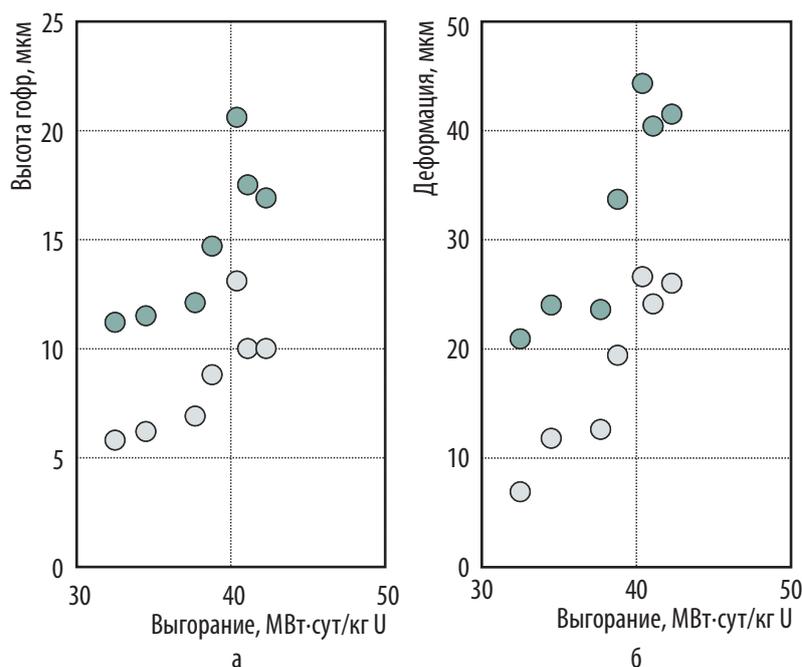


Рис. 2.23. Зависимость высоты гофр (а) и обратной деформации (б) от выгорания:

● — максимальное и ○ — среднее значения

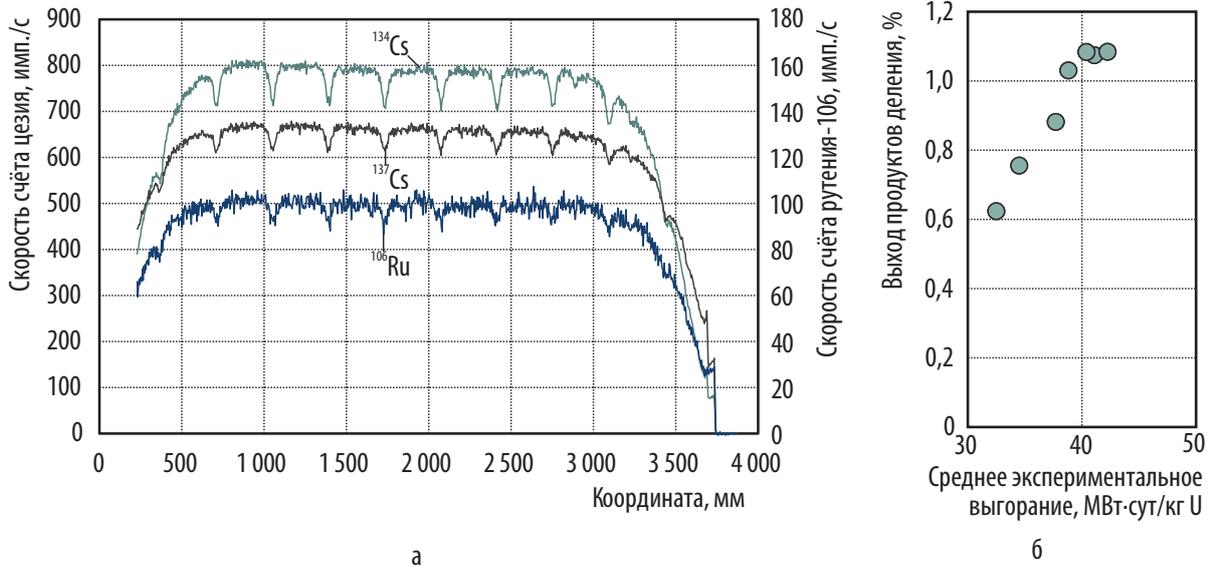


Рис. 2.24. Распределение продуктов деления:  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{106}\text{Ru}$  по длине твэга (а) и выход газообразных продуктов деления в зависимости от выгорания топлива (б)

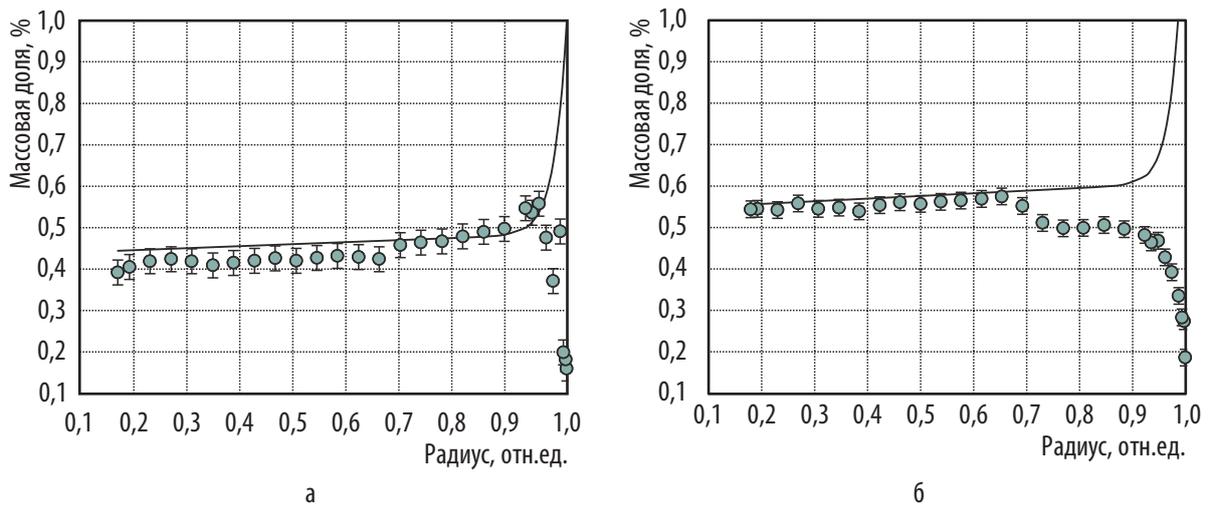


Рис. 2.25. Радиальное распределение измеренного (●) и наработанного (—) ксенона в матрице топлива в сечениях с выгоранием 40 (а) и 48 МВт-сут/кгU (б)

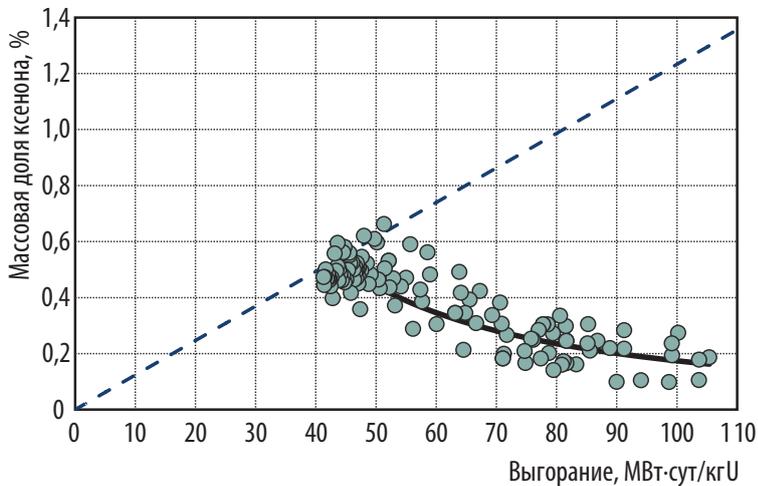


Рис. 2.26. Зависимость массовой доли ксенона (●) в матрице топлива и его расчётного накопления (— —) от локального выгорания по радиусу таблетки

Пониженное содержание ксенона в кольцевой зоне на периферии топливной таблетки отражает начало реструктуризации топлива (формирования rim-слоя) и начинается при локальном (выгорание в точке по радиусу таблетки, определённое по накоплению неодима) выгорании 41 МВт-сут/кгU (рис. 2.26).

При достижении локального выгорания 78 МВт-сут/кгU и более топливо полностью реструктурировано (рис. 2.27) и имеет мелкозернистую струк-

туру (диаметр зёрен равен 1 мкм) в совокупности с субмикронными и микронными порами (диаметр пор составляет 0,2–1,6 мкм).

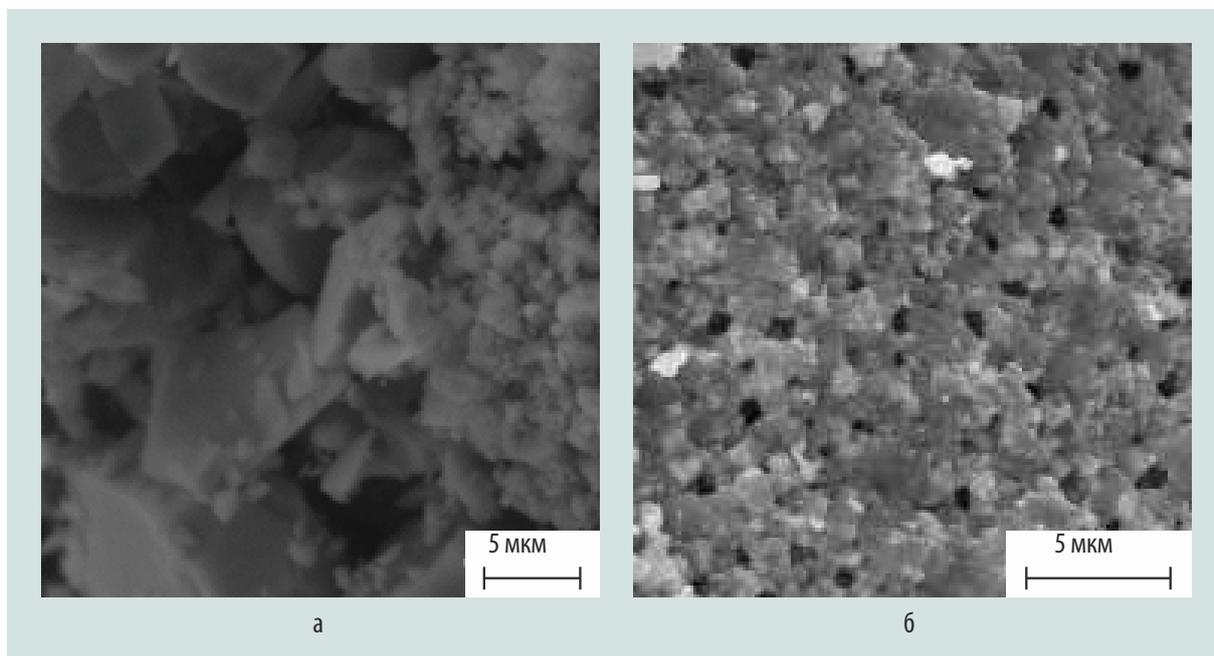


Рис. 2.27. Изображения микроструктуры реструктурированной области на периферии топливной таблетки при различном локальном выгорании: 79 (а) и 103 МВт·сут/кгU (б)

За исключением периферийной реструктурированной области концентрация пор небольшая, единичные поры расположены по границам зёрен. Размер зерна составляет 8–12 мкм, изменения его размера по сечению и высоте топливного сердечника не наблюдается.

Результаты послереакторных исследований твэгов тепловыделяющей сборки ТВС-2М показали, что их ресурс не исчерпан по основным параметрам и свойствам.

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

## АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ ЗАПОРОЖСКОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ ПОСЛЕ ИСПЫТАНИЙ, МОДЕЛИРУЮЩИХ РЕЖИМЫ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

Система сухого хранения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000, принятая на Запорожской АЭС, основана на расчётных данных технологии компании «Сьерра Ньюклар Корпорейшн» (США). Данная технология подразумевает вертикальное хранение отработавшей тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 в среде гелия в вентилируемых железобетонных контейнерах.

В АО «ГНЦ НИИАР» с 1999 по 2017 годы в рамках контракта № 938 «Экспериментально-расчётное изучение на укороченной временной базе поведения отработавшего топлива ВВЭР-1000 в условиях сухого хранения в течение 50 лет» с государственным предприятием

«Национальная атомная энергогенерирующая компания "Энергоатом"» (Украина) были проведены исследования поведения твэлов реактора ВВЭР-1000 в условиях, консервативно моделирующих переходные, аварийные и штатный режимы сухого хранения ОЯТ реактора ВВЭР-1000. Цель исследований — подтверждение безопасности хранения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 в вентилируемых железобетонных контейнерах на Запорожской атомной электростанции.

Полномасштабные твэлы из состава трёх ОТВС реактора ВВЭР-1000, отработавших в течение трёх и четырёх топливных циклов (до выгорания 44 и 48,9 МВт·сут/кгU соответственно) на Запорожской АЭС, поэтапно испытывали в специальном внутрикамерном стенде. Испытания шести твэлов, моделирующие аварийные и переходные режимы сухого хранения ОЯТ реактора ВВЭР-1000, проводили при следующих значениях температуры  $T$ : 400, 450, 500 и 550 °С. Продолжительность испытаний составляла от 9 до 53 часов. Эксперименты при  $T = 500$  и 550 °С, превышающей расчётную максимальную температуру аварийных (нарушение теплообмена в сочетании с аномально высокой температурой окружающего воздуха, около 425 °С) и переходных (вакуумная сушка, при температуре не более 440 °С) режимов, проводили для выявления зависимости скорости окружной деформации оболочек твэлов от температуры и окружного напряжения.

С целью исследования поведения твэлов в режиме, моделирующем запроектную аварию (разгерметизацию контейнера с проникновением внутрь корзины с тепловыделяющими сборками атмосферного воздуха), были проведены термические испытания трёх герметичных и трёх негерметичных твэлов при температуре 380 °С в воздушной среде. Общее время испытания герметичных твэлов в воздушной среде составило примерно 1 год, негерметичных — примерно 0,6 года. Для консервативного моделирования штатного режима сухого хранения в течение шести лет проводили испытания твэлов в гелии при температуре 380 °С. Вначале испытывали десять герметичных и три негерметичных полномасштабных твэла. Из-за проведения разрушающих исследований (после трёх и пяти лет испытаний) только четыре твэла были испытаны в течение шести лет. При исследовании поведения твэлов в штатном режиме хранения с меньшим консерватизмом были проведены испытания твэлов в стационарном режиме при температуре 350 °С в гелии в течении 250 сут. Испытывали шесть твэлов: три твэла, оставшихся после длительных испытаний при температуре 380 °С, и три дополнительно аттестованных твэла-свидетеля, ранее термически не испытывавшихся.

Влияние термоциклирования, обусловленного остановками между этапами испытаний, на формоизменение твэлов оценивали при проведении испытаний твэлов в режиме циклического изменения температуры от 70 до 380 °С. В пятнадцати термоциклах, с продолжительностью каждого цикла 24 ч, испытывали шесть твэлов: два твэла, оставшихся после длительных испытаний при температуре 380 °С, и четыре дополнительно аттестованных твэла-свидетеля, ранее термически не испытывавшихся. Между этапами и после завершения термических испытаний проводили неразрушающие (профилометрию, измерение длины, вихретоковую дефектоскопию, гамма-сканирование) и разрушающие (определение количества газообразных продуктов деления под оболочкой, металлографию, керамографию, измерение механических свойств) исследования твэлов.

В результате всех проведённых термических испытаний все герметичные твэлы сохранили герметичность, что подтверждается результатами анализа проб газа, отобранных из ампул с твэлами во время испытаний, а также результатами визуальной инспекции и вихретоковой дефектоскопии оболочек твэлов. На основании результатов испытаний полномасштабных твэлов при температуре 450 °С установлено, что при вакуумной сушке окружная деформация оболочек твэлов не превысит примерно 0,25 % (рис. 2.28), что значительно ниже проектного порога разгерметизации оболочек твэлов, составляющего 2 %.

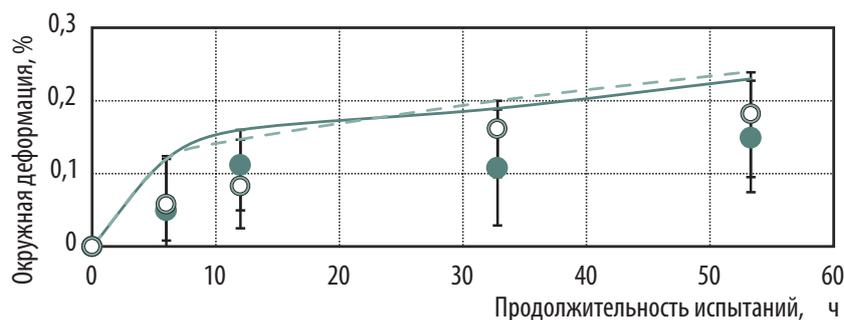


Рис. 2.28. Зависимость окружной деформации оболочек двух ТВЭлов от времени испытаний при температуре 450 °С: средняя (○, ●) и максимальная (-----, —) окружная деформация

При проведении термических испытаний негерметичных ТВЭлов при температуре 380 °С в воздушной среде в условиях, моделирующих запроектную аварию с разгерметизацией корзины хранения с ОТВС, на участке ТВЭлов в районе верхней части топливного сердечника зафиксировано увеличение диаметра оболочки до 1,3 мм. Увеличение диаметра, вероятно, обусловлено окислением топлива; при этом разрушения оболочек ТВЭлов на этих участках не произошло (рис. 2.29).

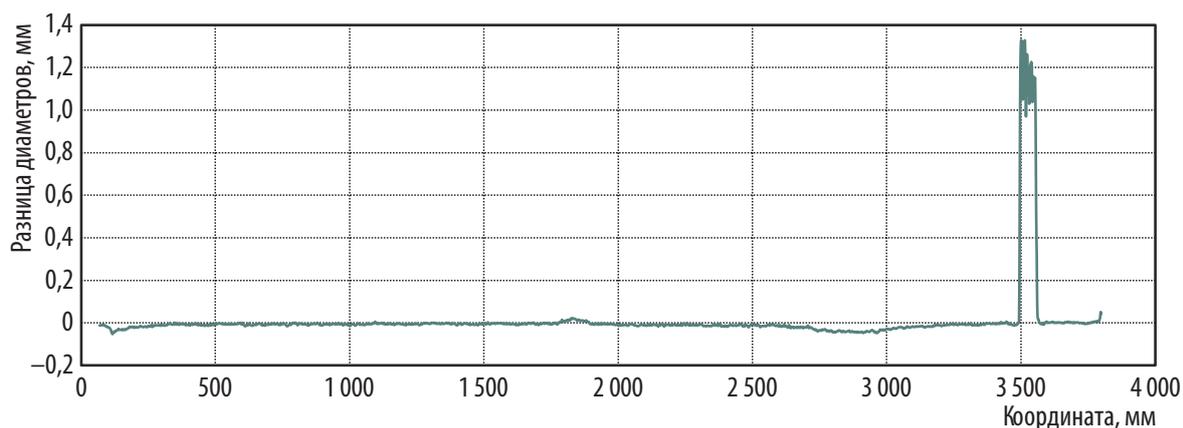


Рис. 2.29. Распределение по длине разности диаметров негерметичного ТВЭла до и после термических испытаний в воздушной среде при температуре 380 °С

Прочностные характеристики оболочек после испытаний при температуре 380 и 350 °С ниже обычных значений для оболочек ТВЭлов реактора ВВЭР-1000, а пластические, наоборот, выше, что обусловлено, вероятно, отжигом радиационных дефектов, образовавшихся в результате эксплуатации ТВЭлов. Обнаруженные изменения механических характеристик оболочек ТВЭлов незначительные и не могут привести к разгерметизации ТВЭлов во время длительного сухого хранения.

Термические испытания ТВЭлов реактора ВВЭР-1000 в течение шести лет при температуре, равной 380 °С, испытания в режиме термоциклирования от 70 до 380 °С и испытания при температуре 350 °С не привели к перераспределению летучих продуктов деления ( $^{137}\text{Cs}$ ) по длине ТВЭла и не повлияли на микроструктуру топливных таблеток. Зарегистрированный выход газовых продуктов деления из топлива при испытании, моделирующем вакуумную сушку (при температуре, равной 450 °С) и последующее хранение при температуре 380 °С, — незначительный (примерно 2%) и происходит только на начальной стадии. Выход газовых продуктов деления из топлива под оболочку ТВЭлов, обусловленный длительными испытаниями при температуре 350 и 380 °С (примерно 0,7 года и 6 лет соответственно) не зарегистрирован. После шести лет испытаний при температуре 380 °С в гелии максимальная окружная деформация оболочки составила примерно 0,8% (рис. 2.30).

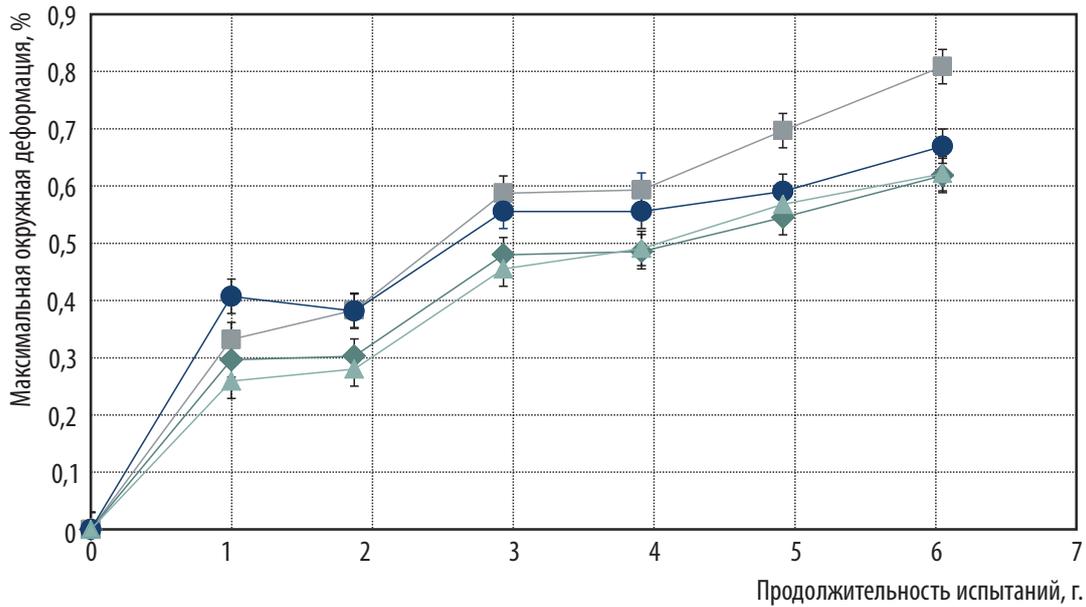


Рис. 2.30. Зависимость максимальной окружной деформации четырёх твэлов (●, ■, ◆, ▲) после каждого этапа термических испытаний при температуре 380 °С от продолжительности испытаний

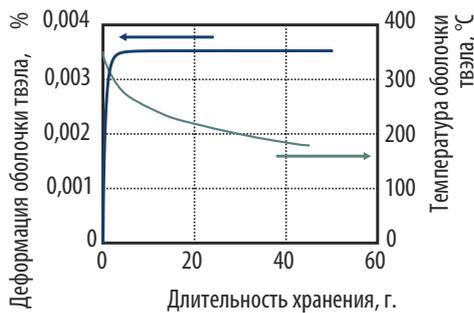


Рис. 2.31. Зависимость максимальной окружной деформации оболочек твэлов (—) от длительности хранения с учётом снижения температуры оболочек твэлов (—) в штатном режиме сухого хранения

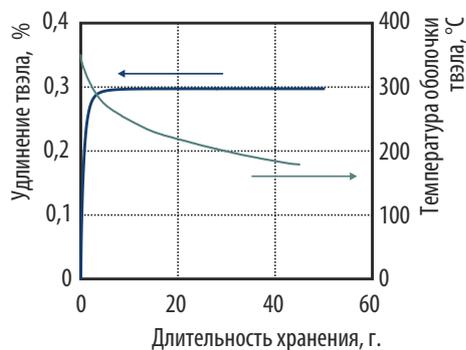


Рис. 2.32. Зависимость удлинения твэлов (—) от длительности хранения с учётом снижения температуры оболочек твэлов (—) в штатном режиме сухого хранения

Результаты расчётного анализа кинетики максимальной окружной деформации оболочек твэлов с учётом снижения температуры оболочек твэлов в штатном режиме сухого хранения с 350 до 180 °С показали, что окружная деформация за 50 лет хранения не превысит 0,004 % (рис. 2.31). С учётом всего технологического цикла сухого хранения (вакуумной сушки, проектных аварий в сочетании с аномальными событиями и штатного режима хранения) суммарная окружная деформация оболочек твэлов за 50 лет не превысит 0,7 %, что значительно ниже проектного порога разгерметизации оболочек твэлов, равного 2 %.

В ходе термических испытаний при температуре 380, 450, 500 и 550 °С во всех полномасштабных герметичных твэлах наблюдалось увеличение длины. В испытаниях в режиме термоциклирования при температуре от 70 до 380 °С и стационарном режиме при температуре 350 °С увеличение длины наблюдалось в твэлах, ранее испытанных при температуре 380 °С. В предположении постоянного увеличения длины твэлов при сухом хранении возможно исчерпание зазора между верхними заглушками твэлов и решёткой головки тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 (примерно 40 мм). Их взаимодействие может привести к потере герметичности оболочек твэлов.

Результаты расчётного консервативного анализа кинетики удлинения твэлов с учётом снижения температуры оболочек твэлов в штатном режиме сухого хранения от 350 до 180 °С показали, что удлинение твэлов за 50 лет хранения не превысит 0,3 мм (рис. 2.32).

С учётом всего технологического цикла сухого хранения (вакуумной сушки, проектных аварий в сочетании с аномальными событиями и штатного режима хранения) суммарное удлинение твэлов за 50 лет не превысит 6,3 мм, что значительно ниже зазора между верхними заглушками твэлов и решёткой головки ТВС реактора ВВЭР-1000. Из этого следует, что увеличение длины твэлов не влияет на безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000.

Полученные результаты исследований поведения твэлов в условиях, моделирующих режимы сухого хранения ОЯТ реактора ВВЭР-1000, подтверждают сохранность герметичности оболочек твэлов и безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 на протяжении не менее 50 лет.

*Е.А. Звир, П.А. Ильин, Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев*

## РАЗВИТИЕ МЕТОДОВ ПОДГОТОВКИ ОБРАЗЦОВ ДЛЯ МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ИЗ КОНСТРУКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК

Традиционно для определения механических свойств материалов, из которых изготовлены конструктивные элементы отработавших на атомных электростанциях тепловыделяющих сборок, используют кольцевые образцы. Однако после проведения механических испытаний кольцевых образцов получены значения механических характеристик только в поперечном направлении.

Для оценки работоспособности конструктивных элементов тепловыделяющих сборок необходимо иметь информацию о значениях их механических характеристик не только в поперечном направлении, но и в продольном. Такие данные можно получить при испытании продольных «сегментных» образцов, вырезанных из фрагментов твэла (после удаления топлива), направляющего канала и центральной трубы. Вырезку образцов для механических испытаний в продольном направлении из конструктивных элементов облучённых тепловыделяющих сборок осуществляли с использованием метода:

- 1) электроэрозии с графитовым электродом,
- 2) электроэрозии с проволочным электродом,
- 3) фрезерования на станке с числовым программным управлением.

Для реализации первого метода в отделении реакторного материаловедения разработали малогабаритную установку, которая была размещена в радиационно-защитной камере (рис. 2.33). Эта установка состоит из неподвижной площадки, на которой установлена ёмкость и смонтирована стойка с электродвигателями. Один электродвигатель позволяет проводить подъём и опускание устройства с режущим электродом и фрагментом оболочки твэла в ванну с керосином, где и проходит процесс резки. Движение электрода к заготовке осуществляют по направляющим за счёт второго электродвигателя. Блоки управления и питания вынесены в операторское помещение. На установке проводят вырезку сегментных образцов из высокоактивных фрагментов оболочек твэлов, имеющих после облучения в реакторе достаточно тонкую для работы электроэрозионной установки с графитовым электродом оксидную плёнку.

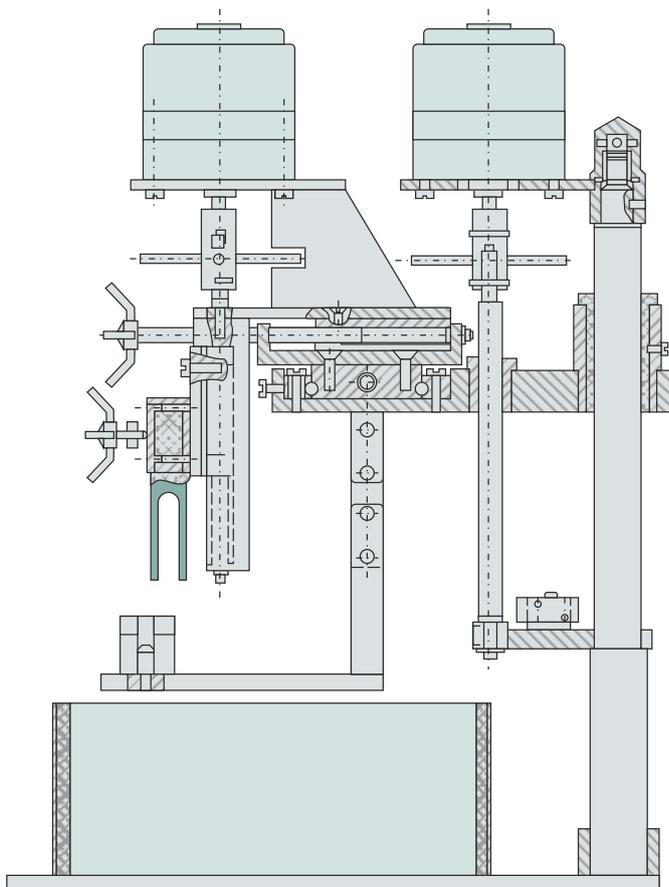


Рис. 2.33. Внешний вид установки электроэрозионной вырезки

(не более 10 мкм) толщину оксидной плёнки. В случае присутствия на поверхности трубок толстой плотной оксидной плёнки режущий электрод (проволока) рвётся. При наличии толстой оксидной плёнки на поверхности используемых для вырезки трубок метод электроэрозии



Рис. 2.34. Внешний вид установки с числовым программным управлением для вырезки облучённых сегментных образцов из фрагментов труб направляющего канала и центральной трубы

с графитовым электродом можно использовать для изготовления образцов только после предварительного частичного утонения этой плёнки, обладающей диэлектрическими свойствами.

Второй метод — электроэрозия с проволочным электродом — был реализован с использованием прецизионного электроэрозионного проволочно-вырезного станка погружного типа АРТА 453 ПРО. В качестве режущего инструмента на данном станке используют латунную проволоку диаметром 0,25 мм. Рабочая среда: вода водопроводная.

Изготавливают образцы по заданной программе с предварительным определением положения заготовки. Точность изготовления составляет  $\pm 1$  мкм, шероховатость обработанной поверхности — не более 1,5 мкм. Из-за своих габаритов, а также схемы водяного охлаждения и сложности установки режущего электрода в виде проволоки данная установка не была размещена в радиационно-защитной камере. Её использовали для вырезки продольных образцов из необлучённых трубок, малоактивных фрагментов направляющего канала или из центральной трубы, изготовленных из сплава Эб35. Однако вырезка образцов оказалась возможна только из фрагментов, имеющих ограниченную

толщину оксидной плёнки. В случае присутствия на поверхности трубок толстой плотной оксидной плёнки режущий электрод (проволока) рвётся. При наличии толстой оксидной плёнки на поверхности используемых для вырезки трубок метод электроэрозии с графитовым электродом можно использовать для изготовления образцов только после предварительного частичного утонения этой плёнки, обладающей диэлектрическими свойствами.

Для реализации третьего метода в отделении реакторного материаловедения разработана специальная малогабаритная установка (рис. 2.34), которая была размещена в тяжёлом боксе. На этой установке изготавливают продольные сегментные образцы из фрагментов труб направляющего канала и центральной трубы отработавших тепловыделяющих сборок. Установка разработана на основе прецизионного фрезерного станка с числовым программным управлением. В качестве режущего инструмента используют твёрдосплавную фрезу диаметром

3,0 мм. Трубку устанавливают в специальное зажимное устройство станка. Вырезку образцов проводят путём перемещения трубки относительно режущего инструмента станка по заданной программе.

Данная установка позволяет вырезать продольные сегментные образцы для механических испытаний при наличии на поверхности фрагментов труб направляющего канала и центральной трубы толстой оксидной плёнки. Каждый из этих методов имеет свои преимущества и недостатки при изготовлении продольных сегментных образцов. Для изготовления образцов используют все три метода.

*Ю.Д. Гончаренко, В.С. Слезко, Ю.А. Власов, А.Б. Харлов*

## СИГНАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ КОМПЛЕКСНЫХ ИЗМЕРЕНИЙ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВОВ Э110 НА ОСНОВЕ ЦИРКОННЕВОЙ ГУБКИ И ЭЛЕКТРОЛИТИЧЕСКОГО ЦИРКОНИЯ

Перед специалистами отделения реакторного материаловедения поставлена задача получения экспериментальных значений механических свойств оболочек твэлов и труб направляющего канала и центральной трубы тепловыделяющей сборки энергетических реакторов в продольном направлении. Получение данной информации обусловлено, в частности, необходимостью лицензирования материала оболочки твэлов и труб направляющего канала и центральной трубы в тепловыделяющей сборке ТВС-Квадрат.

Для измерения механических свойств облучённых оболочек твэлов необходимо было:

- ◆ удалить топливо, находящееся в плотном контакте с оболочкой, из фрагментов отработавшего твэла без повреждения его оболочки;
- ◆ приготовить образец для проведения механических испытаний без повреждения материала оболочки из трубчатого фрагмента оболочки;
- ◆ провести прецизионные испытания на разрывной машине в радиационно-защитной камере, учитывая, что рабочее сечение испытываемого образца из циркониевого сплава будет немногим более 1 мм<sup>2</sup>.

Первая проблема была решена комплексным прецизионным химическим и механическим воздействием на ядерное топливо. Подходы к изготовлению продольных сегментных образцов из фрагментов оболочки после удаления топлива описаны в ранее приведённой работе<sup>6</sup>. Механические испытания образцов оболочек твэла № 110 из сборки ТВСА-5М и твэла № 10 из сборки ТВС-2 в поперечном и продольном направлениях при температуре 20 и 380 °С проводили на машине марки 1794-У5. Скорость перемещения активного захвата составляла 1 мм/мин. Характеристики параметров эксплуатации твэлов приведены в табл. 2.3, краткие характеристики конструкции твэлов приведены в табл. 2.4. Механические испытания кольцевых образцов являются традиционными. Для испытания продольных сегментных образцов (рис. 2.35) на машине, размещённой в радиационно-защитной камере, потребовалась разра-

<sup>6</sup> Ю.Д. Гончаренко, В.С. Слезко, Ю.А. Власов, А.Б. Харлов. Развитие методов подготовки образцов для механических испытаний из конструктивных элементов отработавших тепловыделяющих сборок // Настоящий отчёт, 2018. С. 81–83.

ботка специального устройства (рис. 2.36), применение которого позволило прецизионно устанавливать образцы для проведения механических испытаний.

Таблица 2.3

### Краткая характеристика параметров эксплуатации твэлов

Номер твэла	Тип ТВС	Заводской номер ТВС	Длительность эксплуатации, сут (календарных / эффективных)	Расчётное выгорание топлива, МВт·сут/кгU	
				Среднее	Максимальное
110	ТВСА-5М	ЖЕД 0811	1540,3 / 1612,9	56,5	61,5
10	ТВС-2	№ 430601800	1091 / 1075	42,0	46,3

Таблица 2.4

### Краткая характеристика конструкции твэлов

Номер твэла	Заводской номер ТВС	Диаметр оболочки, мм		Материал оболочки	Диаметр топливной таблетки / отверстия в таблетке ( $D_n^*$ / $D_{ц0}^{**}$ ), мм	Условный размер зерна, мкм
		Наружный	Внутренний			
110	ТВСА-5М ЖЕД 0811	9,1	7,93	Э110 на основе циркониевой губки	7,8/0	27
10	ТВС-2 № 430601800	9,1	7,73	Э110 на основе электролитического циркония	7,57/1,5	8–10

\* Наружный диаметр, мм.

\*\* Диаметр центрального отверстия, мм.

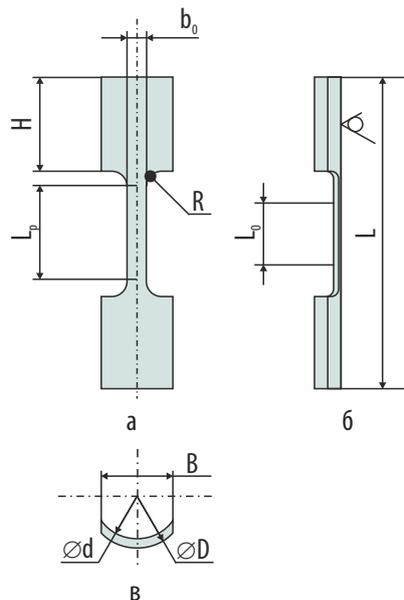


Рис. 2.35. Эскиз сегментного образца для проведения механических испытаний:  $b$  — ширина рабочей части;  $H$  — высота сегмента;  $L_p$  — рабочая длина;  $R$  — радиус скругления (а);  $L_0$  — начальная расчётная длина;  $L$  — длина образца (б);  $B$  — ширина сегмента;  $D$ ,  $d$  — наружный и внутренний диаметр соответственно (в)

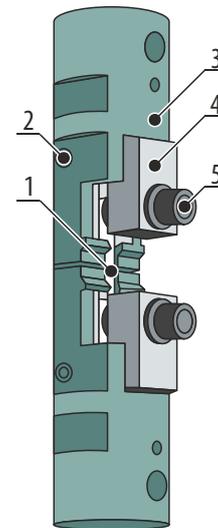


Рис. 2.36. Конструкция устройства для испытаний сегментного образца: 1 — сегментный образец; 2 — стержень; 3 — обойма; 4 — вкладыш; 5 — винт

В результате проведённых механических испытаний как кольцевых, так и сегментных образцов было определено, что прочностные характеристики материала оболочки отработавших твэлов в продольном направлении превышают прочностные характеристики оболочки этих твэлов в поперечном направлении. Обнаруженное отличие относится и к оболочкам, изготовленным из сплава Э110 на основе циркониевой губки, и к оболочкам, изготовленным из сплава Э110 на основе электролитического циркония.

Разница значений пределов прочности усреднённых по высоте твэлов достигает 150 МПа после испытаний и при комнатной температуре, и при температуре 380 °С (табл. 2.5).

Таблица 2.5

**Значения усреднённых по длине твэлов пределов прочности материала оболочки  
в продольном и поперечном направлениях**

Температура испытаний, °С	Твэл № 110 из стали марки Э110 на основе циркониевой губки		Твэл № 10 из стали марки Э110 на основе электролитического циркония	
	Предел прочности в направлении, МПа			
	продольном	поперечном	продольном	поперечном
20	674	520	642	510
380	472	317	462	303

В 2018 году будут проведены прецизионные сравнительные механические испытания для оценки локальных по длине твэлов прочностных свойств оболочки, труб направляющего канала и центральной трубы, а также их изменений в широком температурном интервале.

*Ю.Д. Гончаренко*

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛА КОРПУСА ОБРАТНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРА БОР-60 ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Работа является продолжением комплекса работ по оценке состояния конструктивных элементов обратного парогенератора ОПГ-1 чехословацкого производства для обоснования продления проектного срока службы парогенератора. В составе реакторной установки БОР-60 до начала исследований обратный парогенератор ОПГ-1 эксплуатировали в течение примерно 188 000 ч. В 2017 году в АО «ГНЦ НИИАР» проведены материаловедческие исследования состояния трубок теплообменного пучка парогенератора ОПГ-1 и показано, что по основным характеристикам состояние материала удовлетворительное и ресурс его не исчерпан [1].

Целью настоящей работы является оценка состояния материала корпуса обратного парогенератора ОПГ-1 и получение экспериментальных данных по механическим свойствам металла после длительной эксплуатации. Секция № 3 парогенератора представляет трубу с внешним диаметром 194 мм, толщиной стенки 12 мм и состоит из U-образных корпусов модулей экономайзера, испарителя и пароперегревателя, которые изготовлены из стали марки 15128,5. Её аналогом является сталь типа 12Х1МФ (легированная хромом, молибденом, ванадием). Оценку механических свойств материала наружного корпуса проводили по результатам статических и динамических испытаний образцов, вырезанных из корпусов модулей парогенератора: экономайзера ( $T_{\text{экспл}} = 158\text{--}178\text{ }^{\circ}\text{C}$ ), испарителя ( $T_{\text{экспл}} = 299\text{--}305\text{ }^{\circ}\text{C}$ ) и пароперегревателя ( $T_{\text{экспл}} = 405\text{--}420\text{ }^{\circ}\text{C}$ ). Статические испытания на растяжение проводили на малых гагаринских образцах (тип III, номер 9, ГОСТ 1497-84). Определение сопротивления материала хрупкому разрушению проведены по результатам испытания призматических образцов размером 10×10×55 мм (тип II, ГОСТ 9454-78) на ударный изгиб. Образцы изготовлены из основного металла корпусов в продольном направлении трубы [2, 3].

Получены экспериментальные данные по кратковременным механическим свойствам образцов материала корпуса пароперегревателя, испарителя, экономайзера при рабочей и проектной температуре эксплуатации. Построены температурные зависимости механических характеристик (рис. 2.37).

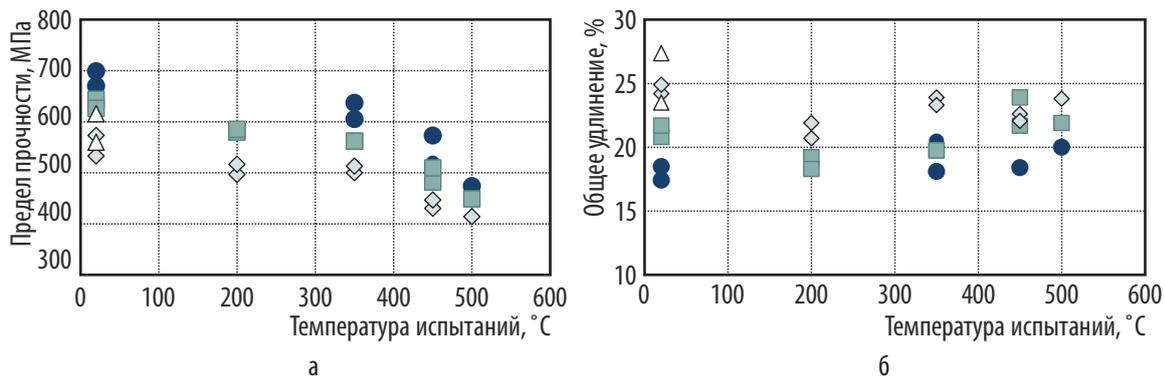


Рис. 2.37. Температурные зависимости предела прочности (а), общего относительного удлинения (б) образцов материала корпуса пароперегревателя (■), испарителя (◇), экономайзера (●), исходные данные (△)

Испытания при всех значениях температуры показали заметное различие механических свойств корпусов модулей парогенератора. Наиболее значимые отличия характеристик прочности и пластичности получены на образцах корпуса экономайзера. Так, при температуре 20 °С значения предела текучести на 175 МПа, предела прочности на 100 МПа выше паспортных данных, а значения общего относительного удлинения на 6–9 % ниже исходных данных, но не ниже 17,5 %. Для выяснения причин различия в механических свойствах корпусов модулей, выполненных из одной марки стали, были проведены дополнительные исследования химического состава и металлографической структуры металла исследуемых модулей.

Результаты атомно-эмиссионного спектрометрического анализа подтвердили соответствие химического состава всех испытанных образцов паспортным данным. При металлографических исследованиях установлено различие в микроструктуре материала корпусов модулей парогенератора по соотношению перлитных и ферритных составляющих (рис. 2.38). Оценку структуры проводили по ГОСТ 8233-56, шкале 7 [4]. Наибольшее количество перлитной составляющей (фазы) обнаружено в материале корпуса пароперегревателя.

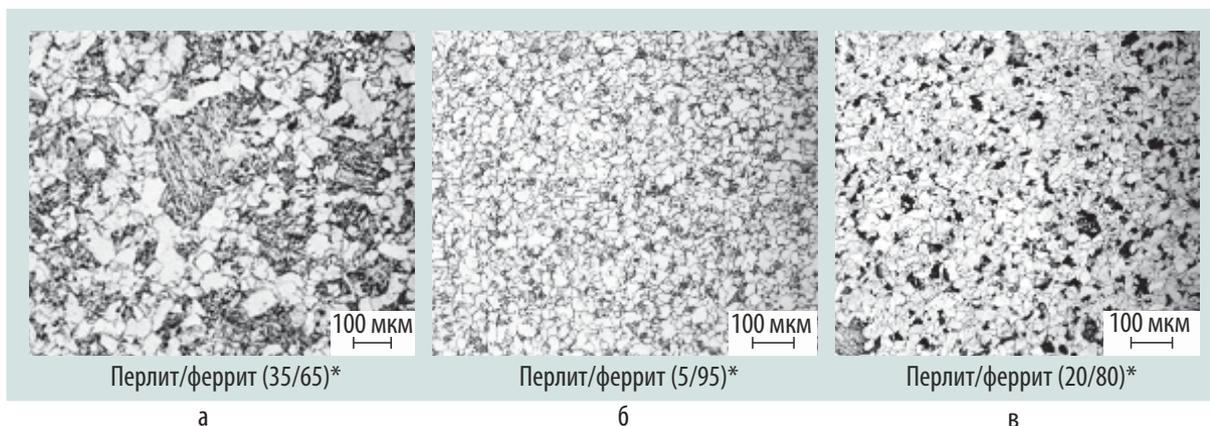


Рис. 2.38. Металлографическая структура фрагментов корпусов пароперегревателя (а), испарителя (б), экономайзера (в) парогенератора ОПГ-1<sup>7</sup>

На основании анализа результатов исследований сделан вывод о том, что возможной причиной различного структурного состояния при одинаковом химическом составе, а также при учёте температурных режимов эксплуатации является различная исходная термообработка материалов, что, в свою очередь, определило и отличие в механических свойствах материалов корпусов модулей. При этом, несмотря на разброс данных, полученные результаты по кратковременным свойствам материала (сталь марки 15128,5) корпусов модулей парогенератора позволяют сделать вывод об удовлетворительных механических свойствах на растяжение после

<sup>7</sup> Соотношение перлита к ферриту (в процентах).

длительной эксплуатации. Получены первые результаты испытаний на ударную вязкость материала корпусов различных модулей парогенератора при комнатной температуре. Зафиксировано значимое различие в ударной вязкости образцов корпусов различных модулей. На отдельных образцах при температуре 20 °С обнаружено значительное снижение значений ударной вязкости образцов (меньше 27 Дж/см<sup>2</sup>).

Результаты фрактографических исследований образцов после испытаний на ударный изгиб, полученные с использованием растрового микроскопа, показали, что основная часть поверхности разрушения всех исследуемых образцов корпуса (фрагменты пароперегревателя, испарителя, экономайзера), испытанных при температуре 20 °С, представляет собой поверхность хрупкого транскристаллитного разрушения. Значительно меньшая часть поверхности имеет вид внутризеренного вязкого разрушения. Характерный вид поверхности разрушения приведён на рис. 2.39.

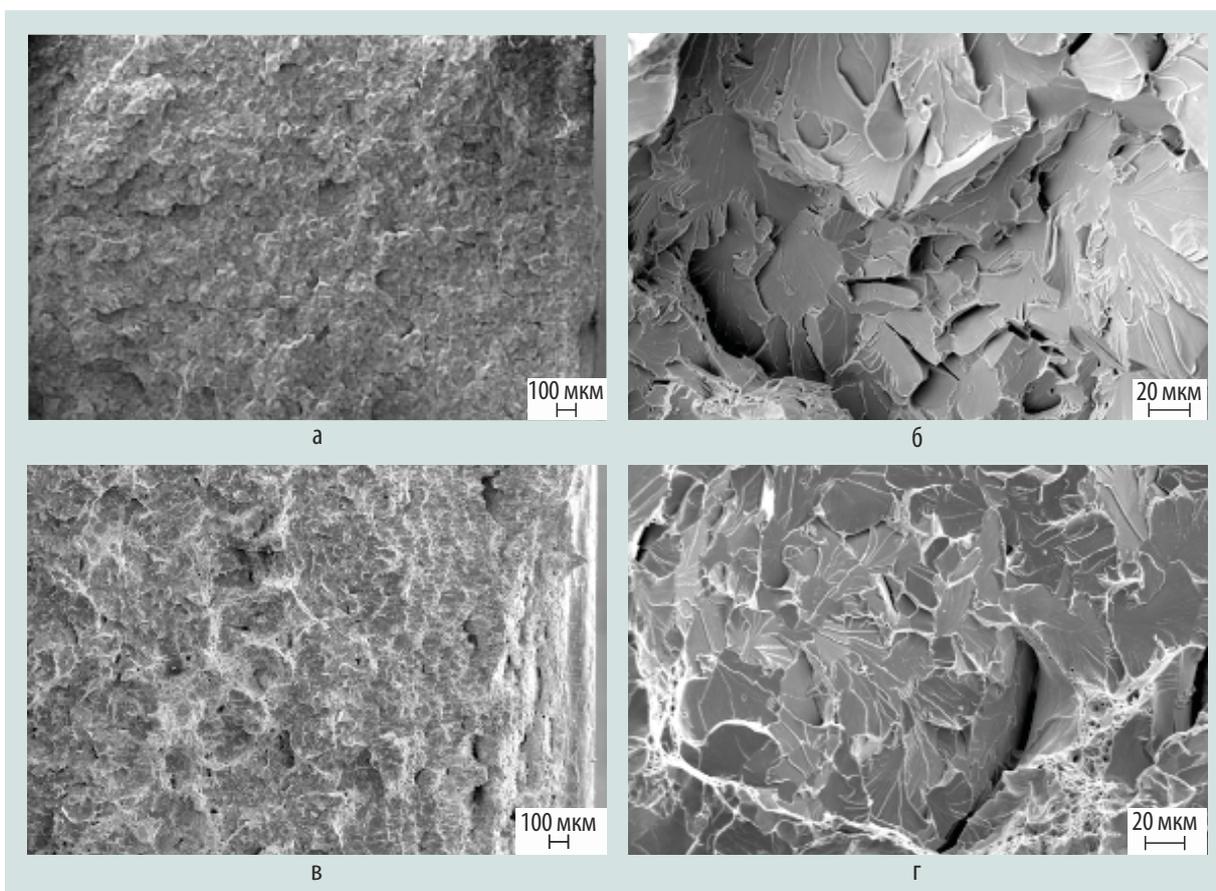


Рис. 2.39. Микроструктура поверхности разрушения образцов корпуса пароперегревателя (а, б) и испарителя (в, г) после испытаний на ударный изгиб при температуре испытаний 20 °С

Таким образом, на основании первых полученных результатов можно заключить, что длительное воздействие повышенных значений температуры (250–550 °С) и напряжений привело к снижению сопротивления материала корпуса хрупкому разрушению при комнатной температуре. Окончательный вывод о состоянии материала наружного корпуса парогенератора ОПГ-1 может быть сделан после проведения полного объёма механических испытаний на ударную вязкость в соответствии с требованиями ПНАЭ Г-7-002-86 [5] и дополнительных структурных исследований.

## Список литературы

1. Буланова Т.М., Неустроев В.С., Гончаренко Ю.Д., Федосеев А.Е., Карсаков А.А., Кучкина И.Н., Евсеев Л.А. Материаловедческие исследования трубного пучка парогенератора ОПГ-1 реактора БОР-60. — Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2005 г. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 117–120.
2. Межгосударственный стандарт ГОСТ 1497-84: Металлы. Методы испытаний на растяжение. — М.: Стандаринформ, 2008. — 26 с.
3. Межгосударственный стандарт ГОСТ 9454-78: Металлы. Метод испытания на ударный изгиб при пониженных, комнатной и повышенных температурах. — М.: ИПК «Издательство стандартов», 2008. — 12 с.
4. Межгосударственный стандарт ГОСТ 8233-56: Сталь. Эталоны микроструктуры. — М.: «ИПК Издательство стандартов», 2003. — 12 с.
5. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86. Приложение 2. — М.: Энергоатомиздат, 1989. С. 193–199.

*Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, Ю.Д. Гончаренко,  
А.А. Карсаков, Л.А. Евсеев, Г.В. Шишалова, И.Н. Шагвалиев*

## ИССЛЕДОВАНИЯ ОСЕВОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ НАПРАВЛЯЮЩИХ КАНАЛОВ ИЗ СПЛАВА Э635, ОТРАБОТАВШИХ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

В рамках программы «Обеспечение потребностей атомной энергетики и промышленности конкурентоспособными циркониевыми материалами и изделиями», утверждённой АО «ТВЭЛ» (2009 г.), проведены исследования механических свойств, радиационных ползучести и роста, микроструктуры и содержания водорода труб — направляющих каналов из сплава Э635, в том числе и отработавших в активной зоне реактора ВВЭР-1000 в течение трёх (НК-3) и пяти (НК-5) лет. Облучение проводили в реакторе БОР-60 до флюенса нейтронов  $1,4 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$  с энергией  $E_n > 0,1 \text{ МэВ}$  и максимальной повреждающей дозой облучения, равной 7,3 сна. Полученные результаты в дальнейшем будут использованы при лицензировании топлива реакторов ВВЭР-1000.

На рис. 2.40 показаны результаты исследований дозовой зависимости деформации, обусловленной радиационным ростом, образцов с различными свойствами, приведёнными в табл. 2.6.

Таблица 2.6

### Параметры образцов при исследовании деформации радиационного роста

Параметр	Образец									Образец направляющего канала					
	A1	A2	A3	A4	A5	B1	B2	B3	B4	НК-3			НК-5		
										C1	C2	C3	D1	D2	D3
Степень рекристаллизации ( $S_{\text{рекр}}$ ), %	60	60	60	60	60	0	30	60	100	–	–	–	–	–	–
Содержание водорода до облучения ( $C_{\text{H}_2}$ ), $\text{млн}^{-1}$	0	80	150	300	500	0	0	0	0	–	–	–	–	–	–
Высотная* координата (H), мм	–	–	–	–	–	–	–	–	–	450	3 250	3 300	450	1 950	3 250

\* Значения высотной координаты приведены относительно верхней плоскости нижней опорной решётки направляющего канала тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 для образцов, отработавших перед облучением в реакторе БОР-60 и активной зоне реактора ВВЭР-1000.

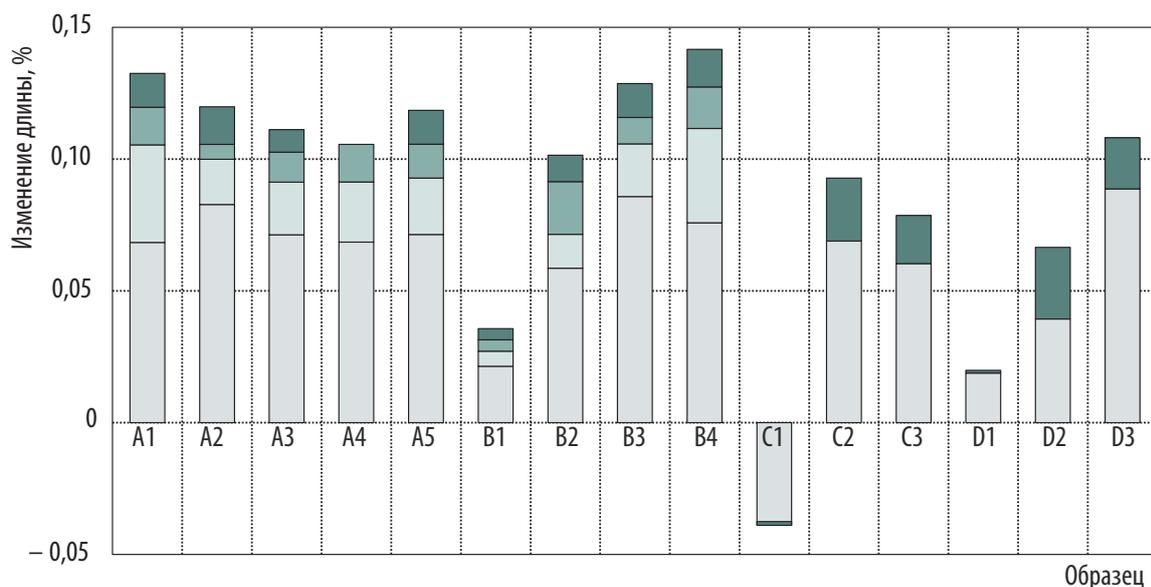


Рис. 2.40. Деформация радиационного роста исследованных образцов в зависимости от дозы облучения, равной 5,2–7,3 сна (■); 3,7–5,1 сна (■); 2,4–3,1 сна (□); 1,1–1,7 сна (□)

Наблюдается незначительное уменьшение деформации при увеличении концентрации водорода и тенденция к увеличению деформации с повышением степени рекристаллизации.

С целью изучения влияния осевых сжимающих напряжений на деформацию, обусловленную радиационной ползучестью, часть образцов облучали при осевом напряжении 100 МПа. Изменения длины и диаметра, обусловленных радиационной ползучестью, в зависимости от дозы облучения в реакторе БОР-60 для наводороженных образцов и образцов направляющих каналов отработавших ТВС показаны на рис. 2.41.

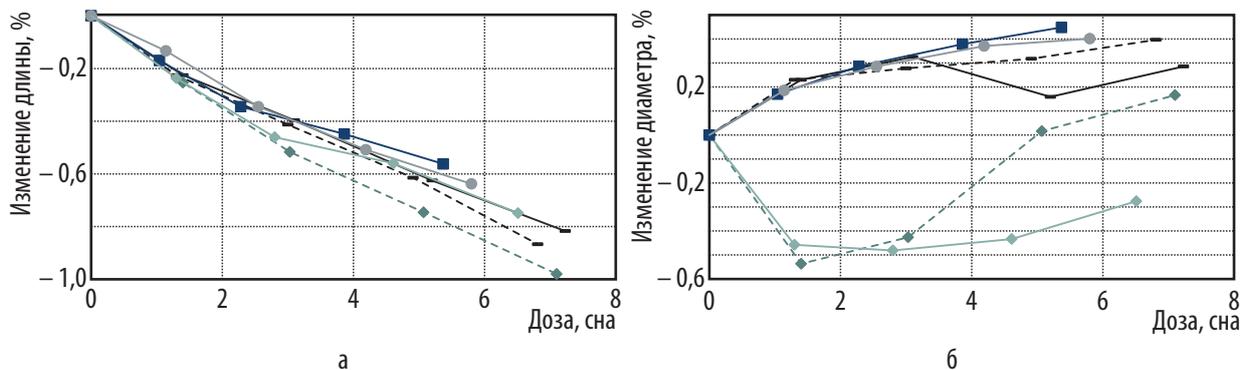


Рис. 2.41. Зависимость изменения длины по оси ординат (а) и диаметра (б) от дозы облучения образцов

без предварительного облучения в реакторе ВВЭР-1000 с  $C_{H_2} = 200 \text{ млн}^{-1}$ ;  $S_{\text{рекр}} = 60\%$  (—●—);

$S_{\text{рекр}} = 100\%$  (—■—); образцов после предварительного облучения в реакторе ВВЭР-1000:

НК-3,  $H = 3050 \text{ мм}$  (—●—); НК-3,  $H = 3150 \text{ мм}$  (—▽—); НК-5,  $H = 3050 \text{ мм}$  (—◆—); НК-5,  $H = 3150 \text{ мм}$  (—◇—)

Исследованные образцы имеют примерно одинаковую степень изменения длины после облучения. Обнаружено отличие в знаке величин изменения диаметра для образцов из направляющего канала НК5 ТВС реактора ВВЭР-1000. Максимальное изменение длины и диаметра после облучения до повреждающей дозы 7 сна не превышает 1 и 0,6 % соответственно.

На рис. 2.42 показаны результаты измерений механических характеристик (пределов прочности и текучести, равномерного и общего удлинений) образцов с различными параметрами, приведёнными в табл. 2.7.

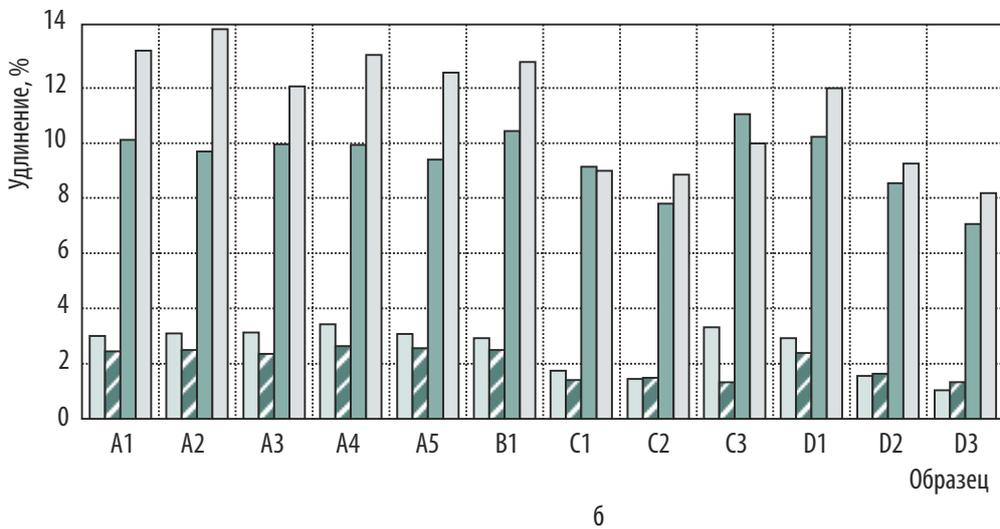
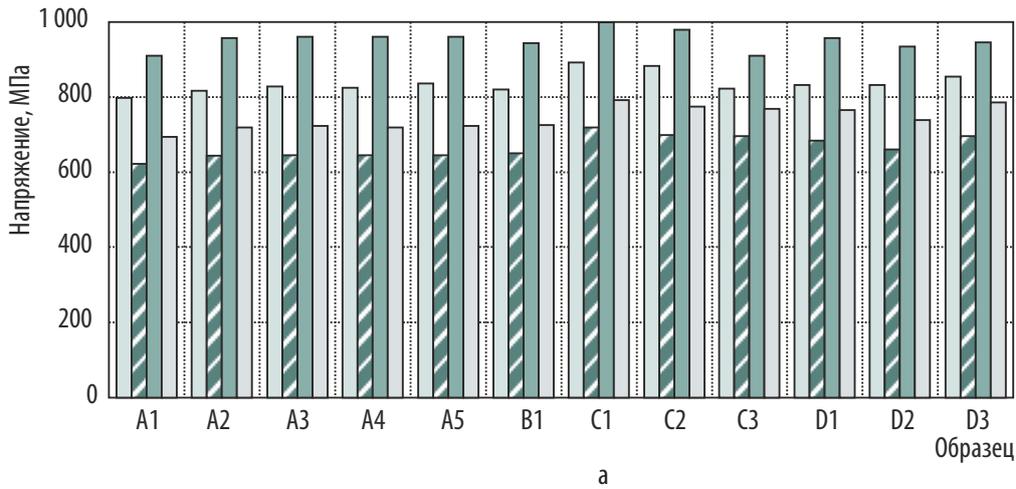


Рис. 2.42. Результаты механических испытаний на растяжение вдоль оси трубы направляющего канала при  $T_{исп} = 20\text{ }^{\circ}\text{C}$  (□, ■) и  $350\text{ }^{\circ}\text{C}$  (▨, ▩) : а — предела прочности (□, ▨) и предела текучести (■, ▩); б — равномерного удлинения (□, ▨) и общего удлинения (■, ▩)

Таблица 2.7

**Параметры образцов для исследований механических свойств**

Образец	A1	A2	A3	A4	A5	B1	НК-3			НК-5		
							C1	C2	C3	D1	D2	D3
Степень рекристаллизации, %	60	60	60	60	60	100	—	—	—	—	—	—
Содержание водорода до облучения, млн <sup>-1</sup>	0	80	150	300	500	0	—	—	—	—	—	—
Высотная координата, мм	—	—	—	—	—	—	500	2 000	3 300	500	2 000	3 300

Это были образцы, облучённые в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы 7,3 сна, и образцы, вырезанные из направляющих каналов ТВС реактора ВВЭР-1000 (без дооблучения в реакторе БОР-60) после трёх и пяти лет эксплуатации при температуре испытания, равной

20 и 350 °С. Не отмечено влияния различной степени рекристаллизации и содержания водорода на механические свойства образцов: значения пределов текучести и прочности находятся практически на одном уровне.

Результаты структурных исследований образцов направляющих каналов из отработавших тепловыделяющих сборок показали:

- ◆ незначительное (менее 6 мкм) отличие толщины оксидной плёнки наружной и внутренней поверхностей направляющих каналов;
- ◆ повышение степени окисления и содержания водорода с увеличением высотной координаты и времени эксплуатации (использовали метод высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа-носителя);
- ◆ отсутствие различий в значениях микротвёрдости по сечению и высоте направляющих каналов. Содержание водорода в оксиде по отношению к общему содержанию составило 28–44 %.

При проведении электронно-микроскопических исследований структурно-фазового состояния необлучённых образцов с различным содержанием водорода существенных различий между ними не обнаружено. Облучённые образцы из направляющих каналов тепловыделяющих сборок помимо выделений фазы Лавеса содержат радиационно-индуцированные выделения в виде дислокационных петель, *c*-дислокаций и мелкодисперсных частиц.

*С.Г. Ерёмин, А.О. Посевин, Ю.А. Власов,  
А.В. Обухов, Г.В. Шишалова, О.Ю. Макаров, И.Ю. Жемков*

## СОСТОЯНИЕ ТОПЛИВА И ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ПОСЛЕ ТЕРМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ В РЕЖИМЕ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

В АО «ГНЦ НИИАР» проводили термические испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива в экспериментах по обоснованию безопасности сухого хранения<sup>8</sup>. Испытания проводили в двух электрообогреваемых модулях ЭМ1 и ЭМ2 в гелиевой среде при температуре 380 °С. В модуле ЭМ1 твэлы испытывали в различных режимах термоциклирования, отличающихся количеством термоциклов и временем выдержки при температуре 380 °С. Всего было выполнено 48 термоциклов с временем выдержки, изменяющимся от 1 до 10 сут. Испытания твэлов в модуле ЭМ2 проводили в стационарном режиме. Суммарное время испытаний твэлов при температуре  $T_{исп} = 380$  °С в модулях ЭМ1 составило 427 сут, в ЭМ2 — 469 сут.

В табл. 2.8 приведены характеристики твэлов ТВС № ЕД0255, ИД01077, 390900407 (далее по тексту – № 1, 2, 3 соответственно). Исследовали твэлы, испытанные в режиме термоциклирования, в стационарном режиме, и твэлы-свидетели, не участвовавшие в термических испытаниях.

<sup>8</sup> Звир Е.А., Гринь П.И., Ильин П.А. и др. Термические испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 с различным конструктивным исполнением и выгоранием топлива для обоснования сухого хранения. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 171–173.

Таблица 2.8

## Характеристика твэлов

Условия термических испытаний	Условный номер ТВС	Номер твэла	Выгорание топлива, МВт-сут/кгU	Конструктивные параметры, мм	
				таблетки $D_{\text{н}}^*/D_{\text{ц}}^{**}$	оболочки $D_{\text{н}}^*/D_{\text{вн}}^{***}$
Без испытаний (твэлов-свидетелей)	№ 1	50	72	7,57 / 1,4	9,1 / 7,73
	№ 2	43	44	7,8 / 0	9,1 / 7,93
	№ 3	157	20	7,57 / 1,5	9,1 / 7,73
Режим термоциклирования (модуль ЭМ1)	№ 1	77	70	7,57 / 1,4	9,1 / 7,73
	№ 2	29	44	7,8 / 0	9,1 / 7,93
	№ 3	42	19	7,57 / 1,5	9,1 / 7,73
Стационарный режим (модуль ЭМ2)	№ 1	78	72	7,57 / 1,4	9,1 / 7,73
	№ 2	30	44	7,8 / 0	9,1 / 7,93
	№ 3	70	20	7,57 / 1,5	9,1 / 7,73

\* Наружный диаметр.

\*\* Диаметр центрального отверстия.

\*\*\* Внутренний диаметр.

Термические испытания как в стационарном режиме, так и в режиме термоциклирования не привели к заметному повышению давления газов под оболочками твэлов. Выход газообразных продуктов деления из топлива и давление газа под оболочкой зависели в основном от глубины выгорания топлива и режима эксплуатации.

Не произошло также существенных изменений таких макроскопических параметров, как форма (центральное отверстие, фаски, лунки) и размеры топливных таблеток, а также микроструктуры топлива. Степень фрагментации таблеток без центрального отверстия выше, чем в таблетках с центральным отверстием. Отмечено небольшое повышение фрагментации топлива в твэлах с максимальным выгоранием топлива после термических испытаний.

Распределение урана и продуктов деления, таких как неодим (индикатор выгорания) и цезий, в радиальном направлении топливной таблетки в твэлах с различным выгоранием топлива в основном соответствует их расчётному накоплению за время эксплуатации. Содержание ксенона в твэлах с низким выгоранием топлива близко к расчётным значениям: отклонение термического выхода ксенона из матрицы топлива наблюдается лишь в зонах вблизи центра таблетки. С ростом выгорания область выхода ксенона из матрицы увеличивается и распределение её по радиусу таблетки обусловлено, главным образом, параметрами эксплуатации твэлов (рис. 2.43). Также с ростом выгорания появляется на периферии топливной таблетки

область атермического выхода ксенона из матрицы топлива, связанная с реструктуризацией топлива. Термические же испытания не оказывают существенного влияния на выход ксенона, что хорошо коррелирует с результатами прокола твэлов.

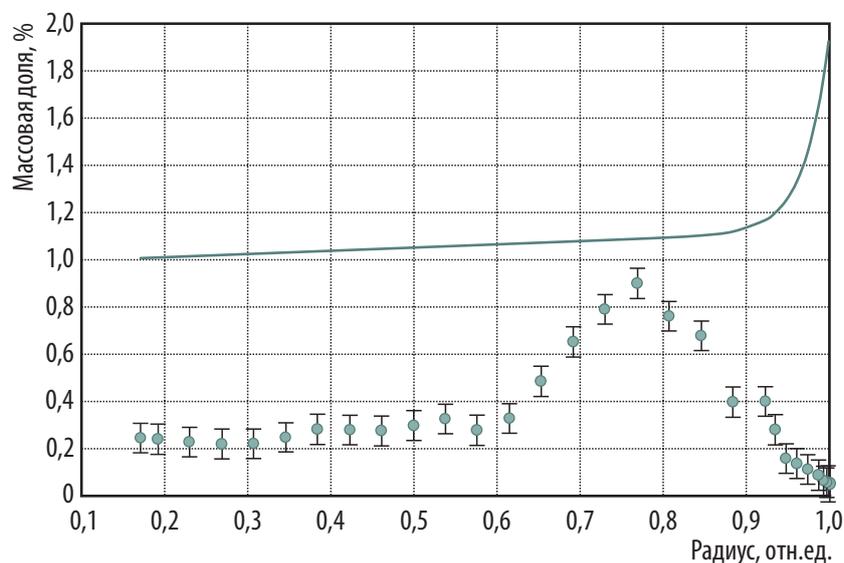


Рис. 2.43. Измеренное (○) и расчетное (—) распределение ксенона по радиусу таблетки в твэле-свидетеле № 50

Термические испытания твэлов привели к частичному возврату к исходным (до эксплуатации) значениям прочностных (рис. 2.44, а) и пластических (см. рис. 2.44, б) характеристик оболочек за счёт частичного отжига радиационных дефектов.

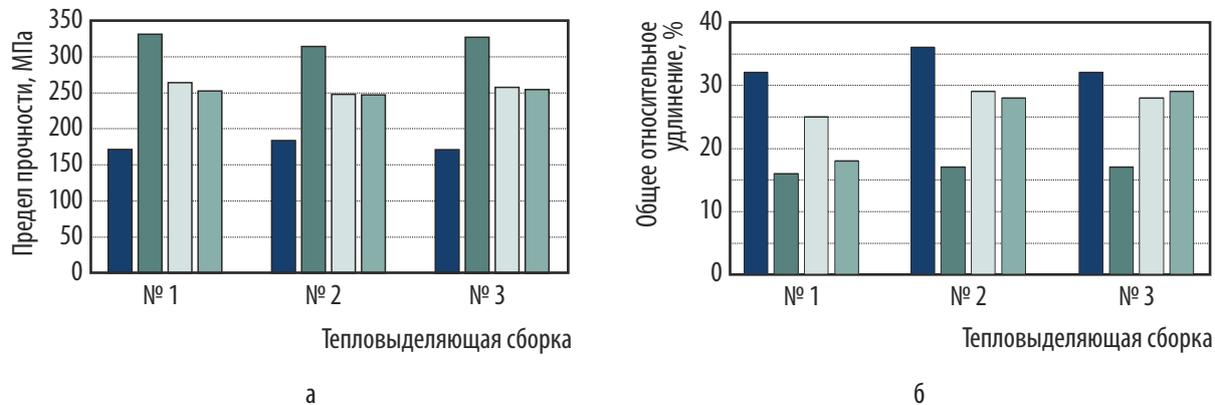


Рис. 2.44. Диаграммы значений предела прочности при  $T_{исп} = 380\text{ °C}$  (а) и общего относительного удлинения при  $T_{исп} = 20\text{ °C}$  (б) образцов, вырезанных из оболочек средней части твэлов:

■ — исходное значение, □ — термоциклирование,  
■ — после эксплуатации, ■ — стационарные термические испытания

Влияние режима термических испытаний на изменение механических свойств оболочек не имело значимых различий. При длительном отжиге при температуре  $380\text{ °C}$  происходит уменьшение процентного содержания циркония в частицах фазы  $\beta$ -ниобия в направлении возврата к её исходному составу. Концентрация мелкодисперсных радиационно-индуцированных выделений длиной  $2\text{--}7\text{ мкм}$  при этом сохраняется. Дислокационные петли (рис. 2.45) радиационного происхождения увеличиваются в диаметре или образуется дислокационная сетка. Термические испытания практически не повлияли на плотность дислокаций <math>\langle c \rangle</math>-типа.

Массовая доля водорода в оболочках находится на низком уровне, не превышающем  $0,009\%$ , что коррелирует с результатами металлографических исследований.

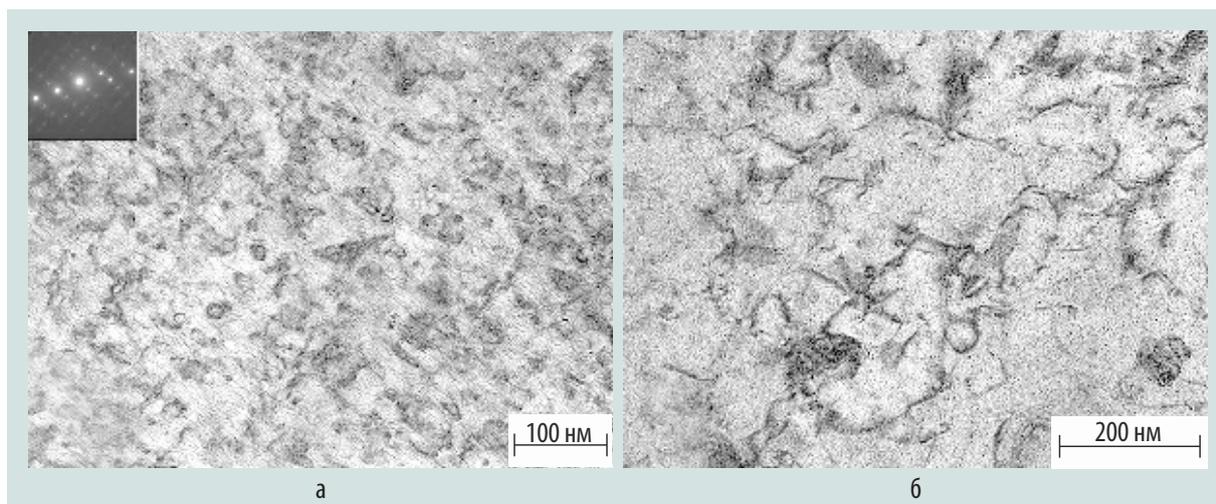


Рис. 2.45. Дислокационные петли в оболочках твэлов с максимальным выгоранием топлива до (а) и после (б) термических испытаний в режиме термоциклирования на уровне середины топливного сердечника

В оболочке твэлов, отработавших до выгорания топлива примерно 70 МВт-сут/кгU), размер гидридов, проявляемых в виде штрихов, в основном больше, чем в оболочках твэлов с минимальным выгоранием. Термоциклирование и испытание в стационарном режиме не привело к существенному изменению морфологии гидридной фазы в твэлах (табл. 2.9).

Таблица 2.9

**Удельная длина и ориентация гидридной фазы в оболочках твэлов с максимальным выгоранием топлива**

Режим испытаний	Удельная длина гидридов в сечении, $10^{-3}$ мкм $^{-1}$				Доля гидридов			
	поперечном		продольном		тангенциальной ориентации в поперечном сечении, %		продольной ориентации в продольном сечении, %	
	Газо-сборник	Середина топливного сердечника	Газо-сборник	Середина топливного сердечника	Газо-сборник	Середина топливного сердечника	Газо-сборник	Середина топливного сердечника
Без испытаний	3,5 ± 0,2	4,4 ± 0,1	3,8 ± 0,2	4,0 ± 0,1	59	52	83	86
Термоциклирование	3,1 ± 0,2	3,5 ± 0,1	3,6 ± 0,1	2,6 ± 0,1	61	58	84	76
Стационарный	4,1 ± 0,2	3,3 ± 0,1	2,4 ± 0,1	2,5 ± 0,1	59	58	78	78

Таким образом, термические испытания вызывают изменения характеристик оболочек, состоящие в частичном возврате механических свойств за счёт отжига радиационных дефектов и изменений перераспределения элементов между твёрдым раствором и выделениями второй фазы.

*Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев, О.Н. Никитин,  
А.В. Обухов, П.А. Ильин, Е.А. Звир*

## ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПЭЛОВ НА ОСНОВЕ КОМБИНИРОВАННОГО ПОГЛОЩАЮЩЕГО СЕРДЕЧНИКА

В 2016–2017 годах в АО «ГНЦ НИИАР» впервые были проведены послереакторные исследования ПС СУЗ с пэлами на основе таблеточного комбинированного поглощающего сердечника после эксплуатации на четвёртом блоке Балаковской АЭС в режиме автоматического регулирования в течение 919 календарных суток (две топливные кампании).

Оболочка пэлов изготовлена из трубы диаметром 8,2 мм из сплава 42ХНМ. Поглощающий сердечник имеет две зоны по высоте пэла: нижнюю часть длиной 300 мм из таблеток титаната диспрозия и верхнюю часть длиной 3 200 мм из таблеток карбида бора естественного изотопного состава.

По результатам визуальной инспекции не отмечено признаков нарушения элементов конструкции ПС СУЗ и пэлов: деформаций, механических и коррозионных повреждений оболочек и сварных соединений. Методом вихретоковой дефектоскопии не обнаружено нарушений сплошности оболочек пэлов. Диаметр оболочек по длине пэлов не выходит за пределы допустимого исходного диаметра.

Методом рентгеновского просвечивания определяли состояние поглощающего сердечника в пэлах (рис. 2.46). Каких-либо аномалий или дефектов таблеток титаната диспрозия не обнаружено. В сердечнике из карбида бора на высотной отметке примерно до 640 мм отмечено растрескивание некоторых таблеток на крупные фрагменты. Отдельные таблетки карбида бора имеют более светлый оттенок по сравнению с соседними таблетками, что обусловлено различиями их плотности при изготовлении.

Растрескивание таблеток карбида бора является обычным явлением из-за хрупкости материала в условиях градиентов температуры, циклических нагрузок и выгорания с накоплением газообразных продуктов. В наибольшей степени эти факторы проявляются в нижней, наиболее выгоревшей части сердечника. Растрескивания таблеток титаната диспрозия на рентгеновских снимках не обнаруживается, хотя пэлов и извлечении таблеток из оболочек значительная их часть была разрушена либо разрушалась при манипуляциях.

Результаты измерения диаметра сохранивших целостность таблеток карбида бора и титаната диспрозия показали, что в пределах погрешности измерения он не превышает исходного диаметра, равного 7,0 мм.

Плотность таблеток карбида бора, полученная расчётом из геометрических размеров и массы, составила 1,84–1,87 г/см<sup>3</sup>, что удовлетворяет требованиям технических условий.

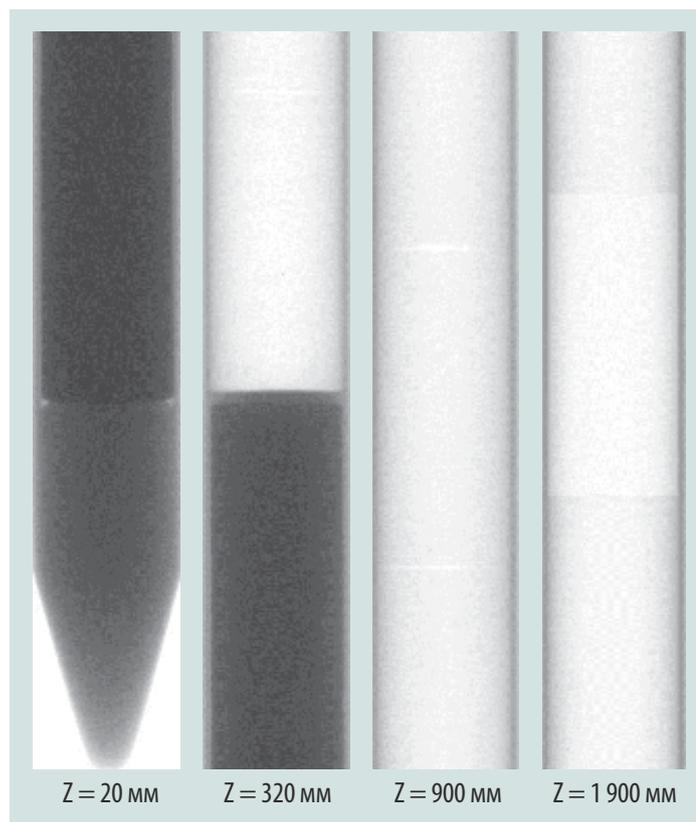


Рис. 2.46. Изображение пэла, полученное методом рентгенографии (Z — расстояние от нижнего концевика)

Результаты измерения плотности этих таблеток гидростатическим методом показали, что их «кажущаяся» плотность с учётом наличия открытой пористости материала существенно выше геометрической плотности и составляет 2,40–2,41 г/см<sup>3</sup>. Это указывает на присутствие в таблетках значительной открытой пористости.

Значения плотности таблеток титаната диспрозия, полученные расчётом и гидростатическим методом, составляют 6,03–6,26 и 6,29–6,47 г/см<sup>3</sup> соответственно. Эти достаточно близкие значения плотности указывают на невысокую пористость таблеток титаната диспрозия по сравнению с карбидом бора.

Измерения объёма и состава газа под оболочкой пэлов проводили после прокола оболочки на участке газосборника. Газовая фаза под оболочкой пэлов состоит из гелия с небольшими примесями азота, кислорода, углекислого газа и аргона. Внутреннее газовое давление не превышало 0,34–0,45 МПа. Это свидетельствует, что гелий, образующийся при выгорании поглощающего изотопа <sup>10</sup>B в таблетках карбида бора, не создал в пэлах значительного внутреннего давления и высоких значений растягивающего напряжения в оболочке.

Распределение изотопа <sup>60</sup>Co в оболочках пэлов, а также <sup>166</sup>Ho в поглощающем сердечнике из титаната диспрозия приведено на рис. 2.47.

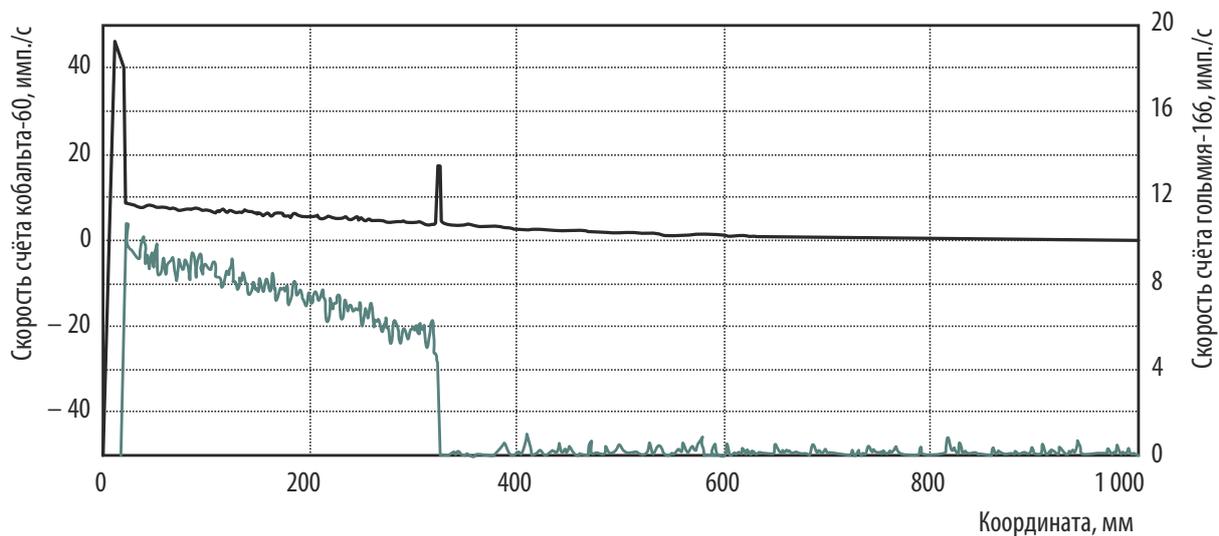


Рис. 2.47. Распределение изотопов <sup>60</sup>Co (—) и <sup>166</sup>Ho (—) в нижнем фрагменте пэла

Результаты металлографических исследований подтвердили отсутствие на оболочках пэлов признаков повреждения механического или коррозионного происхождения, а также признаков взаимодействия материалов поглощающего сердечника и оболочки. В результате исследований методом сканирующей электронной микроскопии показано отсутствие диффузии поглощающих элементов сердечника (бор и диспрозий) в оболочку.

Материал оболочки (сплав 42ХНМ) сохранил высокие механические характеристики, а его пластичность при рабочей температуре — 300–350 °С была не ниже 12 %. При испытаниях на растяжение кольцевых образцов оболочки разрушение происходит по вязкому механизму с образованием, ростом и слиянием микропор, зарождение которых локализовано в местах расположения включений второй фазы. Не обнаружено отличий в характере разрушения образцов в центральной части излома и около внутренней и внешней поверхностей оболочки (рис. 2.48).

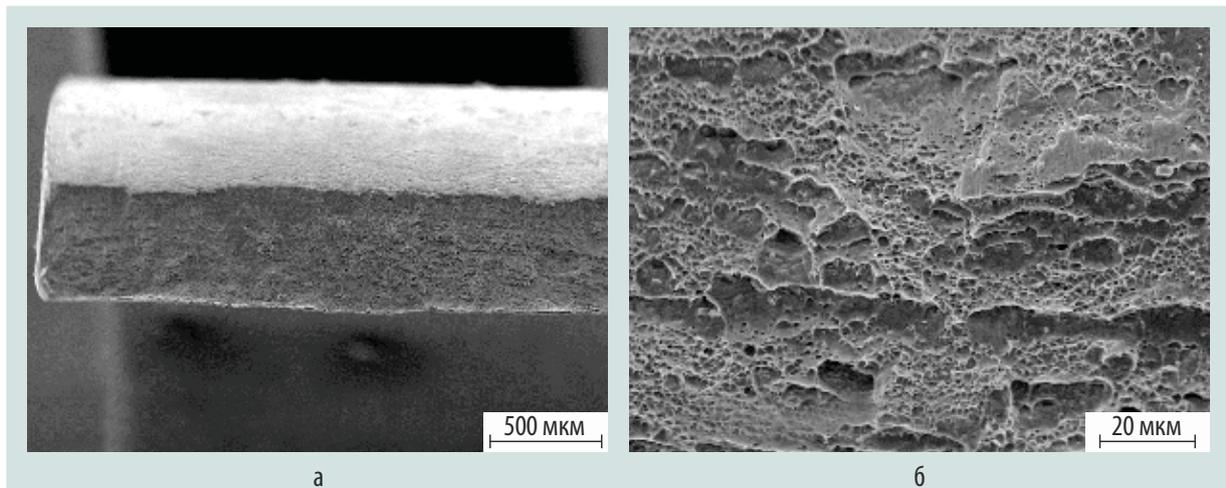


Рис. 2.48. Микроструктура поверхности разрушения образца оболочки после испытаний на разрыв при температуре 350 °С: общий вид (а), увеличение ( $\times 2\,000$ ) (б)

Полученные данные о структуре, изотопном составе, механических характеристиках таблеток титаната диспрозия и карбида бора типичны для свойств данных материалов при облучении. Изменений их свойств, которые могут рассматриваться как существенное снижение функциональных свойств материалов сердечника, не отмечено.

*А.В. Захаров, А.В. Строжук, П.А. Ильин,  
Ю.Д. Гончаренко, А.В. Улитин, В.В. Яковлев,  
С.В. Кузьмин, А.В. Обухов, Л.А. Евсеев, О.Ю. Макаров,  
Е.В. Чертопятов, Г.В. Шевляков, С.С. Сагалов*



3

# ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ



В 2017 году были продолжены подготовка и выполнение научно-исследовательских, опытно-конструкторских и технологических работ по разработке и экспериментальной проверке отдельных операций по переработке отработавшего ядерного топлива и его рефабрикации, по обращению с радиоактивными отходами, а также по разработке методик аналитического сопровождения данных процессов.

В рамках международного сотрудничества продолжалось изучение процессов получения сплавов и гидридов циркония и америция. Завершены исследования на имитаторах: получены сплавы и гидриды циркония и неодима, изучены их свойства и микроструктура. Результаты исследований показали достаточную равномерность распределения компонентов, отсутствие значимого уноса неодима в газовую фазу, возможность поддержания заданного соотношения циркония и водорода. Созданная и проверенная на имитаторах установка и режим получения будут использованы в дальнейших работах с реальными композициями циркония и америция.

Большой объём исследований проведён в рамках реализации проекта «Прорыв». Одной из ключевых была работа по разработке и изготовлению экспериментальных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, содержащим младшие актиниды. Дискуссия о возможности введения америция в нитридное топливо продолжается уже не первый год, однако надёжных результатов исследований на имитаторах участники проекта «Прорыв» не получили. Возможность проведения такой работы непосредственно с граммовым количеством америция появилась лишь в прошлом году в связи с созданием участка боксов с инертной атмосферой. В ходе совместных с АО «ВНИИНМ» работ проведён карботермический синтез смешанного нитридного уран-плутониевого топлива с америцием и нептунием (раздельно и совместно), в АО «ГНЦ НИИАР» изготовлены твэлы и облучательные устройства. В результате эксперимента показана принципиальная возможность удержания америция в смешанном нитридном уран-плутониевом топливе при его изготовлении без значимых потерь на унос в газовую фазу.

Продолжалось исследование перспективных технологических процессов переработки смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ и их экспериментальная проверка. Гидрометаллургическая переработка этого топлива сопряжена с рядом трудностей, обусловленных образованием трудно локализуемого гемиоксида азота  $N_2O$  и переходом трития в растворы. Одним из перспективных направлений модификации головных операций гидрометаллургических процессов переработки нитридного отработавшего ядерного топлива является применение операции волоксидации, предназначенной для извлечения трития из оксидного уранового отработавшего ядерного топлива. Однако данный процесс изучен лишь в применении к оксидному топливу и частично изучен на необлучённом нитриде урана. Это делает актуальным изучение поведения нитридного топлива при волоксидации на реальных образцах нитридного ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах.

Объектами исследований являлись облучённое смешанное нитридное уран-плутониевое топливо с выгоранием 5,45 % т. а., летучие продукты деления, образующиеся в процессе его окисления и методики их определения. При проведении исследований были выполнены следующие работы:

- ♦ разработка и изготовление установки СВЧ-денитрации II поколения, подтверждение её работоспособности на модельных растворах;
- ♦ определение полноты окисления фрагментированного смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива в оболочке твэла в потоке воздуха при изменении температуры и скорости подачи окислителя;
- ♦ определение количества ядерных материалов, остающихся на поверхности оболочек твэлов после их волоксидации и отмывки;

- ♦ определение степени удаления трития, углерода-14 и других летучих продуктов деления из топливной массы при окислении смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива.

В целях совершенствования гидрометаллургической части комбинированной схемы переработки ОЯТ проводили изучение перспективных экстракционных систем для извлечения транс-плутониевых элементов из рафинатов Пьюрек-процесса. Данные работы проводятся в институте уже второй год. В результате предварительных проверок этих систем с использованием модельных растворов продемонстрирована их принципиальная работоспособность. Для корректировки и доработки математической модели этого процесса, разработанной в АО «ВНИИНМ», требовалось получить данные по распределению целевых металлов, в том числе весового количества америция. Также для создания технологии фракционирования необходимо было изучить влияние радиационного поражения экстрагента на распределение макроколичества америция. Для ускоренной деградации экстрагента применяли облучение на высокочастотном импульсном линейном ускорителе ИЛУ-6 и введение в него кюрия-244.

Успешно завершены работы по изучению распределения продуктов деления и трансплутониевых элементов по водным и органическим потокам при фракционировании экстрагентом UNEX-T. После проведения экспериментов растворы проанализировали на наличие осадка, изменение концентрации диэтилентриаминпентауксусной кислоты и определили кислотность. Проведён анализ соотношений различных состояний неодима и межфазного распределения элементов. Изучено поведение радиационно-поражённого экстрагента TODGA при контактировании с макроколичествами трансплутониевых элементов.

Начата практическая реализация экспериментального обоснования технологии регенерации урана из отходов производства препарата молибдена-99. Впервые на фильтрах-кейках от «холодных» испытаний, которые проводились с урансодержащим осадком, полученным по штатной технологии обработки облучённого уран-алюминиевого интерметаллида на необлучённом, отработаны операции растворения, контрольного вскрытия, выделения урана и получения его закиси-оксида ( $U_3O_8$ ). Экспериментально подтверждены гетерогенный состав осадка, полнота его растворения и возможность повторного использования фильтров и контейнеров. Изучены вторичные осадки, образующиеся на стадии растворения, а также показано отсутствие ядерных материалов. Подведённый баланс сошёлся с удовлетворительной точностью, получены материалы для обоснования норм потерь ядерных материалов на штатных технологических операциях.

Большая потребность в препаратах, содержащих америций, и их ограниченная доступность на рынке привели к необходимости создания простой технологии по извлечению накопившегося америция-241 из соединений энергетического плутония длительной выдержки. Экспериментально проверенные методы осадительной очистки стали основой простой гидрометаллургической схемы, по которой наработанный препарат оксида америция-241 обладал требуемой степенью очистки — до 0,2 % остаточного содержания плутония. Нарботанные партии препарата позволили в полном объёме реализовать план исследований текущего года и создали задел на 2018 год.

Реализован большой объём работ, которые в будущем должны стать основой договоров и контрактных работ отделения радиохимических технологий. Проведены эксперименты по синтезу имитаторов кориума АЭС «Фукусима-Даичи», разработке методики их растворения и извлечения ядерных материалов. Полученные результаты позволяют говорить о возможности полного растворения сложных композиций типа кориума с извлечением из них ядерных материалов и о превращении оставшихся компонентов в устойчивую форму.

Для разработки устойчивых матричных форм, пригодных для окончательной иммобилизации радиоактивных отходов, проведены эксперименты по включению имитаторов молибдатсодержащих отходов в борсиликофосфатное стекло, а также по включению электролитов

пирохимической переработки ядерного топлива в матрицы на основе минерала хлорапатита и алюмофторфосфатного стекла. Внедрён в практику новый метод синтеза стеклоподобных композиций с использованием микроволнового нагрева. Продолжены исследования полимерных композиций для дезактивации; новые модифицированные составы были испытаны на реальных объектах: в операторских помещениях, ремонтной зоне и в здании реактора СМ.

В целях сокращения количества иммобилизуемых радиоактивных отходов проведён большой объём работ по изучению возможности модификации состава муратаита и его изготовлению из радиоактивных работ меньшего уровня активности для включения в него высокоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива. Реализуя принцип «отходы в отходы», показана возможность замены части шихты муратаита на имитаторы нетехнологических РАО, например кальцината отработанных дезактивирующих растворов, сухого остатка процесса очистки низкоактивных отходов и т.д. Полученные керамики не теряют своих свойств после включения в них до 10 % высокоактивных отходов от переработки. Таким образом, может быть достигнуто значимое сокращение объёмов радиоактивных отходов на перерабатывающем заводе.

При обращении с отработанным электролитом пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива проведены эксперименты по удалению из него цезия: достигнутый уровень удаления достаточен для повторного использования электролита. Получены соединения цезия, ранее не применявшиеся в качестве матриц для его иммобилизации. В ходе проверки показана их нерастворимость в воде и минеральных кислотах (серной, соляной, азотной). Это делает данные соединения кандидатами на роль матриц для иммобилизации цезия или для изготовления рабочих тел источников излучения на его основе.

*С.В. Абрамов, С.С. Погляд*

## ОТРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВОЛОКСИДАЦИИ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Одним из перспективных направлений модификации головных операций гидрометаллургических процессов переработки смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива является применение операции волоксации, предназначенной для извлечения из ОЯТ летучих продуктов деления, таких как тритий, йод, углерод-14. Однако данный процесс исследован лишь в применении к оксидному топливу [1, 2] и частично изучен на необлучённом модельном нитридном топливе [3]. Это делает актуальным изучение поведения нитридного топлива при волоксации (при объёмном окислении) на образцах нитридного отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах.

Для оптимизации режима волоксации в рамках разрабатываемой технологии переработки СНУП ОЯТ были выполнены эксперименты по окислению данного вида топлива в потоке воздуха, по определению выхода трития, углерода-14, цезия, рутения в газовую фазу и проверке режима отмывки оболочек. Перед проведением процесса волоксации была проведена фрагментация твэлов, облучённых в реакторе БН-600 в составе комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки КЭТВС-1. Эти фрагменты разделили на несколько партий согласно координатам, длину каждого из них варьировали от 10 до 20 мм.

Отработку технологических параметров волоксации смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ проводили на установке (рис. 3.1), включающей в себя:

- ◆ аппарат шахтной печи омического нагрева;
- ◆ колонку с сорбентом;
- ◆ каскад барботёров (колонка и каскад барботёров установлены для улавливания летучих продуктов деления);
- ◆ проходную печь, необходимую для подогрева колонки с сорбентом, для минимизации оседания летучих продуктов деления на конструктивных частях колонки.

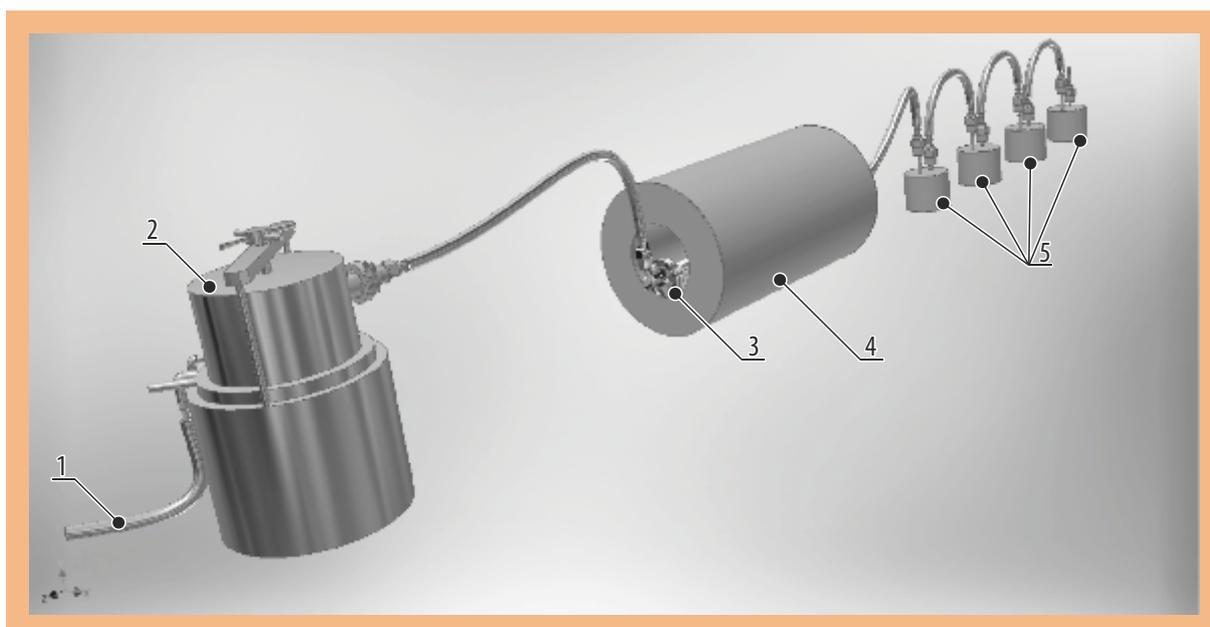


Рис. 3.1. Схема установки для проведения экспериментов по волоксации смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива: 1 — линия подачи газов в реакционную камеру аппарата окисления; 2 — аппарат окисления; 3 — колонка с сорбентом; 4 — печь проходная; 5 — каскад барботёров

Данная установка, смонтированная в радиационно-защитной камере, показана на рис. 3.2. В ходе проведения исследований определили, что полнота окисления фрагмента смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива зависит от нескольких факторов: температуры в зоне реакции, расхода окислителя (воздуха), времени эксперимента и длины фрагментов. Рассев и фракционирование окислённого топлива проводили в радиационно-защитной камере на контрольных лабораторных ситах (рис. 3.3) из нержавеющей стали с плетёной проволочной сеткой производства компании «Реч ГмбХ». Использовали сита с размером ячеек 50, 100, 200 и 400 мкм.

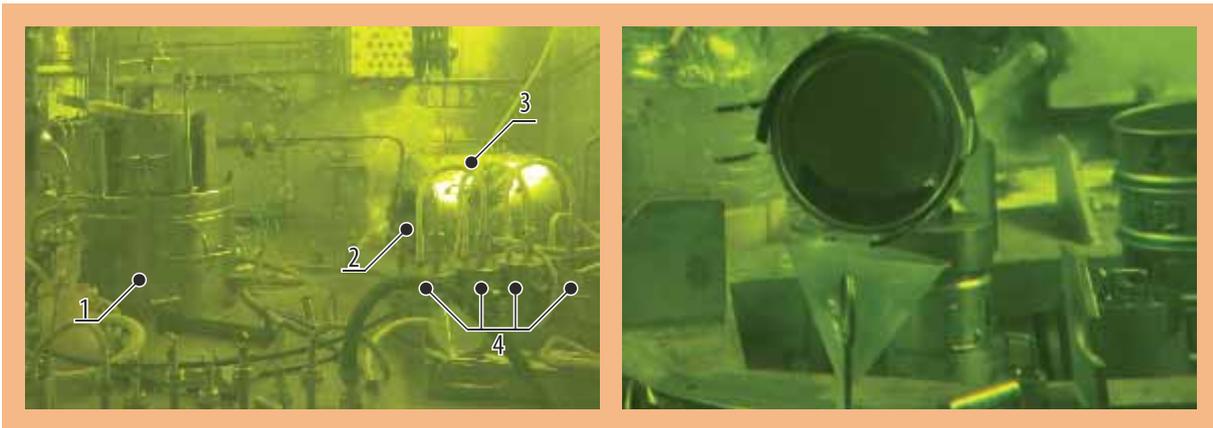


Рис. 3.2. Внешний вид установки для проведения экспериментов по волоксидации: 1 — аппарат окисления; 2 — колонка с сорбентом; 3 — печь проходная; 4 — каскад барботёров

Рис. 3.3. Рассев и фракционирование окисленного топлива в радиационно-защитной камере

Было определено, что расход окислителя не влияет на фракционный состав данного топлива, но при увеличении температуры увеличивается доля частиц размером менее 50 мкм. При всех исследованных условиях доля частиц меньше 100 мкм составила не менее 80 %. Проверен режим отмывки оболочек от остаточного содержания ОЯТ. Отмывку проводили в азотной кислоте с концентрацией 10 моль/л. Определено, что в раствор переходит значительное количество конструкционных материалов (железа, хрома, никеля) из-за растворения оксидной плёнки оболочки твэла. Изменение массы оболочки составило 4,5 %. В результате проведённых экспериментов были выбраны оптимальные условия волоксидации, благодаря чему удалось достичь:

- ◆ полноты окисления фрагмента смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива, составившего 97,9 %;
- ◆ в результате разрушения окислённых нитридных таблеток до мелкодисперсного порошка с размером частиц 100 мкм и менее (более 84 %);
- ◆ остаточного содержания ядерных материалов менее 0,1 % на поверхности оболочки после волоксидации.

#### Список литературы

1. Агеенков А.Г., Ненарокомов Э.А., Савельев В.Ф., Ястребов А.Б. Подготовка облучённого ядерного топлива к химической переработке. — М.: Энергоатомиздат, 1982. С. 68–69.
2. Волк В.И., Двоглазов К.Н., Бычков С.И. и др. Пути оптимизации окисления ОЯТ ВВЭР (волоксидация). — Тезисы докладов Седьмой российской конференции по радиохимии «Радиохимия-2012», г. Димитровград, 15–19 октября 2012 г. — Димитровград: ООО «ВДВ "ПАК"», 2012. С. 116.

3. Двоеглазов К.Н., Шадрин А.Ю., Павлюкевич Е.Ю. и др. Окисление модельного уран-плутониевого нитридного топлива и влияние этого процесса на растворение в азотной кислоте // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2016. Вып. 4 (87). С. 81–90.

*О.С. Дмитриева, П.В. Лакеев, А.О. Макаров,  
К.Н. Двоеглазов<sup>8</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>8</sup>*

## РАДИОХИМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ОБРАЗЦА ОБЛУЧЁННОГО СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

В настоящее время в литературе отсутствуют данные по разрушающему радиохимическому анализу смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива, включая измерения массовой доли нуклидов урана, плутония, младших актинидов, продуктов деления, элементов платиновой группы, переходных металлов, а также значения выгорания тяжёлых атомов. Особый интерес также представляют результаты по массовому содержанию трития и углерода-14.

Впервые в АО «ГНЦ НИИАР» проведены радиохимические исследования образца СНУП-топлива, облучённого в реакторе БН-600 в составе комбинированной экспериментальной ТВС (сборка КЭТВС-1). Координата вырезки — 1 380–1 430 мм от низа уран-плутониевого нитридного твэла № 64 (центрального). Время эксплуатации сборки КЭТВС-1 в реакторе составило 433,1 эфф. сут. Время выдержки топлива после извлечения твэла из реактора составило 1,5 года. Для проведения исследований нуклидного состава и массовой доли делящихся материалов, продуктов деления в СНУП-топливе была разработана общая схема анализа облучённого смешанного нитридного уран-плутониевого топлива (рис. 3.4). За основу выделения и очистки нуклидов взяты методы, разработанные в институте, с применением комбинации ионообменного и экстракционно-хроматографического методов. Разделение элементов проводили в две стадии. На первой стадии осуществляли выделение фракций урана, плутония, америция, кюрия, цезия и группы редкоземельных элементов ( $\Sigma$  РЗЭ) анионообменным методом; на второй стадии — разделение цезия и суммы америция, кюрия, группы редкоземельных элементов. Схема радиохимического выделения фракций СНУП-топлива показана на рис. 3.5.

Определена глубина выгорания методом накопления продуктов деления; в качестве монитора выгорания использовали суммарное накопление изотопов неодима-145, неодима-146, равное 5,51 % т.а., а также накопление неодима-148, равное 5,63 % т.а.

С использованием предложенной схемы анализа проведена оценка эффективности процедуры волоксидации радиохимическим анализом образцов смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива на содержание трития, углерода-14, цезия-137, 134, рутения-106.

<sup>8</sup> Сотрудник акционерного общества «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

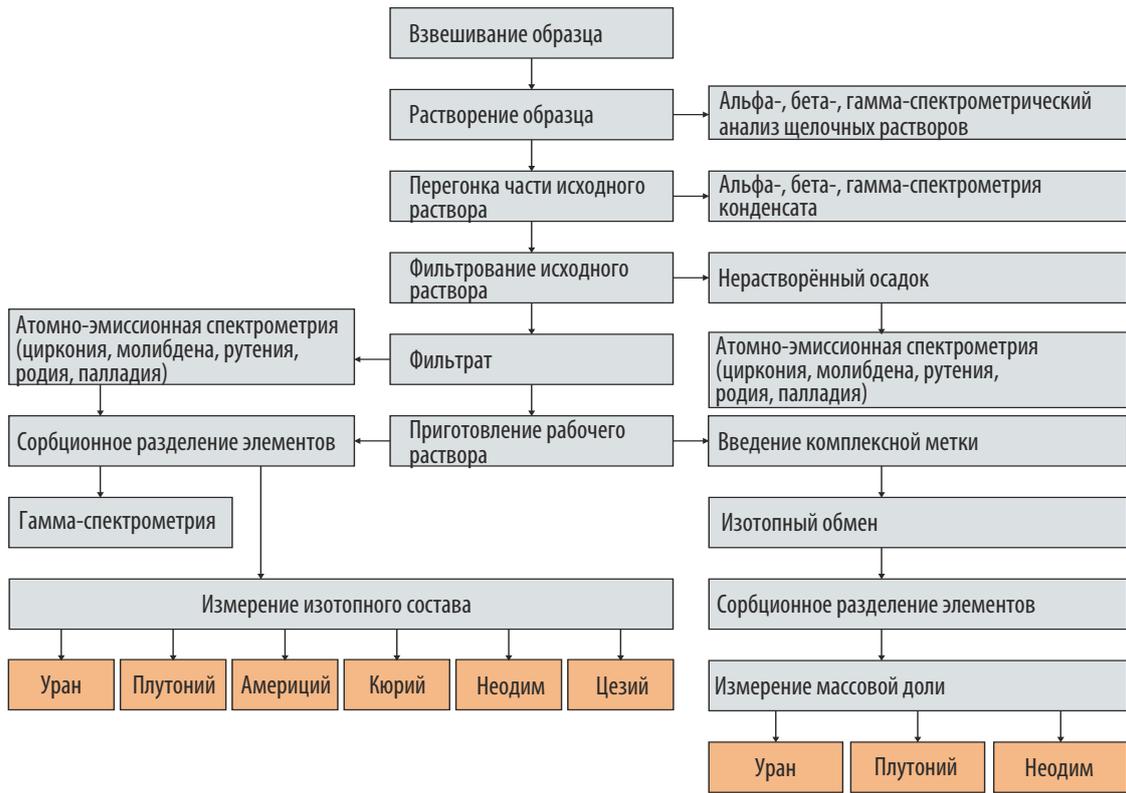


Рис. 3.4. Схема анализа облучённого смешанного нитридного уран-плутониевого топлива

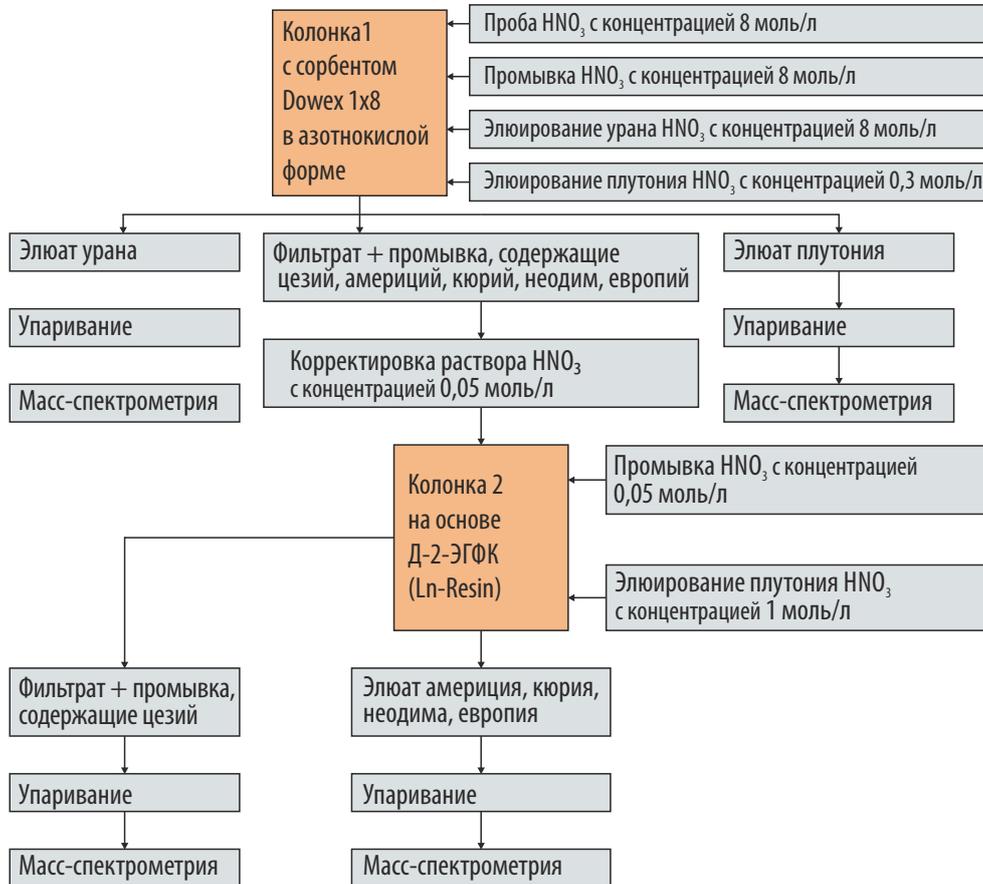


Рис. 3.5. Схема радиохимического выделения элементов

Установлено, что в волоксирированном СНУП-топливе массовая доля трития была на уровне 0,2 %; углерода-14 — 1,6 %; рутения-106, цезия-134, 137 — 50–70 % от исходного соответственно.

Полученная информация о нуклидном составе смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ при определённых параметрах облучения необходима для верификации разрабатываемых топливных и трансмутационных кодов, установления баланса делящихся материалов и продуктов деления, сечения образования младших актинидов и т.д. Эти данные определяют физические процессы, протекающие в реакторе, вопросы безопасности, экологии, экономики и стратегии развития топливного цикла.

*Е.А. Ерин, В.Н. Момотов,  
А.Ю. Волков, М.И. Хамдеев, В.Н. Курпrianов*

## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ РЕГЕНЕРАЦИИ УРАНА ИЗ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ ПРОИЗВОДСТВА МОЛИБДЕНА-99

При использовании высокоактивных отходов определяют жёсткие требования по хранению урансодержащих продуктов переработки облучённых мишеней. Это, в свою очередь, делает необходимым регенерацию урана для повторного использования. В мире существует целый набор технологий выделения урана и очистки его продуктов деления, например, ПУРЕКС-процесс, Карбэкс-процесс, газотриридные технологии, реакции в расплавах солей и т. п. Все эти технологии требуют дорогостоящего оборудования и предназначены для масштабного производства, например, для заводов по переработке отработавшего ядерного топлива. Действующее в АО «ГНЦ НИИАР» производство молибдена-99 приводит к образованию урансодержащих отходов массой десятки-сотни граммов в неделю, что делает экономически неоправданным копирование любой из промышленных технологий переработки отработавшего ядерного топлива.

Целью работы было получение экспериментальных данных для обоснования технологии регенерации урана осадительными методами из высокоактивных урансодержащих отходов производства радионуклида молибдена-99. В связи с этим были поставлены следующие задачи:

- ♦ уточнение состава и исследование физико-химических свойств урансодержащих отходов производства молибдена-99;
- ♦ изучение процесса растворения урансодержащего осадка азотнокислыми и карбонатными растворами;
- ♦ изучение поведения продуктов деления и урана в карбонатной, оксалатной, карбонатно-оксалатной, ацетатной и пероксидной системах.

Работу проводили с модельным урансодержащим осадком, образовавшимся по штатной технологии получения молибдена-99 из необлучённой уран-алюминиевой мишени:

Массовая доля:

урана со степенью обогащения 0,88 %.....	60 %
алюминия.....	40 %

Основные операции получения молибдена-99:

- ◆ обработка необлучённого уран-алюминиевого интерметаллида смесью  $\text{NaOH}$  и  $\text{NaNO}_3$  с концентрацией 3 и 4 моль/л соответственно при температуре 102–103 °С в штатном аппарате-растворителе;
- ◆ отделение урансодержащего осадка фильтрацией через нержавеющий фильтр-кейк;
- ◆ извлечение фильтра-кейка с урансодержащим осадком из аппарата и упаковка его в нержавеющий контейнер для длительного хранения;
- ◆ выдержка осадка в течение 3–5 лет.

Вскрытие контейнера с фильтром-кейком проводили в перчаточном боксе после дезактивации наружной поверхности контейнера вручную, без каких-либо приспособлений (рис. 3.6). Вид вскрытого контейнера с фильтром-кейком показан на рис. 3.7.



Рис. 3.6. Вскрытие контейнера с фильтром-кейком

Рис. 3.7. Внешний вид фильтра-кейка с урансодержащим осадком (1)

Как видно, урансодержащий осадок состоит из двух частей: жёлтого (верхний слой) и чёрного (нижний слой). Результаты рентгенофазового анализа проб осадков из разных слоев показали доминирующие фазы  $\text{Na}_2\text{U}_2\text{O}_7$  и  $\text{Na}_2\text{UO}_4$  (диуранат и уранат натрия соответственно) с возможным присутствием  $\text{Al}_2\text{O}_3$  и  $\text{NaOH}\cdot\text{H}_2\text{O}$ . В ходе работы получены следующие результаты:

- ◆ исходный урансодержащий осадок легко растворяется в разбавленной азотной кислоте и бикарбонате натрия. Определён состав выдержанного урансодержащего осадка;
- ◆ фильтр-кейк и контейнер после полного растворения урансодержащего осадка можно рекомендовать к повторному (многократному) использованию;
- ◆ урансодержащий осадок содержит алюминий с массовой долей 1–2 %. Присутствие алюминия в полученных кислых растворах даже при концентрации 0,2–1 г/л создаёт серьёзные проблемы при дальнейшем выделении урана осадительными методами. В этом случае в начале процесса необходима операция предварительного отделения алюминия;
- ◆ исследовано поведение урана и продуктов деления в пероксидной, оксалатной, карбонатной и ацетатной системах. Определены коэффициенты очистки урана в данных системах при осаждении малорастворимых соединений продуктов деления и урана.

*С.В. Абрамов, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева,  
А.С. Корнилов, А.О. Макаров, К.О. Щербакова, М.Г. Дмитриев*

## ВЫДЕЛЕНИЕ ОКСИДА АМЕРИЦИЯ-241 ИЗ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ И ОТХОДОВ МОКС-ПРОИЗВОДСТВА ДЛИТЕЛЬНОЙ ВЫДЕРЖКИ

В АО «ГНЦ НИИАР» накоплено значительное количество диоксида плутония энергетического происхождения и отходов производства МОКС-топлива. Содержащийся в них плутоний-241 в значительной степени распался до америция-241, что делает эти запасы ценным сырьём для наработки препарата оксида америция-241:



Целью проведенной работы было выделение америция-241 из выдержанной смеси оксидов плутония и урана, образующейся при переработке отработавшего ядерного топлива и отходов производства МОКС-топлива. Разработан метод, основанный на осаждении формиатов урана и плутония и последующем селективном осаждении оксалата америция. Для оценки пригодности предлагаемого метода было проведено математическое моделирование химических равновесий в системе «амерций–плутоний–щавелевая кислота», результаты которого показали возможность выделения америция из смеси урана и плутония. Были выполнены предварительные экспериментальные исследования селективного осаждения оксалата европия (имитатора америция) при избытке урана, в различных мольных отношениях оксалат-ионов к суммарному содержанию урана и европия. Проведена принципиальная проверка применимости полученных закономерностей на реальной смеси урана, плутония, америция. Получение препарата оксида америция-241 проходило по схеме, которая показана на рис. 3.8.

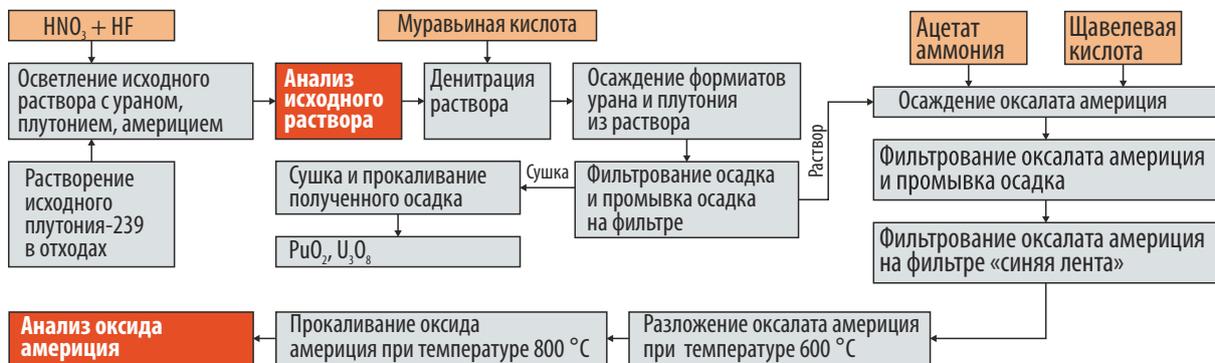


Рис. 3.8. Принципиальная схема выделения оксида америция-241 из диоксида плутония энергетического происхождения и отходов МОКС-производства длительной выдержки

Проведена пробная переработка смеси урана, плутония и америция массой 20 г. После одного цикла наработки масса полученного порошка оксида америция составила 0,9302 г. Содержание плутония и америция определяли с использованием метода альфа-радиометрии. Измерения проводили с использованием установки на основе спектрометрического устройства СУ-05 и амплитудно-цифрового преобразователя АЦП-8К-42, выпускаемого НПО «Аспект» (г. Дубна). Регистрацию альфа-частиц осуществляли ионно-имплантируемым кремниевым детектором фирмы «СНИП-Плюс» (г. Москва) с площадью окна 450 мм<sup>2</sup> и энергетическим разрешением, равным 20 кэВ. По результатам анализа полученный оксид америция-241 не содержит примесей плутония.

О.С. Дмитриева, А.С. Корнилов, А.О. Макаров, К.О. Щербакова

## АЛЮМОФТОРФОСФАТНЫЕ СТЕКЛА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ МОЛИБДАТНЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В настоящее время в научно исследовательских институтах многих стран, в том числе и в России, ведутся разработки и публикуются материалы по переработке отработавшего топлива в расплавах молибдатов щелочных металлов. Для целей переработки топлива в этих молибдатах по сравнению с уже достаточно изученной хлоридной системой имеется ряд преимуществ: отсутствие необходимости поддержания инертной атмосферы, а также отсутствие коррозионно-активного хлора [1].

После растворения облучённого топлива и извлечения урана и плутония основные продукты деления остаются в молибдатном расплаве, при регенерации которого образуются два вида твёрдых высокоактивных отходов: молибдатный осадок, содержащий основное количество продуктов деления, и отработавший электролит (после многократного использования). В качестве твёрдых матриц, фиксирующих радионуклиды, для отверждения отходов высокой активности использовали фосфатные стёкла следующего состава:  $\text{Na}_2\text{O}-\text{Al}_2\text{O}_3-\text{P}_2\text{O}_5$ . Перспективность использования таких стёкол в качестве матрицы для включения молибдатного осадка обусловлена следующими факторами:

- Таблица 3.1
- ♦ высокой радиационной стойкостью;
  - ♦ широким спектром методов получения;
  - ♦ относительной легкостью изготовления [2].

### Результаты химического анализа компонентов расплава и полученного осадка

Элемент	Массовая доля вещества, %	
	в молибдатном осадке	в регенерированном электролите
Цезий	0,003	0,006
Самарий	0,265	0,048
Церий	0,227	0,017
Неодим	0,734	Менее 0,01
Празеодим	0,314	
Цирконий	0,026	
Стронций	Менее 0,01	
Лантан	0,3	

Высокая абсорбционная способность по отношению к сверхвысокочастотному излучению основного компонента представленной матрицы: метафосфата натрия позволяет проводить выплавку стекла в микроволновой печи, что значительно облегчает процесс получения модельных образцов по сравнению с использованием печи сопротивления [3].

Для получения отходной формы был проведён эксперимент, в процессе которого имитаторы основных продуктов деления ОЯТ добавляли в расплав следующего состава:  $\text{K}_2\text{MoO}_4-\text{Li}_2\text{MoO}_4-\text{MoO}_3$ , после чего проводили регенерацию полученного плава, в ходе которой получали молибдатный осадок. Осадок и электролит после регенерации были количественно проанализированы эмиссионно-спектральным методом на содержание в них

введённых имитаторов продуктов деления. Результаты химического анализа компонентов расплава и полученного осадка после регенерации приведены в табл. 3.1.

Образцы стекла получали в СВЧ-печи мощностью 800 Вт. Варку стекла осуществляли в кварцевом тигле. При плавлении компонентов максимально зафиксированная температура составила 800 °С. Для снятия внутримолекулярного напряжения и предотвращения кристаллизации стекла образец подвергали отжигу в течение двух часов при температуре 250 °С. На рис. 3.9 показаны образцы полученных матриц.



Рис. 3.9. Вид образцов МС-1 (а), МС-2 (б), МС-3 (в)

Для изучения химической устойчивости использовали образец МС-1 (табл. 3.2), изготовленный в форме таблетки. Это исследование проводили в бидистиллированной воде при температуре 25 °С с продолжительностью выщелачивания 3, 7, 14, 21, 28 сут.

Таблица 3.2

**Состав изготовленных образцов стёкол**

Компонент	Массовая доля компонента в образце, %		
	МС-1	МС-2	МС-3
NaPO <sub>3</sub>	80	79	77,5
AlF <sub>3</sub>	16	15	15
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1	1	0,5
Молибдатный осадок	3	5	7

Значения скорости выщелачивания элементов из матрицы на двадцать восьмые сутки составили, г/(см<sup>2</sup>·сут):

Натрий .....	4,8·10 <sup>-4</sup>
Алюминий .....	1,0·10 <sup>-4</sup>
Фосфор .....	7,0·10 <sup>-4</sup>
Молибден .....	4,8·10 <sup>-5</sup>
Барий .....	1,6·10 <sup>-4</sup>
Лантан .....	1,5·10 <sup>-4</sup>
Европий .....	1,4·10 <sup>-4</sup>
Гадолиний .....	1,5·10 <sup>-4</sup>

В результате выполненной работы показана возможность включения отходов, образующихся при регенерации молибдатного расплава с имитаторами основных продуктов деления отработавшего ядерного топлива. Показано применение сверхвысокочастотного излучения для плавления основных стеклообразующих компонентов фосфатного стекла. Такой способ плавления исходных компонентов стеклофритты для изготовления образцов обладает существенным преимуществом по сравнению с плавлением в печи сопротивления: сокращением времени плавления стекла до 10–15 мин, что приводит к существенному снижению затрат энергии.

*Список литературы*

1. Hames Amber L., Tkac Peter, Paulenova Alena, Willit James L, Williamson Mark A. Investigation of molybdate melts as an alternative method of reprocessing used nuclear fuel // Journal of Nuclear Materials, 2017. V. 486. P. 158–166.
2. Полуэктов П.П., Суханов Л.П., Матюнин Ю.И. Научные подходы и технические решения в области обращения с радиоактивными отходами // Российский химический журнал, 2005. Т. 49, № 4. С. 29–41.
3. Лавринович Ю.Г., Бычков А.В. Обращение с отходами неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива: обзор. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 111 с.

*Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, С.В. Томилин,  
М.А. Кузин, Т.А. Михайлова*

## ИММОБИЛИЗАЦИЯ ОТРАБОТАВШИХ ЭЛЕКТРОЛИТОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ФОСФАТНЫЕ КОМПОЗИЦИИ НА ОСНОВЕ ХЛОРАПАТИТА И АЛЮМОФТОРФОСФАТНОГО СТЕКЛА

Пирохимические процессы переработки облучённого ядерного топлива [1, 2] проводят в расплавах солей хлоридов щелочных элементов эвтектического состава. От продуктов деления после извлечения ядерных материалов расплав очищают фосфатным или карбонатным осаждением. В результате этого образуется фосфатный (оксидный) осадок, представляющий собой один из видов высокоактивных отходов. Однако такая очистка расплава не позволяет осадить радионуклиды цезия и стронция, так как они остаются в нём полностью или частично.

После многократного использования отработавший электролит переходит в разряд высокоактивных отходов. Требуется его перевод в устойчивые формы. Кондиционирование такого вида отходов представляет значительные трудности. Химический передел хлоридов неизбежно приводит к образованию коррозионно-активных газов: хлора и хлороводорода. Включение хлорсодержащих отходов в кристаллические матрицы осложняется тем обстоятельством, что в природе почти нет малорастворимых, химически и термически прочных кристаллических соединений, которые включали бы одновременно катионы щелочных элементов (особенно цезий) и ионы хлора.

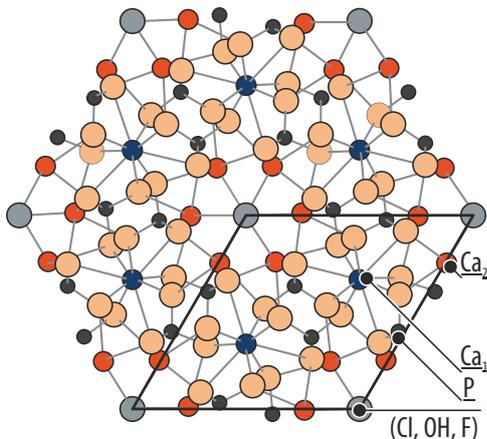


Рис. 3.10. Вид структуры апатита

была экспериментальная проверка возможности получения фосфатов со структурой хлорапатита из солевых систем электролитов пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива. Из исходных систем расплавов  $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$  и  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  получили фосфатные композиции по следующим реакциям:



Хлориды вводили в матрицу при смешении компонентов с последующей термической обработкой, которую проводили в шахтной печи при температуре 600, 700, 800, 1 000 °С (по три часа на каждой стадии). Полученные продукты термообработки анализировали рентгенографически (камера Дебая–Шеррера,  $\text{CuK}_{\alpha}$ -излучение). Результаты анализа фазового состава полученных продуктов свидетельствуют о кристаллизации целевых фаз апатита при температуре 600 °С (табл. 3.3).

Одним из немногих природных минералов фосфатного класса является апатит с общей химической формулой  $\text{Ca}_5(\text{PO}_4)_3\text{Cl}$ , способный включать в себя катионы щелочных металлов и хлор одновременно [3]. Структура апатита (пространственная группа  $\text{P6}_3/\text{m}$ ) образована изолированными фосфоркислородными тетраэдрами, которые объединяются с помощью ионов кальция. Ионы кальция занимают две кристаллографические позиции:  $\text{Ca}_1$  — на тройных осях и  $\text{Ca}_2$  — в зеркальной плоскости симметрии. Структура апатита показана на рис. 3.10.

Ранее уже предпринимались попытки исследования материалов такого класса с целью разработки матрицы для включения соледержащих отходов сложного состава [4, 5]. Целью настоящей работы

Таблица 3.3

**Фазовый состав полученных фосфатных композиций**

Фосфатный продукт (валовая формула)	Температура термообработки, °С	Фазовый состав
$\text{Ca}_9\text{Cs}_{1,34}\text{Na}_{0,66}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$	600	Апатит
	700	Апатит + витлокит + CsCl
	800	
	1 000	Витлокит + апатит
$\text{Ca}_8\text{Li}_{2,4}\text{K}_{1,6}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$	600	Апатит + фаза KCl
	700	
	800	Витлокит (основная фаза) + апатит
	1 000	

На рис. 3.11 и 3.12 изображены штрихрентгенограммы фосфатных продуктов, полученных после термообработки. Повышение температуры приводит к кристаллизации дополнительной фазы витлокита  $\text{Ca}_3(\text{PO}_4)_2$ . Кроме того, на многих рентгенограммах идентифицируют участки хлоридов цезия и калия, которые свидетельствуют, очевидно, о дополнительных ограничениях изоморфной ёмкости фазы апатита, что является предметом отдельных исследований.

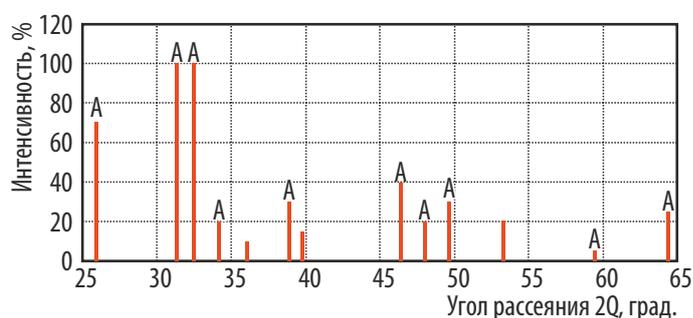


Рис. 3.11. Рентгенограмма фосфата  $\text{Ca}_9\text{Cs}_{1,34}\text{Na}_{0,66}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$  (термообработка при  $T = 600^\circ\text{C}$ ), рефлексы А — гексагональный апатит

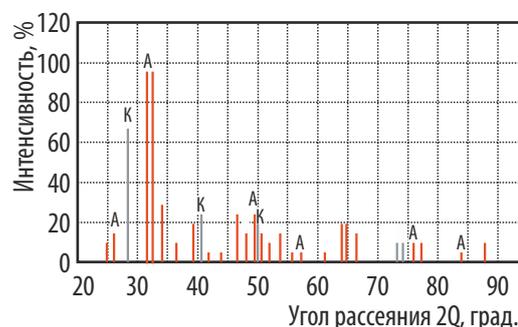


Рис. 3.12. Рентгенограмма фосфата  $\text{Ca}_8\text{Li}_{2,4}\text{K}_{1,6}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$  (термообработка при  $T = 600^\circ\text{C}$ ), рефлексы, А — гексагональный хлорапатит, К — кубический KCl

Присутствие хлоридных фаз существенно сказывается на химической устойчивости полученных материалов. Результаты теста ( $T = 20^\circ\text{C}$ , бидистиллированная вода) на химическую устойчивость [б] двух образцов таблеток фосфатных продуктов, полученных после их термообработки при температуре  $600^\circ\text{C}$ , показали, что значения скорости выщелачивания на седьмые сутки для цезия и натрия состава  $\text{Ca}_9\text{Cs}_{1,34}\text{Na}_{0,66}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$  равны  $1,52 \cdot 10^{-1}$  и  $2,22 \cdot 10^{-2}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) соответственно, а для лития и калия состава  $\text{Ca}_8\text{Li}_{2,4}\text{K}_{1,6}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$  —  $2,80 \cdot 10^{-1}$  и  $4,32 \cdot 10^{-2}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) соответственно. В целях повышения защитного барьера проведено исследование по включению полученных фосфатных продуктов в алюмофторфосфатное стекло. При этом предварительная конверсия хлоридов в хлорапатиты является целесообразной, так как хлоридные соли обычно плохо включаются в фосфатные и боросиликатные стёкла.

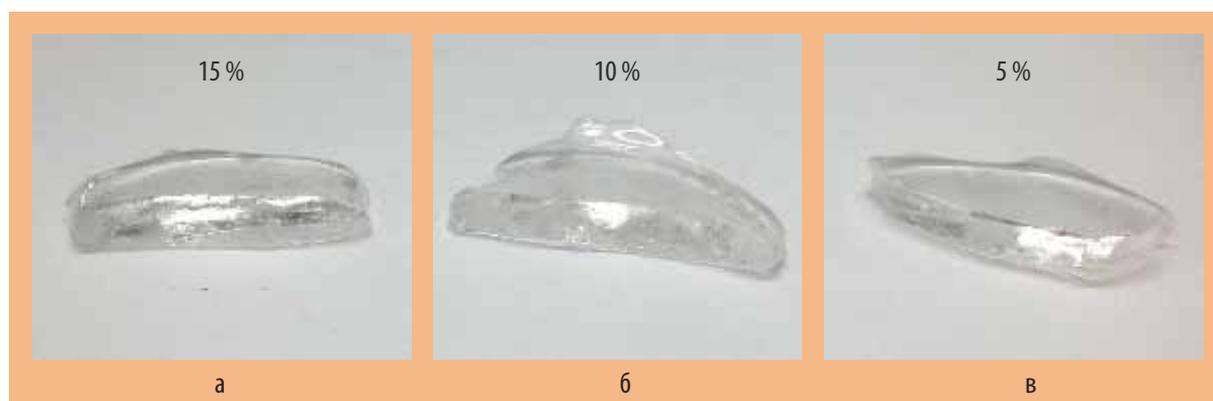
Для демонстрации дополнительной стадии остекловывания были изготовлены образцы 1 ( $\text{CA}_3-15-1$ ), 2 ( $\text{CA}_3-10-10-1$ ), 3 ( $\text{CA}_3-5-1$ ) из фосфатных продуктов солевой системы  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  (табл. 3.4).

Таблица 3.4

## Состав алюмофторфосфатных стёкол

Компонент	Содержание компонента, %		
	Образец 1	Образец 2	Образец 3
AlF <sub>3</sub>	12	12	12
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1	1	1
NaPO <sub>3</sub>	72	77	82
Ca <sub>8</sub> Li <sub>2,4</sub> K <sub>1,6</sub> (PO <sub>4</sub> ) <sub>6</sub> Cl <sub>2</sub>	15	10	5

Варку стёкол осуществляли сплавлением компонентов при температуре, равной 1 000 °С. Увеличение содержания апатита от 5 до 15 % в составе стекла не влияло на механическую устойчивость образцов и не приводило к фазовому расслоению; все три образца представляли собой гомогенные прозрачные бесцветные образцы (рис. 3.13). Результаты рентгенофазового анализа подтвердили отсутствие дифракционных рефлексов на рентгенограммах, что свидетельствовало об аморфности полученных образцов стекла.

Рис. 3.13. Изготовленные образцы (а, б, в) алюмофторфосфатного стекла с фосфатным продуктом Ca<sub>9</sub>CS<sub>1,34</sub>Na<sub>0,66</sub>(PO<sub>4</sub>)<sub>6</sub>Cl<sub>2</sub>

Как показал тест на выщелачивание (Т = 20 °С, бидистиллированная вода) образца 1, дополнительная стадия остекловывания хлорапатитного продукта приводит к существенному повышению химической устойчивости [6]. Результаты испытаний и полученные значения скорости выщелачивания приведены в табл. 3.5.

Таблица 3.5

## Значения скорости выщелачивания химических элементов (компонентов стекла) для образца 1

Время, сут	Скорость выщелачивания химического элемента, г/(см <sup>2</sup> ·сут)			
	Алюминий	Кальций	Калий	Литий
1	9,34·10 <sup>-5</sup>	1,20·10 <sup>-4</sup>	6,97·10 <sup>-5</sup>	3,02·10 <sup>-4</sup>
3	7,37·10 <sup>-5</sup>	8,31·10 <sup>-5</sup>	4,61·10 <sup>-5</sup>	2,32·10 <sup>-4</sup>
7	5,10·10 <sup>-5</sup>	5,67·10 <sup>-5</sup>	3,07·10 <sup>-5</sup>	1,60·10 <sup>-4</sup>
14	4,13·10 <sup>-5</sup>	5,14·10 <sup>-5</sup>	2,11·10 <sup>-5</sup>	9,71·10 <sup>-5</sup>

Экспериментально установлено, что аморфные прозрачные образцы стекла получают при содержании в шихте не более 1 и 12 % Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> и AlF<sub>3</sub> соответственно и максимальной загрузке хлорапатита — до 15 %.

*Список литературы*

1. Скиба О.В., Кислый В.А., Савочкин Ю.П., Вавилов С.К. Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 348 с.
2. Шадрин А.Ю., Двоеглазов К.Н., Масленников А.Г. и др. РН-процесс — технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 // Радиохимия, 2016. Т. 58, № 3. С. 234–241.
3. Бетехтин А.Г. Курс минералогии. — М.: Государственное издательство геологической литературы, 1951. С. 543.
4. Vance E.R., Davis J., Olufson K. et al. Candidate waste forms for immobilisation of waste chloride salt from pyroprocessing of spent nuclear fuel // Journal of Nuclear Materials, 2012. V. 420. P. 396–404.
5. Donald I.W., Metcalfe B.I., Fong S.K., Gerrard L.A., Scheele R.D. A glass-encapsulated calcium phosphate wasteform for the immobilization of actinide-, fluoride- and chloride-containing radioactive wastes from the pyrochemical reprocessing of plutonium metal // Journal of Nuclear Materials, 2007. V. 361, issue 1. P. 78–93.
6. ГОСТ 52126-2003. Национальный стандарт Российской Федерации. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Госстандарт России: ИПК «Издательство стандартов», 2003. — 5 с.

*А.А. Лизин, С.В. Томилин, А.А. Колобова*

## ВОЗМОЖНОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ, СОДЕРЖАЩИМИ БЕРИЛЛИЙ

В настоящее время бериллий широко используют в качестве материала отражателя и замедлителя нейтронов активных зон исследовательских ядерных реакторов, планируется его применение в качестве конструкционного материала термоядерных реакторов. Это обусловлено необходимостью реализации специальных нейтронно-физических требований к конструкции активной зоны, часто для увеличения потока нейтронов их отражением и возвратом в зону.

При облучении в атомном реакторе изделия из бериллия происходит деградация его физико-механических свойств и образование радиоактивных изотопов в результате ядерных реакций его собственных и примесных атомов (железа, алюминия, титана, меди, марганца, магния, хрома, кремния, углерода, кислорода, азота, водорода и др.), приводящих к повышению общей объёмной радиоактивности массива бериллиевого блока. В исследовательском ядерном реакторе бериллий приходится заменять приблизительно после 8–10 лет эксплуатации. В энергетических термоядерных реакторах планируется замена бериллия через каждые пять лет работы на номинальной мощности. Поэтому актуален возврат в производственный цикл (рефабрикация, рециклинг) этого дорогостоящего металла с целью его повторного использования.

На прошедшем в августе 2017 года девятом совместном координационном заседании группы российских и германских экспертов была подтверждена актуальность научно-исследовательских работ по очистке облучённого бериллия от радиоактивных примесей. Результаты исследований содержания радиоактивных элементов в облучённом бериллии показали наличие следующих основных радионуклидов [1, 2]: трития (период полураспада  $T_{1/2} = 12,3$  г); ко-

бальта-60 ( $T_{1/2} = 5,27$  г); цезия-137 ( $T_{1/2} = 30$  лет); цезия-134 ( $T_{1/2} = 2,06$  г); марганца-54 ( $T_{1/2} = 312$  сут) и трансурановых элементов [2].

В АО «ГНЦ НИИАР» разработан, исследован [3] и запатентован [4] технологичный способ очистки металлического бериллия от радиоактивных примесей, позволяющий перевести облучённый бериллий из категории высокоактивных твёрдых отходов в категорию низкоактивных термическим удалением трития с последующим растворением его в кислоте и осаждением гидроксида бериллия. Результаты исследований [5] показали, что при использовании данного метода облучённый бериллий был хорошо очищен от радионуклидов (коэффициент очистки — более  $10^4$  без учёта радиоактивности трития). Однако недостатком способа является большое количество образующихся жидких радиоактивных отходов и необходимость восстанавливать оксид бериллия до металла. Более интересным мог бы стать метод растворения металлического бериллия в растворах фторидных солей с последующей кристаллизацией из растворов тетрафторбериллата аммония, при разложении которого образуется бифторид бериллия, который магнийтермическим способом может быть восстановлен до металлического бериллия.

Проведена предварительная экспериментальная проверка процессов растворения металлического бериллия в водных растворах фторида аммония. Экспериментально подтверждена возможность растворения металлического бериллия в водных растворах фторида аммония с концентрацией 1 моль/л. Время полного растворения навесок металлического бериллия массой, равной 0,236 г, составило 5 сут. Исключение плавиковой кислоты из схемы растворения облучённого бериллия существенно упростит технологическое оформление процессов его регенерации (рис. 3.14).

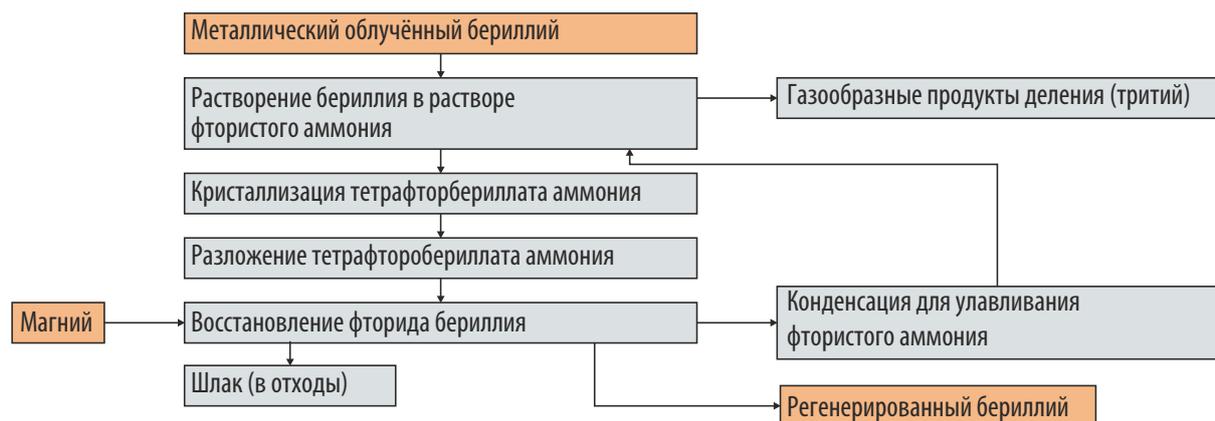


Рис. 3.14. Схема регенерации облучённого бериллия

#### Список литературы

1. Леваков Б.И., Ю.П. Анохин, В.Д. Гаврилов и др. Определение содержания радиоактивных элементов в облучённом бериллии // Радиохимия, 2011. Т. 53, № 6. С. 538–541.
2. Tranter Troy J. Processing irradiated beryllium for disposal / Troy J. Tranter, Richard D. Tillotson, Nick R. Mann, Glen R. Longhurst // Proceedings of the 7<sup>th</sup> International Workshop on Beryllium Technology, November 30–December 2, 2005. — USA: California, Santa Barbara, 2006. P. 95–98.
3. Леваков Б.И., Посевин А.О., Покровский А.С. и др. Дезактивация облучённого бериллия от радиоактивных примесей путём осаждения гидроксидов // Радиохимия, 2012. Т. 54, № 4. С. 328–332.
4. Патент 2534023 Российской Федерации, 51МПК G21F9/28. Способ очистки облучённого бериллия от радиоактивных примесей / Б.И. Леваков, А.О. Посевин, А.С. Покровский, М.Н. Святкин // Бюл., 2014. № 33. С. 5.
5. Посевин А.О., Леваков Б.И., Н. Ф. Демченко и др. Оценка возможности очистки облучённого бериллия от радиоактивных примесей с использованием метода осаждения гидроксидов в присутствии комплексона // Радиохимия, 2015. Т. 57, № 1. С. 81–85.

А.А. Лизин, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, А.О. Посевин

## ВЫДЕЛЕНИЕ ЦЕЗИЯ ИЗ ИМИТАТОРА ОТРАБОТАННОГО ЭЛЕКТРОЛИТА

В процессе переработки отработанного ядерного топлива возможно образование большого количества радиоактивных отходов, при нецелевом обращении с которыми возможно загрязнение объектов гидросферы делящимися материалами, продуктами деления, трансураниевыми элементами. Значительный вклад в удельную активность таких отходов вносит долгоживущий  $\beta$ -излучающий радионуклид цезий-137.

Для снижения объёма отходов возможно применение пирохимических методов переработки отработанного ядерного топлива. Во многих из них используют электрохимическое выделение ядерных материалов из солевых систем, в основе которых присутствуют хлориды щелочных металлов. В результате образуется смесь хлоридов щелочных металлов с включением хлорида цезия-137. Это требует особых способов обращения в связи с его высокой растворимостью в воде, прямое захоронение такого электролита невозможно. Известно [1–4], что включение хлоридов возможно в структуры типа пирохлора, при этом степень включения очень низка и прямое включение нецелесообразно. Возможно повторное использование отработанного электролита после очистки от элементов с высоким энерговыделением, в частности от цезия-137. Такую очистку осуществляют прямым воздействием на расплав, например, сорбционной очисткой при помощи цеолитовых колонн или добавлением осадителя. Результаты ранее выполненных в институте работ показали, что коэффициент очистки при использовании цеолитовых колонн не превышает трёх. Получаемый таким образом продукт также требует последующего кондиционирования для перевода в форму, подлежащую захоронению. Поэтому одним из перспективных направлений является добавление осадителя с последующей фильтрацией и возврат очищенного электролита.

Хорошо известно, что ферроцианиды переходных металлов обладают высокой эффективностью по отношению к цезию. Такие сорбенты показали свои хорошие свойства относительно выделения цезия из растворов различного содержания. Возможность применения такого типа осадителей по отношению к расплавам хлоридов щелочных металлов для селективного удаления цезия не изучена.

Целью работы являлась экспериментальная проверка удаления цезия из имитаторов отработанного электролита состава  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  с присутствием  $\text{CsCl}$ . Для осуществления поставленной цели были выбраны следующие объекты исследования: хлорид лития, хлорид калия, гексацианоферрат калия (III), хлорид цезия, серная кислота. Проведён синтез модельного электролита по следующей методике:

- ◆ подготовка навесок хлоридов лития, калия и цезия;
- ◆ совместное расплавление при температуре  $500\text{ }^\circ\text{C}$ ;
- ◆ продувка расплава хлористым водородом, получаемым добавлением концентрированной серной кислоты к хлориду калия в течение двух часов;
- ◆ продувка расплава аргоном для удаления следов хлористого водорода;
- ◆ внесение навесок гексацианоферрата калия (III) в расплав;
- ◆ выдержка при температуре  $500\text{ }^\circ\text{C}$  в течение двух часов;
- ◆ выливание расплава в тигель с последующим естественным охлаждением в воздушной атмосфере.

Внешний вид полученных слитков показан на рис. 3.15.

Хорошо видно, что во всём объёме расплава присутствуют включения образующегося осадка, что может повлиять на процесс фильтрации. Для оптимизации процесса добавления осадителя было предложено предварительное прессование таблеток с последующим отжигом при температуре  $100\text{ }^\circ\text{C}$ . К сожалению, при добавлении такого же количества осадителя в виде таблеток происходит обильное пенообразование, которое мешает направленному движению образующихся частиц. Также не подтверждено предположение о влиянии магнитного поля на полноту седиментации. При этом слиток застывал в тигле при естественном охлаждении. На рис. 3.16 показан внешний вид слитка после воздействия внешнего магнитного поля.



Рис. 3.15. Внешний вид полученных сплавов модельного электролита с гексацианоферратом (III) калия: вид снизу (а), вид сверху (б), вид в расколе (в)



Рис. 3.16. Внешний вид слитка в расколе сплава, полученного при осаждении цезия гексацианоферратом (III) калия

В этой работе также изучали полноту удаления цезия из расплавов с первоначальной массовой долей цезия 3, 5 и 10 %. Удалось достигнуть удаления цезия из расплавов, составившего 80, 60, 50 %, для цезия с массовой долей 10, 5 и 3 % соответственно. Данные представлены в табл. 3.6. Можно видеть, что для разных значений первоначальной массовой доли не достигается общей остаточной концентрации цезия, что это требует дополнительных исследований. В данной работе также изучали полноту удаления цезия из расплавов с первоначальной массовой долей цезия 3, 5 и 10 %. Удалось достигнуть удаления цезия из расплавов, составившего 80, 60, 50 %, для цезия с массовой долей 10, 5 и 3 % соответственно. Данные представлены в табл. 3.6. Можно видеть, что для разных значений

Таблица 3.6

**Остаточное содержание цезия после осаждения гексацианоферратом калия (III) в расплаве  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$**

Масса, г		Распределение цезия, %	
электролита	цезия	в расплаве	в твёрдой фазе
12,89	0,39	0,60	0,40
35,63	0,69	0,20	0,80
36,43	1,25	0,34	0,66
23,87	0,34	0,48	0,52
30,58	0,72	0,47	0,53
38,41	0,91	0,24	0,76

первоначальной массовой доли не достигается общей остаточной концентрации цезия и требуются дополнительные исследования.

При изучении природы образующихся осадков в растворах неорганических кислот была рассмотрена растворимость, продемонстрировавшая невосприимчивость к азотной, соляной и плавиковой кислотам.

В результате проведённых работ показана:

- ♦ возможность удаления цезия из расплава добавлением гексацианоферратов щелочных металлов;
- ♦ неэффективность добавления гексацианоферрата калия к расплаву в виде таблеток в связи с обильным пенообразованием;

- ♦ эффективность добавления (до 80 %) гексацианоферрата калия к расплавам щелочных металлов для удаления цезия;
- ♦ отсутствие влияния магнитного поля на осаждения цезия из хлоридного расплава гексацианоферратом (III) калия.

#### Список литературы

1. Yung-ZunChoByung-GilAhnHee-ChulEunJin-SukJungHan-SooLee. Melt Crystal-lization Process Treatment of LiCl Salt Waste Generated from Electrolytic Reduction Process of Spent Oxide Fuel // Energy Procedia, 2011. V. 7. P. 525–528.
2. Yung-Zun Cho, Gil-Ho Park, Han-Su Lee, In-Tae Kim, Dae-Seok Han, Concentration of Cesium and Strontium Elements Involved in a LiCl Waste Salt by a Melt Crystallization Process // Nuclear Technology, 2010. V. 171, issue 3. P. 325–334.
3. Ahluwalia R.K., Geyer H.K., Pereira C., Ackerman J.P. Modeling of a Zeolite Column for the Removal of Fission Products from Molten Salt // Ind. Eng. Chem. Res., 1998. V. 37. P. 145–153.
4. Кузин М.А., Макаров А.О. Селективные свойства сорбента цеолита NaA для очистки солевых расплавов // Экология и промышленность России, 2014. № 12. С. 8–10.

*С.С. Погляд, П.И. Нечаев, Н.С. Анкудинова*

## МИКРОВОЛНОВОЙ СИНТЕЗ МЕТАФОСФАТА НАТРИЯ ДЛЯ ОСТЕКЛЫВАНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Развитие ядерных энерготехнологий нового поколения требует создания исследовательских комплексов для разработки и экспериментального обоснования процессов и аппаратов переработки отработавшего ядерного топлива и обращения с образующимися радиоактивными отходами. Кондиционирование высокоактивных отходов в промышленном масштабе осуществляют, например, во Франции, Англии и России остекловыванием в стеклоподобные продукты на основе боросиликатных и фосфатных систем [1, 2].

Вследствие высокой абсорбционной способности к микроволновому излучению дигидрофосфата натрия (реагента, из которого получают основной стеклообразующий компонент  $(\text{NaPO}_3)_n$  или стеклофритты на его основе) и относительно низкой температуры (до 1 000 °С) варки алюмофосфатного стекла особую актуальность приобретают натрийалюмофторфосфатные стекломатрицы, разработанные в Институте физической химии Академии наук СССР и НИИАРе, для остекловывания твёрдых и жидких высокоактивных отходов [1, 3]. Цель данной работы — апробация микроволнового нагрева для остекловывания имитаторов высокоактивных твёрдых отходов процессов переработки отработавшего ядерного топлива в молибдатных расплавах. В качестве стеклообразующей системы выбрано молибдофосфатное стекло из-за возможности его использования для кондиционирования высокоактивных отходов, а также как нагревателя в среднетемпературных микроволновых печах или как материал для производства фотolumинесцентных датчиков и катализа [4–6].

Для осуществления поставленной цели получены два молибдофосфатных стеклоподобных рентгеноаморфных образца М-0 и М-1 (рис. 3.17) обработкой стеклошхты, загруженной в кварцевый тигель, микроволновым излучением бытовой микроволновой СВЧ-печи MYSTERY мощностью 800 Вт с частотой магнетрона 2,45 ГГц [4, 7].



Рис. 3.17. Стеклоподобные образцы М-0 (а) и М-1 (б) молибдофосфатного стекла

Массовая доля компонентов стеклошхты, выбранных на основании литературных данных [1–7]), составляла, %:

Для образца М-0:

$K_2MO_4-Li_2MO_4-MoO_3$ .....	31
$NaH_2PO_4 \cdot 2H_2O$ .....	68
$Al_2O_3$ .....	2

Для образца М-1:

$K_2MO_4-Li_2MO_4-MoO_3$ с имитаторами продуктов деления ( $Y_2O_3, ZrO_2, MnO_2, CdO, Sr(NO_3)_2, SnO_2, CH_3CO_2, BaCO_3, La_2O_3,$ $CeO_2, Pr_2O_3, Nd_2O_3, Sm_2O_3, Eu_2O_3, Gd_2O_3$ ) .....	25
$NaH_2PO_4 \cdot 2H_2O$ .....	74
$Al_2O_3$ .....	1

Экспериментальная оснастка для получения образцов показана на рис. 3.18.



Рис. 3.18. Экспериментальная оснастка: а — кварцевый тигель до варки образца М-0:  $K_2MO_4-Li_2MO_4-MoO_3$  (1) и  $NaH_2PO_4 \cdot 2H_2O$  (2); б — керамический тигель (охранный стакан) (3); кварцевый тигель после варки образца М-0 (4); металлический тигель для отжига (5)

При рентгенофазовом анализе показано, что синтезированные с использованием микроволнового нагрева образцы М-0 и М-1 являются рентгеноаморфными. Определена гидролитическая стойкость полученных образцов по ГОСТ Р 52126–2003. В результате проверки гидролитической стойкости образцов М-0 и М-1 определено, что образец М-0 растворился полностью за четырнадцать суток. Скорость выщелачивания компонентов стекломатрицы образца М-1, а также цезия оказалась в 1000 раз больше скорости выщелачивания цезия  $10^{-5}$ – $10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), установленной в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии [8].

В результате выполненной работы сделаны следующие выводы:

- ◆ использование микроволнового СВЧ-излучения позволяет значительно уменьшить продолжительность обработки и, следовательно, затраты энергии, а также коррозию тигля при варке стеклофритты на основе метафосфата натрия: с 3–6 ч в печи сопротивления мощностью 1–2 кВт до 10 мин в бытовой микроволновой печи мощностью 800 Вт и частотой магнетрона 2,45 ГГц;
- ◆ гидролитическая стойкость полученных образцов не достаточна для удовлетворения требований безопасности федеральных норм и правил в области использования атомной энергии НП-019-15 [8].

#### Список литературы

1. Лавринович Ю.Г., Бычков А.В. Обращение с отходами неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива: обзор. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 111 с.
2. Кузин М.А., Боровков А.А., Макаров А. О. и др. Разработка концепции модульного узла остекловывания высокоактивных отходов. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 году), 2017. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 159–161. Режим доступа: [http://www.niiar.ru/sites/default/files/godovoy\\_nauchnyy\\_2016\\_sayt\\_2.pdf](http://www.niiar.ru/sites/default/files/godovoy_nauchnyy_2016_sayt_2.pdf). Дата обращения: 18.01.2018.
3. Lavrinovich Yu.G., Kuzin M.A., Kormilitsyn M.V. et al. Combined Vitrification of Chloride and Phosphate Wastes by Pyroelectrochemical Reprocessing of Nuclear Fuel // Atomic Energy, 2006. V. 101, No. 6. P. 894–896.
4. Renuka C., Shinde A.B., Krishna P.S.R., Reddy C.N. Structural analysis of molybdo-zinc-phosphate glasses: Neutron scattering, FTIR, Raman scattering, MAS NMR studies // Journal of Molecular Structure, 2016. V. 1118. P. 83–90.
5. Mei Feng, Meng Zhang, Ji-Ming Song, Xiao-Guang Li and Shu-Hong Yu. Ultralong Silver Trimolybdate Nanowires: Synthesis, Phase Transformation, Stability and Their Photocatalytic, Optical and Electrical Properties // Washington: American Chemical Society Nano, 2011. V. 5. Part 8. P. 6526–6735. DOI: 10.1021/nn202296h. Режим доступа: <https://pubs.acs.org/doi/10.1021/nn202296h>. Дата обращения: 18.01.2018.
6. Yasser B. SADDEEK S.M. ABO-NAF. Influence of MoO<sub>3</sub> on the Structure of Lithium Aluminum Phosphate Glasses. ARCHIVES OF ACOUSTICS, 2012. V. 37, No. 3. P. 341–347.
7. Chenu S., Rocherullè J., Lebullenger R. et al. Synthesis and characterization of tin containing molybdophosphate and tungstophosphate glasses // Journal of Non-Crystalline Solids, 2010. V. 450. P. 12–19.
8. НП 019-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015. — 22 с.

М.А. Кузин



4

# ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ



Основной задачей отделения радионуклидных источников и препаратов в 2017 году было увеличение объёма производства и поставок радиоизотопной продукции. Для решения этой задачи был расширен как круг потребителей продукции, так и её ассортимент.

В отчётном году так же, как и в предшествующем, 90 % объёма реализации в денежном выражении пришлось на долю традиционных продуктов — препаратов на основе молибдена-99 и стронция-89 и изделий (источники ионизирующего излучения и облучённые материалы) на основе таких радионуклидов, как селен-75, иридий-192, кобальт-60, калифорний-252 (рис. 4.1).

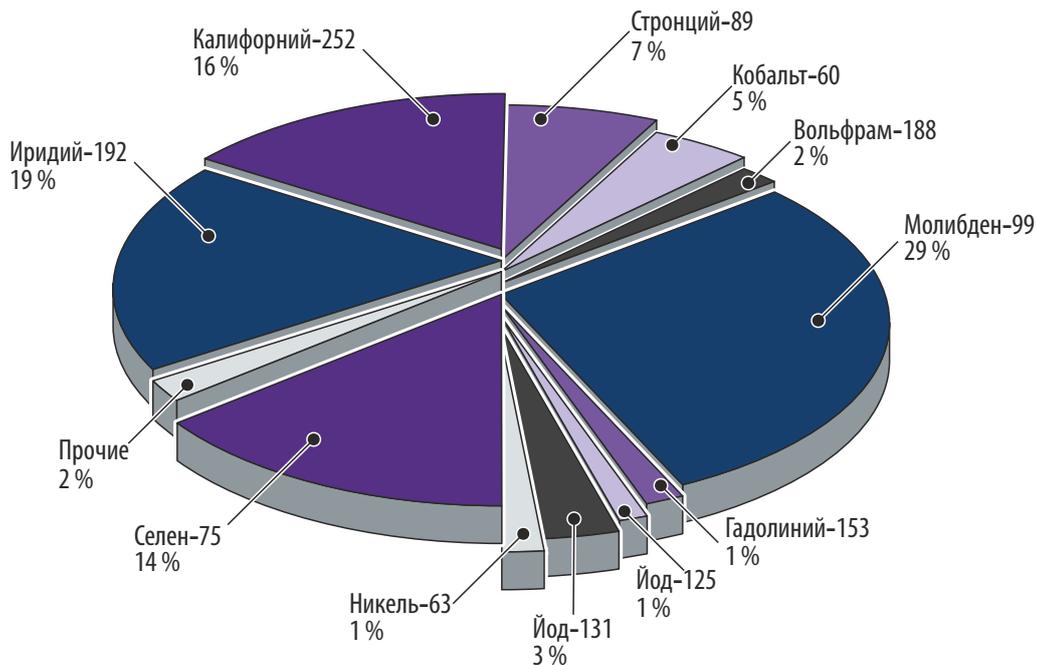


Рис. 4.1. Структура объёма продаж радионуклидной продукции в 2017 году

Из радионуклидных препаратов наибольший вклад в объём реализации внесло производство молибдена-99, при этом по сравнению с 2016 годом доля данного препарата в выручке от реализации радионуклидной продукции увеличилась на 3 %. Поставки осуществлялись в АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова», Национальную комиссию по ядерной энергии Бразилии<sup>9</sup>, аргентинскую фирму «Бэкон Лабораторис»<sup>10</sup>, впервые в число потребителей препарата вошли также аргентинская фирма «Техноньюклеар С.А.»<sup>11</sup> и иранская компания «Парс Изотоп Ко»<sup>12</sup>. Объём реализации молибдена-99 в 2017 году, превысив данный показатель предыдущего года, составил 493,173 ТБк (фактическая калибровка активности). Производство и отгрузку препарата молибдена-99 осуществляли еженедельно на регулярной основе и периодически — дважды в неделю — с соответствующим увеличением суммарного объёма отгрузки до 16,65 ТБк (с фактической калибровкой на шестые сутки) в неделю. Персоналом установки по производству молибдена-99 и инженерными службами отделения радионуклидных источников и препаратов выполнен значительный объём работ по обеспечению работоспособности оборудования и систем производства в условиях нарастающего количества случаев выхода их из строя и отсутствия штатной технологии дистанционного устранения обнаруженных неисправностей. Учитывая накопленную статистику отказов, был сформирован подход к организации технического обслу-

<sup>9</sup> CNEN/SP. — Прим. ред.

<sup>10</sup> Bacon Laboratorios. — Прим. ред.

<sup>11</sup> Technonuclear S.A. — Прим. ред.

<sup>12</sup> Pars Isotope Co. — Прим. ред.

живания и ремонта оборудования и систем установки по производству молибдена-99, разработана и утверждена соответствующая нормативная документация.

Из радионуклидных источников ионизирующего излучения и облучённых материалов наибольший вклад в объём реализации радионуклидной продукции внесло производство иридия-192. В отчётном году была продолжена работа по оптимизации схемы облучения, повышающей оперативность реагирования производства на возможное резкое увеличение спроса на иридий-192, а в условиях стабилизации спроса обеспечивающей ускоренное накопление кобальта-60 в тех же позициях для облучения.

В течение года проведены работы по обеспечению выполнения текущих и перспективных заказов потребителей на поставку источников на основе калифорния-252 промышленного и медицинского назначения. Штатная технология производства калифорния-252 является длительным, многоэтапным процессом, включающим реакторное облучение граммового количества плутония, америция или кюрия и промежуточное радиохимическое отделение образующихся осколков деления и изотопов трансплутониевых элементов. Завершающим этапом процесса является облучение мишеней с кюрием и радиохимическое выделение из них калифорния-252, длительность данного этапа составляет 1–1,5 года. Были впервые реализованы экспрессные технологии реакторного накопления калифорния-252 из стартовых нуклидов: калифорния-249, берклия-249 — и радиохимического выделения калифорния-252 из облучённого материала, обеспечившие выполнение срочного заказа на поставку двух пусковых источников нейтронов для Белоярской АЭС в условиях фактического отсутствия на момент поступления заказа запаса готового препарата калифорния-252.

Значимым результатом года является разработка плана производства калифорния-252 на 2017–2021 годы для стабильной ежегодной наработки данного радионуклида и создания в институте необходимого запаса стартовых изотопов трансплутониевых элементов для обеспечения долгосрочного его производства без приобретения данных изотопов у сторонних организаций. Основопологающим этапом производства является облучение необходимого количества плутония-240 в реакторе МИР с целью наработки тяжёлых изотопов плутония, кюрия-244 и америция-241. Программа работ предполагает также отделение граммового количества полезного америция-241, накопившегося за время хранения стартовой композиции. В течение 2018 года будут выполнены все необходимые подготовительные работы, а начать облучение плутония-240 в реакторе МИР планируется в марте-апреле 2019 года. В результате в институте появится запас тяжёлых изотопов плутония, обеспечивающий поддержание годовой производительности калифорния-252 на уровне 25–30 мг на протяжении последующих пяти-восьми лет.

Впервые после длительного перерыва восстановлена работоспособность технологии изготовления миниатюрных штырьковых медицинских источников на основе калифорния-252: изготовлен и поставлен в Медицинский радиологический научный центр имени А.Ф. Цыба<sup>13</sup> комплект из восьми источников для контактной нейтронной терапии пациентов с онкологическими заболеваниями.

В 2017 году проведены работы по стабилизации технологических показателей установки по производству йода-131. Установлены причины нестабильности технологического выхода препарата и реализованы технические решения по устранению причин указанных отклонений. Данные меры в совокупности с переходом на использование более чистого стартового материала обеспечили стабильное производство препарата и его еженедельные поставки заказчиком из России, США, Бразилии, Аргентины и Ирана.

Значительным достижением отчётного периода является увеличение производительности установки по производству йода-125. На основании результатов расчёта возможных радиационных последствий, теплофизических и прочностных расчётов был осуществлён переход на увели-

<sup>13</sup> Филиал федерального государственного бюджетного учреждения «Национальный медицинский исследовательский центр радиологии» Министерства здравоохранения Российской Федерации (г. Обнинск). — Прим. ред.



Рис. 4.2. Внешний вид радиационно-защитных камер участка производства источников на основе кобальта-60

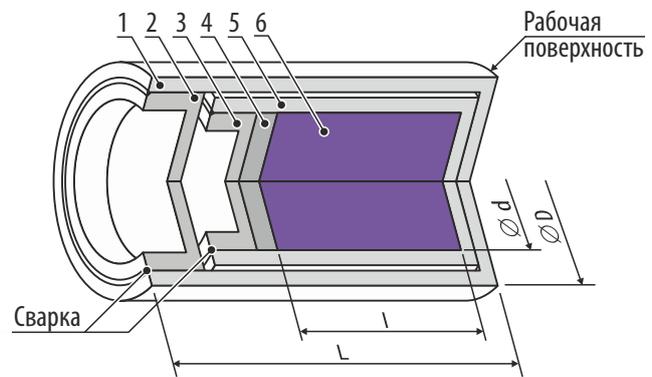
ченную загрузку в облучательное устройство стартового ксенона-124, что позволило увеличить производительность установки более чем в 1,5 раза без изменения конструкции элементов установки. Объем реализации препарата на основе йода-125 в 2017 году в натуральном выражении увеличился на 35 % относительно данного показателя за 2016 год.

В течение отчетного года завершён комплекс строительно-монтажных, пусконаладочных и инспекционно-разрешительных работ по вводу в эксплуатацию нового участка производства источников ионизирующего излучения на основе кобальта-60 (рис. 4.2). Участок введён в опытно-промышленную эксплуатацию, изготовлены и поставлены в чешскую компанию «ЮДжейПи ПРАГА а.с.»<sup>14</sup> семь источников медицинского назначения (рис. 4.3).

В 2017 году спрос на препараты стронция-89, гадолиния-153, вольфрама-188 показал относительную стабильность. В течение года осуществлён переход от поставок единичных опытных партий препарата лютеция-177 к его регулярным коммерческим поставкам компании «Парс Изотоп Ко» (Иран). Были продолжены поставки опытных партий препарата в Польшу, Германию и Японию, запросы на поставку опытных партий лютеция-177 поступали также от российских заказчиков.



а



б

Рис. 4.3. Внешний вид (а) и эскиз (б) источника ГК60Т05 на основе кобальта-60:

1 — капсула внешняя; 2 — пробка внешняя; 3 — пробка внутренняя;  
4 — фиксатор; 5 — капсула внутренняя; 6 — активная часть

После длительного перерыва было возобновлено регулярное производство и еженедельная отгрузка коммерческих партий препарата на основе цезия-131 медицинского назначения для компании «ИзоРэй»<sup>15</sup> (США).

О.И. Андреев

<sup>14</sup> UJP PRAHA, a.s. — преемник прекратившего своё существование Института ядерного топлива Чехии (UJP). — Прим. ред.

<sup>15</sup> IsoRay. — Прим. ред.

## ПОЛУЧЕНИЕ КАЛИФОРНИЯ-252 ИЗ ОБЛУЧЁННОГО БЕРКЛИЯ-249

Масштабное производство калифорния-252 является длительным, многоэтапным процессом, включающим облучение граммового количества плутония, америция или кюрия и промежуточное отделение образующихся осколков деления и изотопов трансплутониевых элементов [1]. Завершающим этапом процесса является облучение мишеней с кюрием и радиохимическое выделение из них калифорния-252, период полураспада которого равен 2,64 года. Длительность этого этапа составляет 1–1,5 года. Одновременно с калифорнием-252 в мишенях накапливается берклий-249 (с периодом полураспада, равным 330 сут), который не представляет ценности для практического применения (в качестве источников излучения). При длительном хранении берклия-249 в значимом количестве образуется продукт его распада — калифорний-249 (с периодом полураспада, равным 351 году). Данные изотопы могут быть использованы для получения калифорния-252, и можно предположить, что максимальный выход калифорния-252 при облучении берклия-249 и калифорния-249 будет достигнут достаточно быстро [2] по причине отсутствия «подпитки» ядрами кюрия, который не присутствует в стартовой композиции.

Для апробации метода проведено экспериментальное облучение мишеней с берклием-249 и калифорнием-249. Помимо практической цели получения калифорния-252 для изготовления нейтронных источников решались такие задачи, как: отработка способа распределения стартового материала по объёму сердечников мишеней, радиохимическое выделение целевых радионуклидов после облучения, экспериментальное подтверждение расчётных оценок по выходу калифорния-252.

Доступное для экспериментов количество берклия и калифорния исчисляется миллиграммами. Для удобства дистанционной работы с облучённым материалом целесообразно распределять стартовый материал по матрице, формируя объёмный сердечник. В качестве матрицы сердечника мишеней выбран слабо поглощающий нейтроны, химически инертный материал — пеноалунд (пористый оксид алюминия). Для установки в реактор на облучение сердечники были распределены по мишеням (рис. 4.4) следующим образом:

- ◆ в мишень № 1, габаритная длина которой составляла 83 мм, с оболочкой из нержавеющей стали диаметром 8,8 мм и толщиной стенки, равной 0,5 мм, поместили два пеноалундовых сердечника с берклием-249 и калифорнием-249, а саму мишень № 1 установили в специальный перфорированный (для протечки теплоносителя) пенал;
- ◆ в мишень № 2, габаритная длина которой составляла 430 мм, с оболочкой из нержавеющей стали диаметром 10 мм и толщиной стенки, равной 0,4 мм, поместили шесть пеноалундовых сердечников с калифорнием-249.

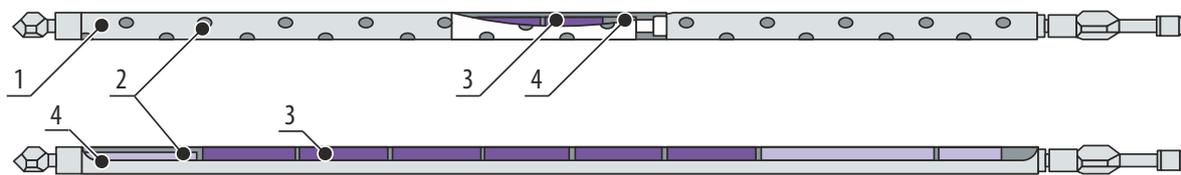


Рис. 4.4. Общий вид мишеней № 1 (а) и № 2 (б) для облучения берклия-249 и калифорния-249:

1 — корпус пенала из нержавеющей стали; 2 — дистанционирующий элемент из алюминия (а) или его оксида (б); 3 — сердечник; 4 — корпус мишени из нержавеющей стали

Облучение мишеней с трансплутониевыми элементами проводили в реакторе СМ [1]. Расчёт нейтронно-физических характеристик (табл. 4.1): плотности потока нейтронов, температуры нейтронного газа, энерговыделения в облучаемых материалах — был выполнен

с помощью программы MCNP [3], которая реализует численное решение уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией. Регистрируемыми нейтронными функционалами были выбраны:

- плотность потока нейтронов в четырёх энергетических группах:

I группа.....	100 кэВ–20 МэВ
II группа.....	100 эВ–100 кэВ
III группа.....	0,5–100 эВ
IV группа.....	0–0,5 эВ

- скорость  $(n, \gamma)$ -реакции на кобальте-59 для определения температуры нейтронного газа, вычисляемой по формуле

$$T_{\text{н.г}} = \frac{293,6\pi}{4(37,2\Phi/R)^2}, \quad (4.1)$$

где  $\Phi$  — плотность потока тепловых нейтронов,  $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ ;

$R$  — скорость реакции в группе тепловых нейтронов,  $\text{с}^{-1}$ .

Таблица 4.1

#### Нейтронно-физические характеристики ячеек облучения

Номер и состав мишени	Место облучения	Плотность потока нейтронов по группам, $\times 10^{14} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$				Температура нейтронного газа, К
		I	II	III*	IV	
Мишень №1 (берклий-249 и калифорний-249)	Нейтронная ловушка	12,79	9,36	1,31	17,99	474
	Топливная зона	20,43	10,81	0,96	1,76	932
	Канал отражателя	4,57	3,42	0,48	5,88	467
Мишень № 2 (калифорний-249)	Нейтронная ловушка	11,85	8,79	1,18	17,44	469
	Топливная зона	19,61	10,40	0,92	1,50	1 032
	Канал отражателя	4,96	3,63	0,48	5,72	476

Примечание. Значения нормированы на мощность реактора в 100 МВт.

\* На единичный интервал лётаргии.

Расчёт трансмутации проводили, используя программу ChainSolver [4]. Коэффициенты резонансного самоэкранирования ядер [5] — отношение значения эффективного резонансного интеграла к интегралу при бесконечном разбавлении поглотителя — рассчитывали методом промежуточного резонанса. Из результатов расчётов следует, что в ячейках центральной нейтронной ловушки реализуется наибольшая скорость накопления калифорния-252 с достижением максимума примерно на 20 сут облучения, то есть за одну кампанию реактора СМ. Отметим, что удельный выход калифорния-252 при облучении берклия-249 более чем в четыре раза превышает выход этого же радионуклида при облучении калифорния-249. Объясняется это соотношением абсолютной скорости убыли ядер калифорния-249 за счёт деления (скорость ядерной реакции деления, умноженная на ядерную концентрацию) при облучении берклия и калифорния. При облучении берклия в начальный момент ядра калифорния-249 вообще отсутствуют, поэтому абсолютная скорость их убыли за счёт деления будет относительно невелика на протяжении всего цикла облучения. При облучении калифорния в начальный момент абсолютная скорость убыли калифорния-249 максимальна и остаётся существенной на протяжении всего цикла облучения. Таким образом, использование для облучения берклия позволяет «проскочить»

калифорний-249 на пути к образованию целевого калифорния-252, потеряв относительно небольшое количество ядер.

Мишени № 1 и № 2 облучали в течение двух малых кампании реактора СМ в ячейках центральной нейтронной ловушки. Время облучения, приведённое к номинальной мощности реактора в 100 МВт, составило 14,2 эфф. сут. Фактическое время облучения оказалось несколько меньше оптимального, поэтому в мишени № 2 калифорний характеризуется сравнительно высоким значением массовой доли исходного калифорния-249 — около 25 %. Мишени после облучения и выдержки для распада короткоживущих осколков деления (14 сут и 28 сут для мишени № 1 и № 2 соответственно) были вскрыты в условиях радиационно-защитной камеры, а облучённый материал растворён при нагревании в азотной кислоте с концентрацией 4 моль/л. Степень из-

Таблица 4.2

**Состав облучённых мишеней**

Нуклид	Масса элемента, мкг			
	Мишень № 1		Мишень № 2	
	Расчёт	Эксперимент	Расчёт	Эксперимент
Берклий-249	19,8	–	0,20	–
Берклий-250	0,44	–	0,00	–
Калифорний-249	33,2	–	424	–
Калифорний-250	62,6	57,4	189	170
Калифорний-251	32,6	–	97,4	–
Калифорний-252	349	308	986	918
Калифорний-253	3,39	3,2	9,55	9,26
Эйнштейний-253	0,62	0,32	1,73	0,94

влечения калифорния-252 составляла 74 и 94 % для мишеней № 1 и № 2 соответственно (сравнивали поток нейтронов от раствора и сердечников). Исходя из предположения о том, что все изотопы калифорния и эйнштейний-253 имеют одинаковую степень извлечения из пеноалунда, оценён состав облучённых мишеней (табл. 4.2).

Была разработана схема очистки, позволившая получить препарат Cf(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>, очищенный от всех радиоактивных примесей, за исключением европия-156

(с периодом полураспада, равным 15,2 сут) и эйнштейния-253 (с периодом полураспада, равным 20,5 сут) — радионуклида, который постоянно образуется из калифорния-253 (с периодом полураспада, равным 17,8 сут). Но эти примеси не мешают применять калифорний-252 для изготовления нейтронных источников.

Изготовлены и облучены в реакторе экспериментальные мишени с берклием-249 и калифорнием-249. Получены и охарактеризованы экспериментальные образцы калифорния-252, выход которого составил 64 мкг на 1 мг калифорния-249 и 253 мкг на 1 мг берклия-249. Экспериментальные данные хорошо согласуются с расчётными — 72 и 300 мкг соответственно.

Выполненный эксперимент подтвердил возможность вовлечения берклия-249 и калифорния-249 в производственный цикл для получения дополнительного количества калифорния-252. Отметим, что облучение берклия-249 позволяет получить существенно большее количество калифорния, чем облучение его дочернего продукта распада — калифорния-249. Учитывая то, что берклий-249 обладает достаточно коротким периодом полураспада (330 сут) в сравнении с технологическими циклами реакторного производства калифорния, целесообразно начинать его облучение сразу после выделения. Кроме того, берклий имеет сечение деления ниже, чем калифорний-249, а это значит, что облучённые мишени потребуют меньшего времени выдержки для распада осколков деления и, соответственно, будут переработаны быстрее.

Предложенная технология радиохимической переработки облучённых мишеней обеспечила требуемое для изготовления нейтронных источников промышленного назначения качество препарата калифорния-252. Использование пеноалунда в качестве инертной матрицы сердечников мишеней оказалось не оптимально по ряду причин, главными из которых является неполное удаление калифорния-252 при растворении мишеней и загрязнение раствора солями алюминия. Для организации регулярного облучения мишеней с берклием необходимо выбрать другой инертный материал для формирования матрицы сердечников.

## Список литературы

1. Куприянов А.В., Романов Е.Г., Тарасов В.А. Критерии оптимизации и планирование масштабного реакторного производства калифорния-252 // Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2013. Т. 15, № 4(5). С. 1073–1077.
2. Топоров Ю.Г., Клинов А.В., Мамелин А.В. Влияние параметров нейтронного поля на выход калифорния-252 // Атомная энергия, 1985. Т. 58, вып.5. С. 355–359.
3. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C. / Editor Judith F. Briesmeister [Электронный ресурс]. — Report LA-13709-M. — Los Alamos, 18 December 2000. — 790 p. — Режим доступа: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>. Дата обращения: 08.06.2017.
4. Вахетов Ф.З., Романов Е.Г., Тарасов В.А. Комплекс программ для расчёта трансмутаций нуклидов // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ РФ "НИИАР"», 2003. Вып. 3. С. 53–57.
5. Дреснер Л. Резонансное поглощение в ядерных реакторах. — М.: Госатомиздат, 1962. — 135 с.

Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, А.В. Куприянов,  
К.В. Ротманов, П.С. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев<sup>16</sup>

## УВЕЛИЧЕНИЕ ПРОИЗВОДСТВА ЙОДА-125 В РЕАКТОРЕ СМ

Искусственный радиоактивный изотоп йод-125 с периодом полураспада, равным 59,4 сут, является весьма востребованным в современной ядерной медицине [1]. Йод-125 используют для изготовления миниатюрных источников, имплантируемых непосредственно в опухоль [2, 3]. Эффективность данной методики лечения ряда онкологических заболеваний, в частности рака простаты, чрезвычайно высока. При этом количество осложнений после такого лечения существенно ниже по сравнению с традиционным хирургическим вмешательством. Поскольку в настоящее время в странах с развитой медициной этот способ лечения рака предстательной

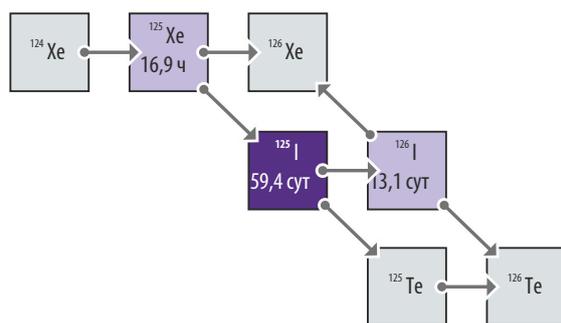


Рис. 4.5. Цепочка трансмутации при облучении ксенона-124 в ядерном реакторе с указанием периода полураспада, где:  
□ — стабильный нуклид; □ — нуклид; ■ — целевой нуклид;  
⬅ —  $\beta^-$ -распад; ➡ — (n,  $\gamma$ )-реакция радиационного захвата нейтрона; ↙ — электронный захват

железы считается одним из основных [4], наблюдается резкое увеличение спроса как на источники, так и на препарат этого радионуклида на рынке.

Йод-125 образуется при облучении ксенона-124 нейтронами ядерного реактора (рис. 4.5). В качестве стартового нуклида может применяться либо природный ксенон, в котором массовая доля ксенона-124 составляет лишь 0,1 %, либо изотопно-обогащённый (до 98–99 %) ксенон-124. Использование изотопно-обогащённого стартового материала, кроме увеличения выхода целевого йода-125, позволяет значительно снизить выход радионуклидных примесей, в частности цезия-137.

Схема получения йода-125 реализуется в три этапа: на первом — проводят облучение газообразного ксенона в реакторе; на втором — облучённый ксенон выдерживают

<sup>16</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

для накопления йода-125; на третьем — проводят экстракцию йода-125. Накопление йода-125 при облучении сопровождается неизбежным образованием йода-126 с периодом полураспада, равным 13 сут, при захвате нейтронов ядрами йода-125. Активность йода-126 в препарате регламентируется медицинскими показателями на весьма низком уровне — менее 0,001 % от активности йода-125.

В АО «ГНЦ НИИАР» реализован петлевой метод получения йода-125 — с использованием облучательного устройства, стационарно устанавливаемого в канал отражателя реактора СМ. Данная схема позволяет реализовать идею сорбции на специальных фильтрах образовавшегося при облучении в реакторе йода, в том числе и примесного йода-126. Целевой радионуклид образуется только распадом из ксенона-125 в специальных устройствах ловушечного типа.

Петлевая установка (рис. 4.6) по получению йода была введена в эксплуатацию в 2005 году, в 2016 году масса ксенона в установке составляла 5,9 г, а производительность — около 666 ГБк (18 Ки) йода-125 с одного цикла облучения и выдержки (с учётом распада до даты калибровки). Установка предназначена для облучения газообразного ксенона-124 в реакторе СМ, сорбции накопившегося йода, содержащего «вредный» йод-126, выдержки облучённого ксенона для получения «распадного» йода-125, экстракции целевого йода-125. Цикл облучения и выдержки заключается в следующем: используя ловушку конденсации в качестве крионасоса, газ перемещают в реакторную ампулу для облучения в течение 1–2 сут, далее — в ловушку экстракции, при этом весь появившийся во время облучения йод, включая йод-126, улавливается фильтрами и не попадает в ловушку. В процессе радиоактивного распада образовавшегося в процессе облучения ксенона-125 получается йод-125, который через 5–6 сут после эвакуации газа в буфер-ресивер экстрагируется из ловушки раствором щёлочи.

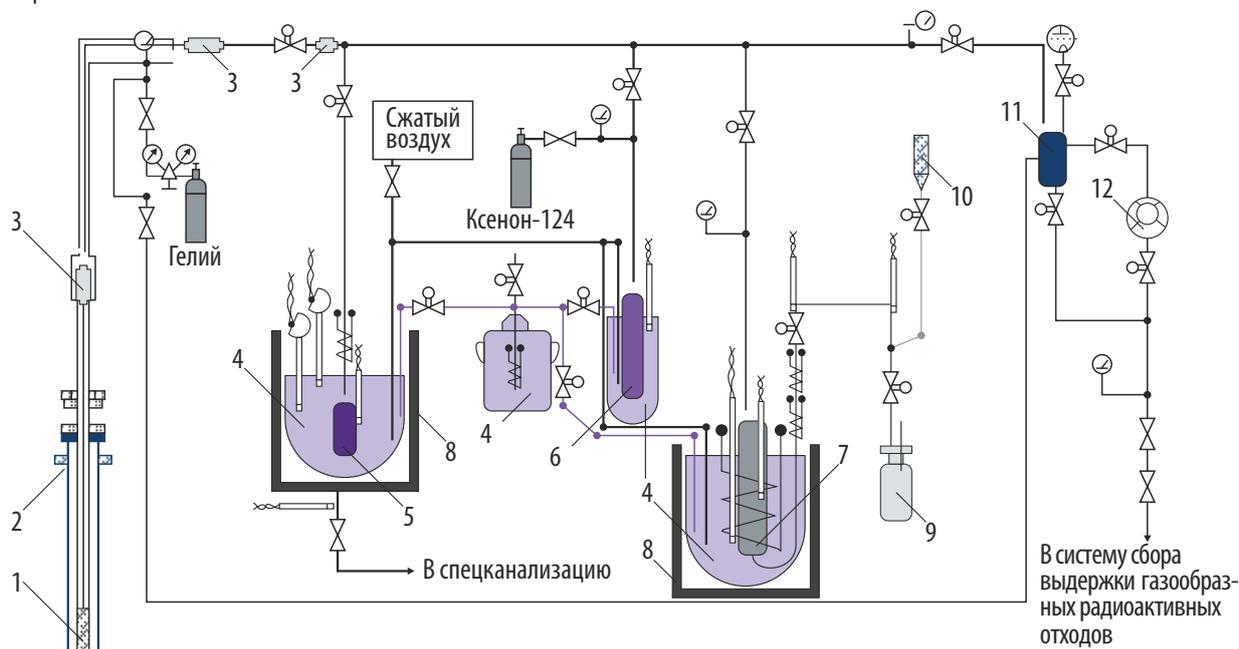


Рис. 4.6. Принципиальная схема установки для получения йода-125: 1 — ампула; 2 — ампульный канал; 3 — фильтр-абсорбер; 4 — сосуд Дьюара; 5 — ловушка конденсационная; 6 — буфер-ресивер; 7 — ловушка экстракционная; 8 — кожух защитный; 9 — ёмкость для приёма готового препарата; 10 — щёлочь; 11 — ресивер вакуумный; 12 — насос вакуумный;  $\nabla$  — вентиль электроприводом;  $\nabla$  — вентиль ручной;  $\odot$  — датчик измерения давления;  $\text{Ⓜ}$  — клапан редукционный

Существенное увеличение количества производимого йода-125 без внесения изменений в конструкцию оборудования и трубопроводов было достигнуто в 2017 году за счёт увеличения массы ксенона-124. Целью исследования было обоснование безопасности работы установки при увеличении стартовой загрузки ксенона. Рассматривали радиационные последствия наиболее опасной аварийной ситуации, исходным событием которой была разгерметизация

экстракционной ловушки в момент откачки облучённого газа из ампулы. Анализ безопасности показал, что при использовании 25 г ксенона-124 аварийные выбросы ксенона-125 и йода-125 не превысят предельно допустимых значений и предела безопасной эксплуатации для здания, где размещена установка. Дозы облучения персонала за все время протекания аварийной ситуации могут достигнуть 14 мЗв, причём дистанционное управление оборудованием при проведении радиационно опасных технологических операций позволит исключить риск получения этой дозы. Облучение населения за время протекания аварийной ситуации не превысит основного предела дозы в 1 мЗв в год.

Проведён расчёт температурного поля и прочности реакторного канала для загрузки 5–25 г ксенона в ампулу облучательного устройства. При расчёте температуры и давления ксенона применяли конечно-элементный расчётный программный пакет SolidWorks с модулем FlowSimulation [5], а результаты использовали в качестве исходных данных для расчёта прочности элементов установки. Показано, что условия норм прочности по выбору основных параметров работы установки выполняются (ресурс установки, цикличность работы и прочее). По результатам прочностного расчёта определены значения давления для пневматических испытаний оборудования и трубопроводов, которые позволят без внесения изменений в конструкцию оборудования увеличить загрузку ксенона-124 до 15 г. Определены предельные циклические нагрузки для оборудования ксенонового стенда — не более тридцати циклов в год до 2024 года.

После проведения пневматических испытаний масса стартового ксенона-124 в установке была увеличена до 14,9 г, что позволило достичь производительности до 1 100 Гбк (30 Ки) с одного цикла облучения и выдержки.

#### Список литературы

1. Ana P. Kiess, Minn I., Chen Y. et al. Auger Radiopharmaceutical Therapy Targeting Prostate-Specific Membrane Antigen // The Journal of Nuclear Medicine, 2015. V. 56, No. 9. P. 1401–1407. — Режим доступа: <http://jnm.snmjournals.org/content/56/9/1401.full.pdf>. Дата обращения: 12.01.2018.
2. Hilaris. B.S., Lewis J.S., Henschke V.K. Therapy of recurrent cancer of nasopharynx: value of interstitial and intracavitary radiation // Arch. Otolaryngology, 1968. V. 87. P. 506–510.
3. Beronius P., Forberg S., Henrickson C.-O., Soeremark R. Iodine-125 as a radiation source with special emphasis on its application in medical radiology. I. Theoretical considerations // Acta Radiol. Therapy, Phys. Biol., 1965. N 3. P. 33–48.
4. Baldwin R.M. Chemistry of radioiodine // Inc. J. Appl. Radiat. and Isotopes, 1998. V. 37, №. 8. P. 817–821.
5. Алямовский А.А. SolidWorks / COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: ДМК, 2004. — 427 с.

*А.И. Звир, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, Д.В. Рябов, В.И. Сивуха,  
С.А. Сазонтов, Д.В. Кизин, П.А. Михайлов, В.А. Узиков, Е.А. Семёнова*

## АНАЛИЗ КАЧЕСТВА ИРИДИЕВЫХ ДИСКОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ В РЕАКТОРНЫХ МИШЕНЯХ ДЛЯ НАКОПЛЕНИЯ ИРИДИЯ-192

Иридий — очень редкий, но имеющий, благодаря редкому сочетанию химических и физических свойств, большое практическое применение металл. Для накопления иридия-192 в реакторах используют иридиевые диски диаметром 1,0–3,0 мм и толщиной 0,1–0,33 мм

природного изотопного состава. В настоящее время существует государственный стандарт<sup>17</sup>, в котором прописаны марки иридия, применяемые в изделиях различных отраслей промышленности. Главной проблемой в изготовлении продукции из иридия является высокая чувствительность его технологических свойств к наличию даже незначительного количества примесных элементов, которые являются основной причиной его хрупкого разрушения. К иридиевым дискам, поступающим в реактор на облучение, предъявляются жёсткие требования: вогнутость не должна превышать 10,0 мкм для дисков толщиной 0,125–0,3 мм; диски не должны выкрашиваться при облучении, сборке и эксплуатации во избежание радиационного загрязнения окружающей среды.

В последние годы в АО «ГНЦ НИИАР» для облучения в реакторах используют диски, изготовленные АО «УралИНТЕХ» — производственным подразделением группы компаний «Драгоценные металлы Урала», где внедрены передовые технологические схемы переработки различных видов иридиевых материалов: разработаны технологии, обеспечивающие оптимальный размер зерна дисков и позволяющие минимизировать выкрашивание кромок, и технология изготовления иридиевых дисков в алюминиевой обечайке, когда не происходит выкрашивание кромок дисков при облучении и эксплуатации, так как кромки полностью закрыты алюминиевым кольцом. Для измельчения в промышленный иридий добавляют легирующие добавки (в российской технологии — рений (3 %) и рутений).

Другим поставщиком иридиевых дисков является ООО «УралДиал». В соответствии с техническими условиями на поставляемые диски масса тысячи штук для дисков толщиной 0,20 мм равна 31,68 г, а для дисков толщиной 0,25 мм — 39,60 г (при диаметре дисков, равном 3,0 мм); материалом дисков является иридий марки И 99,9 по ГОСТ 13099-2006; поверхность дисков должна быть без трещин, сколов, расслоений, оксидной плёнки.

Для сравнительной оценки качественных характеристик дисков различных производителей были проанализированы образцы из иридия производства АО «УралИНТЕХ» и ООО «УралДиал» и образцы, поступившие на облучение из Польши (заказчик — Национальный ядерный центр) с массовой долей иридия, равной 99,9 %. В табл. 4.3 приведены усреднённое по партии из 50 шт. (УралИНТЕХ, Россия) и 4 000 шт. (Польша) значение

Таблица 4.3

**Характеристики дисков, изготовленных в 2015 и 2016 годах**

Поставщик	Толщина, мм	Масса диска, г	
		Средняя	Рассчитанная
УралИНТЕХ	0,20	0,030	0,032
	0,25	0,038	0,040
Польша	0,20	0,032	0,032
УралДиал	0,20	0,032	0,032
	0,25	0,040	0,040

Примечание. Диаметр всех дисков равен 3 мм.

Таблица 4.4

**Характеристики дисков, изготовленных в 2017 году**

Диаметр, мм	Толщина, мм	Количество дисков в партии, шт.	Масса диска, г	
			Средняя	Рассчитанная
2,70	0,15	14 347	0,0193	0,0198
3,00	0,125	7 772	0,0184	0,0192

массы диска и значение массы одного диска, рассчитанное по геометрическим размерам в предположении, что плотность материала (иридия) составляет 22,4 г/см<sup>3</sup>, а для дисков производства ООО «УралДиал» значения взяты из технических условий. Можно сделать вывод, что наибольшая удельная масса у дисков, поставляемых из Польши, и дисков производства ООО «УралДиал».

В табл. 4.4 приведены характеристики дисков производства АО «УралИНТЕХ» из партии 2017 года. Значения удельной массы (средней и рассчитанной по геометрическим размерам) несколько выше, чем эти же показатели для предыдущих партий дисков (см. табл. 4.3).

На поверхности дисков марки И 99,9 диаметром 3,0 и толщиной

<sup>17</sup> ГОСТ 13099-2006. Межгосударственный стандарт. Иридий. Марки. — М.: ФГУП «Стандартинформ», 2007. — 6 с.

0,2 мм производства АО «УралИНТЕХ» наблюдалось достаточно много трещин длиной 40–125 мкм и выступов (рис. 4.7). Для определённой части исследованных дисков той же марки, но диаметром 2,70 мм и толщиной 0,15 мм характерны небольшие трещины, которые сосредоточены в кольцевой зоне по кромкам дисков (рис. 4.8). Ширина этой зоны составляет 60–70 мкм. По всей видимости, эти дефекты связаны с технологией изготовления дисков: прокаткой фольги и последующим вырубанием дисков на специальных штампах. На рис. 4.9 представлено изображение участка поверхности диска, полученное во вторичных электронах при помощи электронного сканирующего микроскоп Zeiss SUPRA 55VP, оснащённого энергодисперсионным спектрометром Inca Energy 350. Такая картина характерна для всех дисков этой партии: поверхность имеет очень развитый рельеф и вся покрыта царапинами определённой направленности.

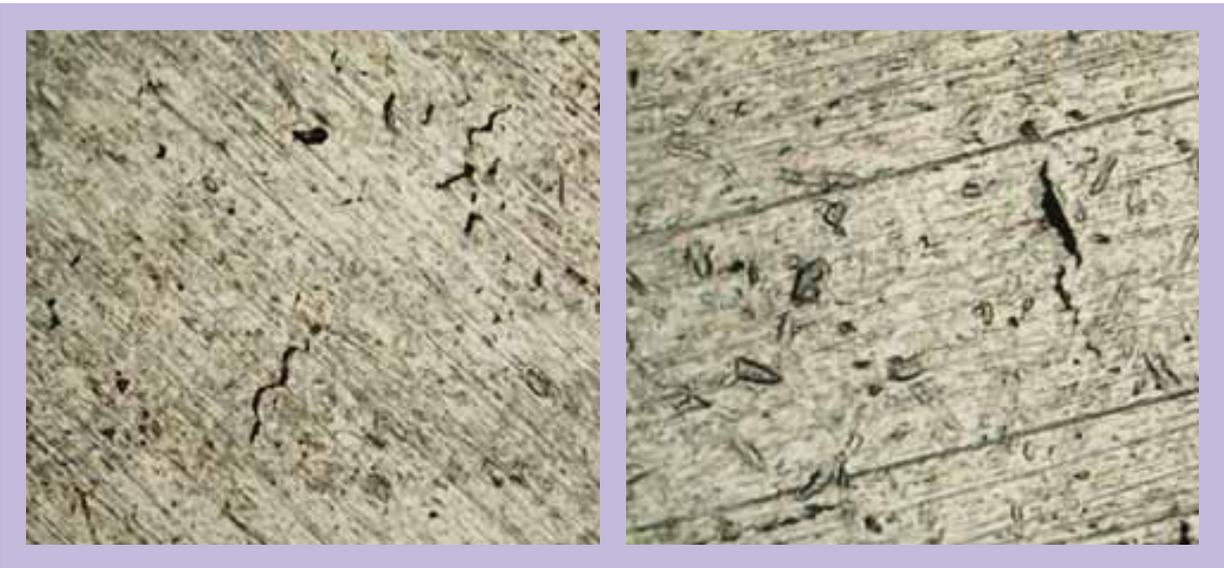


Рис. 4.7. Микрофотографии поверхности иридиевых дисков с характерными дефектами

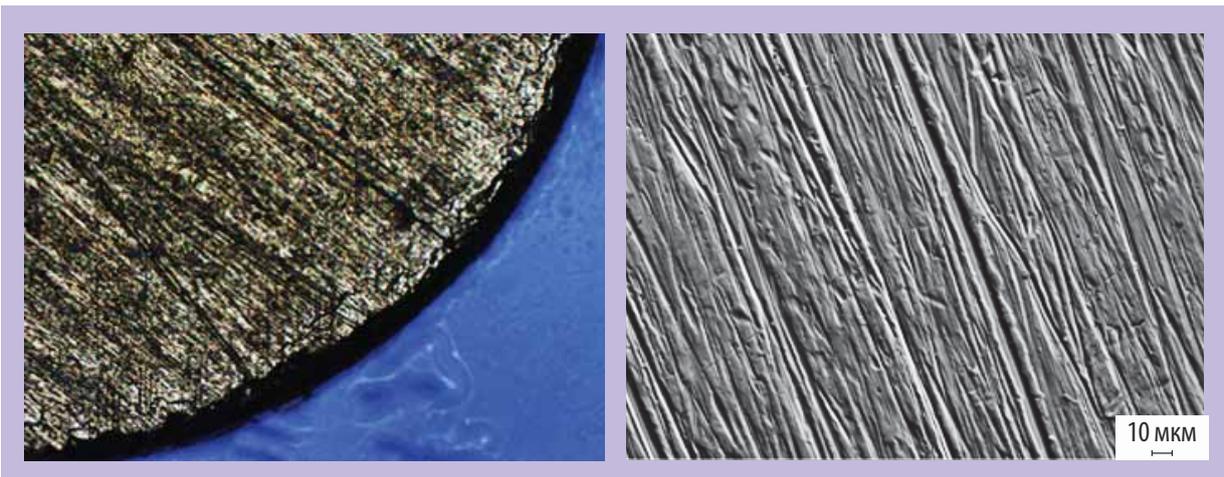


Рис. 4.8. Микрофотография поверхности и кромок дисков

Рис. 4.9. Изображение участка поверхности диска во вторичных электронах

Одновременно с получением изображения проводили регистрацию спектров рентгеновского излучения в режиме сканирования электронным зондом по представленной поверхности диска (рис. 4.10). Характерная толщина анализируемого слоя составила примерно 1 мкм. В элементном составе поверхностного слоя обнаружены примеси хлора (массовая доля 0,3 %),

скандия (массовая доля 0,1 %), которые не указаны в паспорте на диски, и железа (массовая доля составила 0,1 % вместо заявленных по паспорту 0,0011 %).

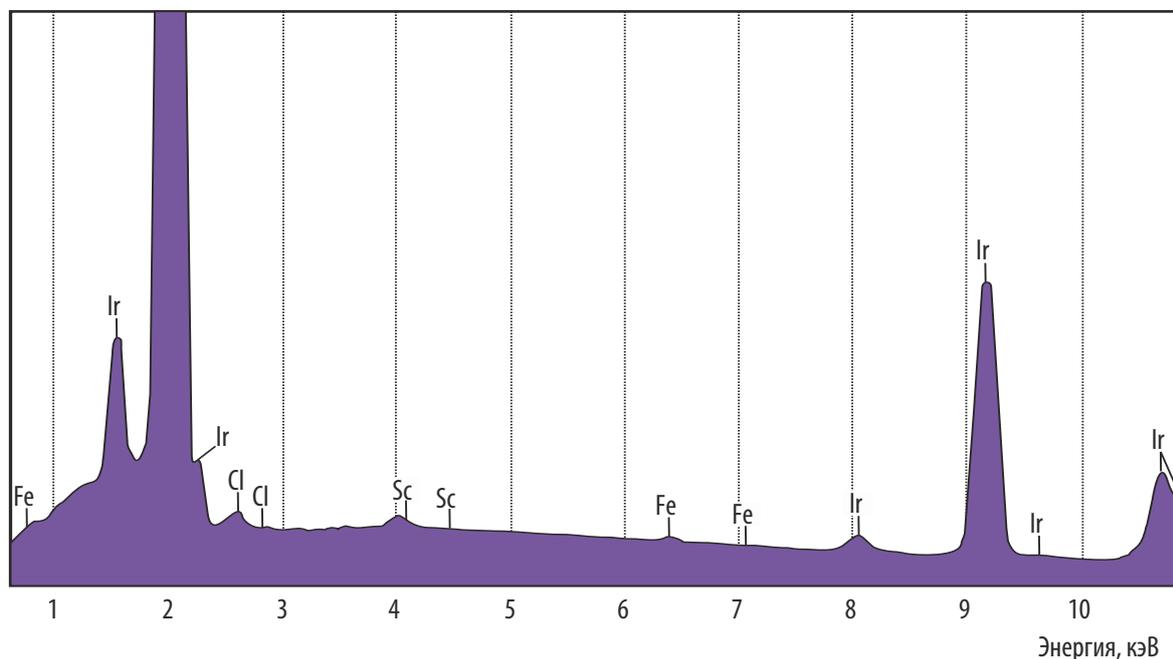


Рис. 4.10. Спектр характеристического рентгеновского излучения от поверхности диска

В настоящее время разработана технология получения высокочистого металлического нанопорошка иридия. Применение нанопорошка снижает производственные затраты и существенно упрощает традиционную технологию изготовления иридиевой продукции. Он представляет собой чёрные частицы металла химической чистоты не менее 99,995 % и размером 20–70 нм. Нанопорошок термически устойчив до 200 °С в атмосфере воздуха, не пирофорен. Единственным производителем высокочистого металлического нанопорошка иридия в Российской Федерации является предприятие ООО «Научно-производственное объединение "Металлы Урала"». Предлагаемый ими нанопорошок иридия на порядок превосходит по химической чистоте отечественные и зарубежные аналоги.

Как уже было отмечено, к дискам иридия для облучения в реакторах предъявляются жёсткие требования по геометрическим размерам, шероховатости и отсутствию выкрашивания кромок, поскольку это ведёт к серьёзным экологическим проблемам вследствие загрязнения технологического оборудования и окружающей среды. Эти требования выполняются при использовании мелкозернистого иридия. Для измельчения зерна в промышленный иридий добавляют легирующие добавки. Однако введение добавок снижает содержание иридия и ухудшает потребительские характеристики (достижимую удельную активность). В то же время по данным, приведённым в паспортах на поставленные диски, и результатам проведённого анализа, можно сделать вывод, что в материалах дисков легирующих добавок нет: согласно приведённому в паспортах на диски, изготовленные в 2015 и 2016 годах, химическому составу примесей их массовая доля составляет всего 0,02–0,03 %, а доля легирующих добавок должна быть не менее 3 %, то есть легирующие добавки (рений и рутений) для измельчения зерна отсутствуют. Хрупкое разрушение диска, прежде всего его кромок, при контакте с технологическим оборудованием сохраняется.

Использование высокочистого металлического нанопорошка иридия при производстве продукции обеспечивает наличие мелкозернистой кристаллической структуры, что позволяет отказаться от дополнительных затрат на легирование и увеличивает механическую прочность дисков, исключая их хрупкое разрушение.

## ЗАКОНОМЕРНОСТИ РАСТВОРЕНИЯ УРАНОАЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ

Технология получения радионуклида молибдена-99, реализованная в АО «ГНЦ НИИАР», основывается на щелочном растворении облучённых в реакторе мишеней из ураноалюминиевого сплава  $UAl_x$ <sup>18</sup>. В процессе растворения интерметаллидной матрицы мишени уран из металлического состояния переходит в форму диураната натрия. Поскольку диуранат натрия малорастворим в щелочных растворах, уран практически полностью выпадает в осадок, который затем отделяется от маточного раствора фильтрованием.

В настоящее время в качестве облучаемой мишени используют мишень стержневой конструкции, в которой ураносодержащий сердечник состава  $UAl_x$  заключён в алюминиевую матрицу. В АО «ГНЦ НИИАР» в качестве альтернативы предложена мишень трубчатой конструкции (кольцевая), сердечник мишени которой — насыпной порошкообразный интерметаллид урана  $UAl_x$ .

Для роста производительности технологического процесса получения радионуклида молибдена-99 необходимо значительно увеличить массу интерметаллида  $UAl_x$  в мишенях. Увеличение массы растворяемого интерметаллида приведёт к увеличению объёма осадка диураната натрия. Фильтрация маточного раствора через осадок большого объёма может оказаться невозможной. Возникает и проблема дальнейшего обращения с большим количеством осадка. Возможным решением проблемы является переход к кислотному растворению мишеней из ураноалюминиевого сплава. Для того чтобы применить процедуры кислотного растворения к мелкодисперсному порошкообразному интерметаллиду  $UAl_x$ , требуется изучить закономерности процесса для последующей выработки предложений по разработке технологической операции растворения облучённых мишеней.

В качестве исследуемого вещества использовали порошок ураноалюминиевого сплава с массовой долей урана и алюминия 60 и 40 % соответственно. Проведённый рентгенофазовый анализ показал, что фазовый состав порошка следующий: основная фаза — интерметаллид; минорная фаза — алюминий металлический. Гранулометрический состав порошка определяли методом седиментационного анализа [1]. Рассчитанная исходя из данных о гранулометрическом составе величина удельной площади поверхности порошка интерметаллида  $UAl_3$  составила  $14 \text{ м}^2/\text{кг}$ . Растворение образцов ураноалюминиевого сплава в азотной кислоте проводили при  $95^\circ\text{C}$  в стеклянных пробирках, закрытых притёртой пробкой. Навеску порошка ураноалюминиевого сплава добавляли в стеклянную пробирку, содержащую 10 мл раствора азотной кислоты, затем растворяли при нагревании. Момент окончания растворения навески порошка определяли визуально. В процессе растворения через определённые промежутки времени отбирали аликвоты раствора, в которых определяли массовую долю урана, значение pH и концентрацию нитрат-ионов [2].

В результате исследования процесса растворения ураноалюминиевого сплава в азотной кислоте получены кинетические кривые изменения концентрации азотной кислоты, нитрат-ионов ( $\text{NO}_3^-$ ) и оксида урана ( $\text{UO}_2^{2+}$ ) в зависимости от исходной концентрации азотной кислоты и массы навески порошка ураноалюминиевого сплава. Для математической обработки кинетических кривых использовали методы гетерогенной кинетики. На границе раздела фаз происходят реакции между компонентами, один из которых находится в твёрдой фазе, а другой — в газовой или жидкой. Характерной чертой любого гетерогенного процесса является его многостадийность: наряду с химическими реакциями протекают физические процессы, связанные с переносом вещества (диффузией) из одной фазы в другую [3, 4]. Если скорость химической реакции велика и превышает скорость диффузионных стадий, скорость процесса лимитируется скоростью диффузии. Этот случай соответствует диффузионной области протекания гетерогенного процесса. В случае, если скорость химической реакции (при выбранном режиме осуществления

<sup>18</sup> Значение  $x$  варьируется от трёх до четырёх. — Прим. ред.

процесса) мала по сравнению со скоростью диффузионных стадий, принято считать, что процесс протекает в кинетической области. Для необратимой химической реакции, протекающей в кинетическом режиме на сферических частицах, математическая модель процесса носит название модели сжимающейся сферы или модели сжимающегося объёма [5]. Кинетическое уравнение для частиц сферической формы выглядит так:

$$k_{\pi}t = 1 - (1 - \alpha)^{1/3}, \quad (4.2)$$

где  $\alpha$  — степень превращения;  
 $t$  — время, с.

Степень превращения интерметаллида урана рассчитана как отношение количества урана, перешедшего в раствор, к общему количеству урана, содержащемуся в навеске интерметаллида урана, введённой в раствор.

$$\text{В формуле (4.2) } k_{\pi} = 1/\tau_{\pi}, \quad (4.3)$$

где  $\tau_{\pi}$  — время полного растворения порошка интерметаллида урана, с.

График зависимости (4.2) от времени представляет собой прямую линию.

Для определения лимитирующей стадии процесса растворения было использовано уравнение Ерофеева — Колмогорова<sup>19</sup> для гетерогенных процессов:

$$\alpha = 1 - \exp^{-kt^n}, \quad (4.4)$$

где  $k$  — постоянная, определяющая константу скорости реакции;

$n$  — указатель области протекания гетерогенных реакций:

- при  $n < 0,5$  процесс растворения осуществляется в диффузионном режиме;
- при  $1 > n > 0,5$  — в диффузионно-кинетическом;
- при  $n > 1$  — в кинетическом [6].

Это уравнение в логарифмической форме имеет вид [7]

$$\lg[-\ln(1 - \alpha)] = n \lg t + \lg k. \quad (4.5)$$

Для определения режима растворения интерметаллида урана в наших экспериментах были построены зависимости, представленные на рис. 4.11. Линейная аппроксимация полученной зависимости показывает, что  $n$  равен 1,1. Это соответствует кинетическому режиму протекания процесса. Таким образом, мы можем использовать математическую модель процесса растворения в кинетической области (уравнение (4.2)).

Для обработки кинетических кривых растворения использовали уравнение сжимающегося объёма (4.2), позволяющее рассчитать время полного растворения порошка. По полученным данным [8] были построены зависимости (рис. 4.12) от времени, после чего было определено значение  $k_{\pi}$ , которое соответствует величине тангенса угла наклона прямой к оси абсцисс. Затем по уравнению (4.3) рассчитывали время полного растворения.

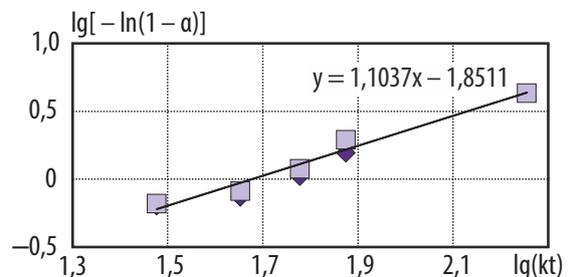


Рис. 4.11. Зависимость  $\lg[-\ln(1-\alpha)]$  от  $\lg t$  при растворении ураноалюминиевого сплава в азотной кислоте с концентрацией 6 моль/л при массе навески, равной 0,6114 (□) и 0,809 (◆) г

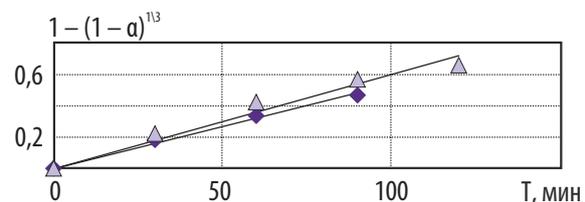


Рис. 4.12. График зависимости  $1 - (1-\alpha)^{1/3}$  от времени растворения порошка ураноалюминиевого сплава в азотной кислоте с концентрацией 4 моль/л в закрытой системе при массе навески, равной 0,1066 (△) и 0,2043 (◆) г

<sup>19</sup> Топокинетическое уравнение Колмогорова — Ерофеева, предложенное в 1946 году Борисом Васильевичем Ерофеевым (1909–1995), советским химиком, известным своими исследованиями в области химической кинетики и катализа, особенно кинетики реакций с участием твёрдых веществ, названо в честь этого учёного и Андрея Николаевича Колмогорова (1903–1987) — советского математика, одного из крупнейших математиков XX века. — Прим. ред.

Исходя из полученных значений времени полного растворения рассчитали среднюю удельную скорость растворения порошка:

$$\bar{v} = \frac{m}{\tau_{\text{п}} S}, \quad (4.6)$$

где  $m$  — масса навески порошка интерметаллида урана, г;

$S$  — площадь поверхности навески порошка интерметаллида урана, м<sup>2</sup>;

$$S = m S_{\text{уП}}, \quad (4.7)$$

где  $S_{\text{уП}}$  — удельная площадь поверхности порошка, м<sup>2</sup>/кг.

Результаты расчёта для различных условий эксперимента представлены в табл. 4.5, из данных которой можно заключить, что значения средней удельной скорости растворения увеличиваются с ростом концентрации азотной кислоты и уменьшаются с увеличением массы навески при одинаковой начальной концентрации азотной кислоты. Это можно объяснить тем, что концентрация азотной кислоты в процессе растворения уменьшается: чем больше масса навески, тем сильнее снижаются значения концентрации азотной кислоты и тем заметнее уменьшение скорости растворения интерметаллида урана  $\text{UAl}_3$ .

Таблица 4.5

#### Результаты обработки кинетических кривых растворения интерметаллида урана

Номер эксперимента	Масса навески, г	Исходная концентрация азотной кислоты, моль/л	Концентрация азотной кислоты и нитрат-ионов по окончании растворения, моль/л	Средняя удельная скорость растворения, г/(мин · м <sup>2</sup> )	Время полного растворения, мин
1	0,8110	6	4,72	0,35	204
2	0,6040	6	4,94	0,39	185
3	0,4059	6	4,62	0,48	150
4	0,2142	6	5,31	0,46	156
5	0,8143	8,11	5,88	0,52	136,9
6	0,8056	9,6	7,29	0,54	131,5
7	0,8040	7	5,26	0,36	196
8	0,2043	4	3,91	0,35	204
9	0,2040	2	1,82	0,33	217
10	0,2008	5	4,94	0,41	175
11	0,2061	7	6,53	0,52	136,9
12	0,2017	9	8,40	0,56	126,5
13	0,1066	4	3,94	0,43	166
14	0,3010	4	3,53	0,44	161

Установлено, что процесс растворения интерметаллида урана  $\text{UAl}_3$  протекает в кинетической области. Показано, что значения средней удельной скорости растворения возрастают с увеличением концентрации азотной кислоты, а при заданной начальной концентрации азотной кислоты эти значения уменьшаются с увеличением массы образца интерметаллида. Полученные зависимости могут быть использованы при кислотном растворении мишеней с сердечником из порошкообразного интерметаллида урана  $\text{UAl}_x$  в технологии производства молибдена-99.

### Список литературы

1. Воюцкий С.С. Курс коллоидной химии. — М.: Химия, 1975 — 512 с.
2. Саввин С.Б. Арсеназо III. — М.: Атомиздат, 1966. — 256 с.
3. Петьков В.И., Корытцева А.К. Гетерогенные химико-технологические некаталитические процессы в системах газ (жидкость) — твёрдое тело [Электронный ресурс]: учебно-методическое пособие. — Нижний Новгород: Издательство Нижегородского государственного университета имени Н.И. Лобачевского, 2010. — 57 с.
4. Андреев, Г.Г. Дьяченко А.Н., Пермяков О.Е. Курс лекций по химической гетерогенной кинетике: учебное пособие. — Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2008. — 120 с.
5. Атанасян Т.К., Горичев И.Г., Якушева Е.А. Неорганическая химия: Часть I. Поверхностные явления на границе оксид / электролит в кислых средах [Электронный ресурс]: учебное пособие. — М.: Прометей, 2013. — 166 с.
6. Кобец Л.В., Клавсутъ Г.Н., Долгов В.М. Поведение двуокиси урана в жидкой четырёхокиси азота // Радиохимия, 1983. Т. 25, № 5. С. 661–664.
7. Панченков Г.М., Лебедев В.П. Химическая кинетика и катализ. — М.: Химия, 1985. С. 276.
8. Ротманов К.В., Енизеркина А.Ю., Кузнецов Р.А. и др. Исследование закономерностей растворения интерметаллида урана в азотной кислоте. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИИАР» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИИАР», 2018. Вып. 1. С. 95–100.

*К.В. Ротманов, А.Ю. Енизеркина, Р.Г. Абдуллоев<sup>20</sup>, М.Н. Смирнов<sup>20</sup>*

## МОДЕРНИЗАЦИЯ УЧАСТКА СВАРКИ И КОНТРОЛЯ МИШЕНЕЙ ДЛЯ НАРАБОТКИ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

АО «ГНЦ НИИИАР» на протяжении более сорока лет осуществляет производство изотопов трансурановых элементов, находящих применение в различных областях промышленности, науки, медицины. Наиболее широко используются соединения на основе радионуклида калифорния-252 (с периодом полураспада, равным 2,64 года) в качестве активных частей источников нейтронов для нейтронно-активационного анализа, нейтронной радиографии, нейтронной брахитерапии, определения коэффициента размножения сборок делящихся материалов, разведки нефтяных и рудных месторождений. Важными этапами производственного цикла являются этапы фабрикации мишеней-накопителей. Для промежуточного облучения изготавливают мишени со стартовыми композициями на основе плутония, америция и кюрия. Операции сварки и контроля качества мишеней-накопителей, которые осуществляются в цепочках радиационно-защитных камер (КТУ-02 и КТУ-03) и боксов (БТУ-9, БТУ-10, БТУ-11), являются определяющими для обеспечения надёжной эксплуатации изделий в ядерном реакторе.

Для приведения используемого при изготовлении мишеней-накопителей сварочного и контрольного оборудования в соответствие современным требованиям в 2016–2017 годах проведён комплекс работ по модернизации указанных участков. В процессе модернизации произведена полная замена оборудования, ревизия инженерных систем камер и боксов: подачи воды и газов, вентиляции, спецканализации, электропитания. Спроектирован и смонтирован комплекс оборудования в радиационно-защитных камерах (КТУ-02, -03) и цепочке боксов (БТУ-9,

<sup>20</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

БТУ-10, БТУ-11), включающий в себя оборудование для сварки, испытания на прочность и пропитки изделия гелием, контроля герметичности масс-спектрометрическим способом.

Установка сварки кольцевых швов предназначена для герметизации мишеней сваркой оболочек с заглушками в условиях радиационно-защитных камер (рис. 4.13) и боксов. Управление процессом сварки осуществляется дистанционно с помощью манипуляторов. В качестве сварочного источника питания для аргодуговой сварки неплавящимся электродом используют установку Lorch T220 AC/DC ControlPro. Данное оборудование позволяет проводить регистрацию и архивирование фактических параметров процесса для подтверждения качества сварки (рис. 4.14).



Рис. 4.13. Общий вид установки сварки в радиационно-защитной камере КТУ-03 (а) и источника питания для сварки (б): 1 — сварочная головка, 2 — вращатель, 3 — двигатель

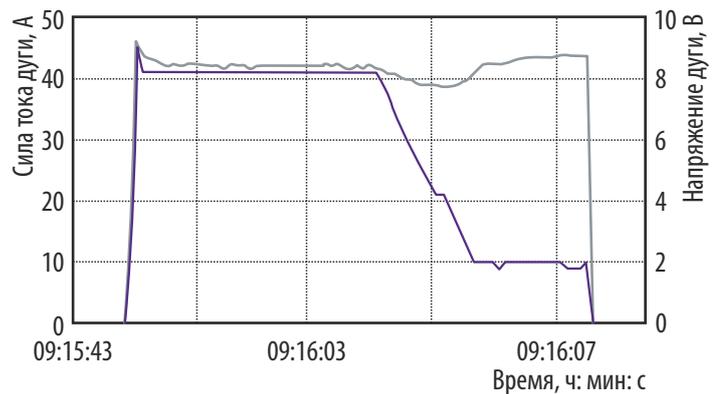


Рис. 4.14. Графическое отображение параметров сварки регистратором: силы тока (—) и напряжения дуги (---)

Установка пропитки гелием мишеней и испытания на прочность пневматическим давлением после их герметизации представляет собой герметичный контейнер, рассчитанный на давление опрессовки до 10 МПа (100 атм).

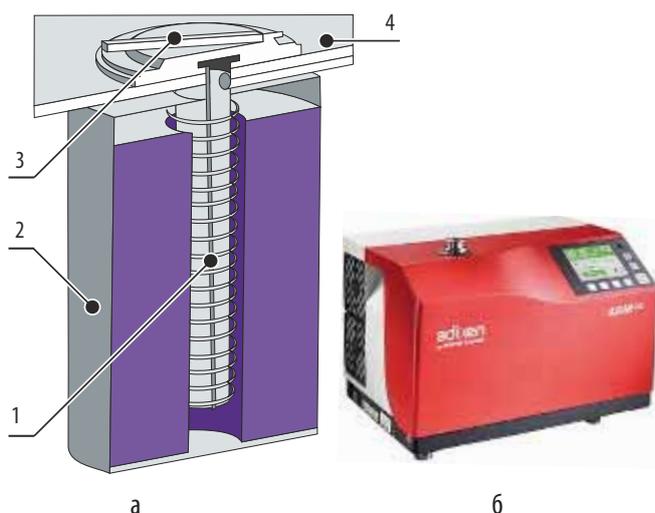


Рис. 4.15. Схема установки контроля герметичности (а) и внешний вид течеискателя (б): 1 — система нагрева; 2 — внешний корпус; 3 — крышка установки; 4 — столешница радиационно-защитной камеры

Для проверки изделий на герметичность масс-спектрометрическим методом способом вакуумной камеры была разработана установка (рис. 4.15), оснащённая секционными нагревательными элементами, позволяющими проводить равномерный нагрев изделия с регистрацией температуры. Контроль процесса нагрева осуществляется с помощью четырёх термоэлектрических преобразователей, расположенных в контролируемых зонах изделия. Установка используется совместно с гелиевым масс-спектрометром ADIXEN ASM 340, который располагается в операторском помещении. Данный прибор позволяет проводить контроль герметичности изделий с высокой чувствительностью и архивированием всех стадий технологического процесса контроля (рис. 4.16).

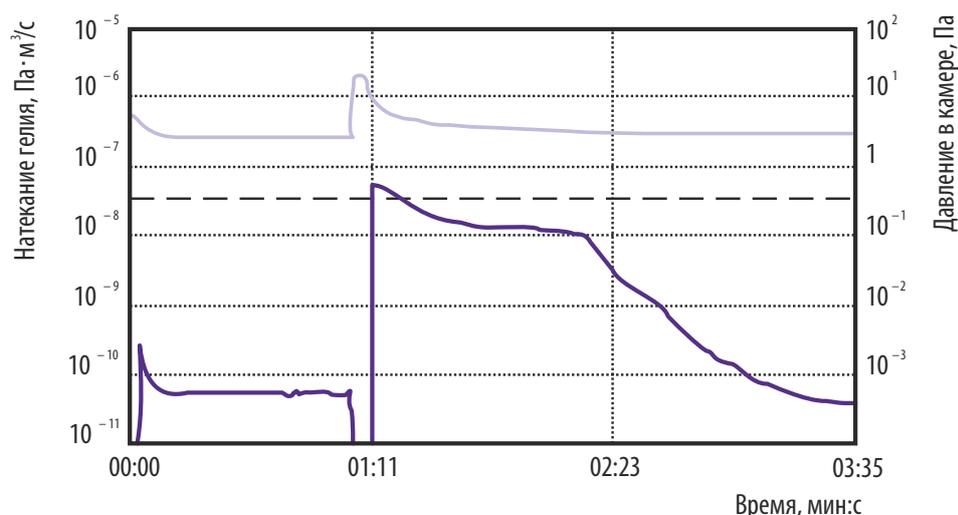


Рис. 4.16. Пример графического отображения данных течеискателя: натекания гелия (—) и давления в камере (—) с указанием порогового значения герметичности (— —)

Модернизированный участок сварки и контроля трансурановых элементов введён в эксплуатацию. В результате его использования при изготовлении мишеней-накопителей повысились надёжность эксплуатируемого оборудования и качество выполняемых технологических операций. В настоящее время изготовлено и передано на облучение восемнадцать мишеней для накопления трансурановых элементов. На ближайшие два года запланировано изготовление ещё около ста изделий.

*Г.В. Мирошниченко, А.В. Каплин, С.А. Андреев, А.Н. Назаров*

## СВАРКА ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОСНОВЕ РАДИОНУКЛИДА КОБАЛЬТА-60

В 2017 году в АО «ГНЦ НИИАР» осуществлён пуск участка по изготовлению источников ионизирующих излучений на основе радионуклида кобальта-60. Такие источники используют в медицинских целях для лечения злокачественных заболеваний, в промышленной дефектоскопии и других отраслях промышленности. Для изготовления изделий в рамках существующих и перспективных контрактов необходимо было разработать комплекс технологических процессов сварки источников нескольких типов: ГК60Т1, ГК60М9, ГК60Р, ГК60Т01–ГК60Т06. Конструкция большинства источников состоит из наружного и внутреннего корпуса, внутри которого находится металлический кобальт (рис. 4.17). Особенности разработки технологии сварки для обеспечения качественного соединения в данном случае обуславливаются малыми габаритными размерами корпусов источников, спецификой сварки сталей аустенитного класса, дистанционными условиями ведения процесса в условиях радиационно-защитных камер.

Наиболее часто для герметизации корпусов источников ионизирующих излучений в дистанционных условиях радиационно-защитных камер применяют аргонодуговую сварку неплавящимся электродом. Для успешной реализации данного способа необходимо для каждого

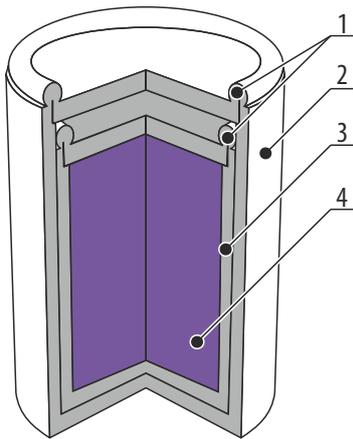


Рис. 4.17. Конструкция источника на основе радионуклида кобальта-60: 1 — внутренняя заглушка; 2 — наружная заглушка; 3 — сварной шов; 4 — наружный корпус; 5 — внутренний корпус; 6 — металлический кобальт

типового размера источника определить оптимальные параметры режимов сварки, при которых обеспечивается высокое качество сварных соединений. Оптимизация режима сварки достигается выбором необходимого соотношения его основных параметров, позволяющих регулировать термический цикл процесса.

Цель работы — отработка, обоснование и внедрение технологии сварки корпусов источников на основе радионуклида кобальта-60 в условиях радиационно-защитной камеры ГК-167.

Основной задачей исследования являлось установление зависимости между параметрами режимов сварки (силой тока, скоростью сварки) и показателями качества сварного соединения для каждого типа источника. Критерием качества сварного соединения при выборе оптимальных режимов аргонодуговой сварки являлись глубина проплавления сварного шва, которая должна быть не менее толщины свариваемой стенки корпуса, отсутствие пор, свищей, газовых полостей и соответствие геометрических размеров сварного шва требованиям конструкторской документации. В ходе выполнения работ качество сварных соединений оценивали методами визуального, измерительного, рентгенографического контроля и методом металлографических исследований.

Для определения оптимального диапазона сварочного тока и скорости сварки их значение в процессе эксперимента изменяли с определённым шагом, а полученные сварные швы подвергали контролю. Было установлено, что формирование сварного шва с требуемыми геометрическими размерами и критериями сплошности достигается при значениях сварочного тока и скорости сварки в оптимальном диапазоне (рис. 4.18).

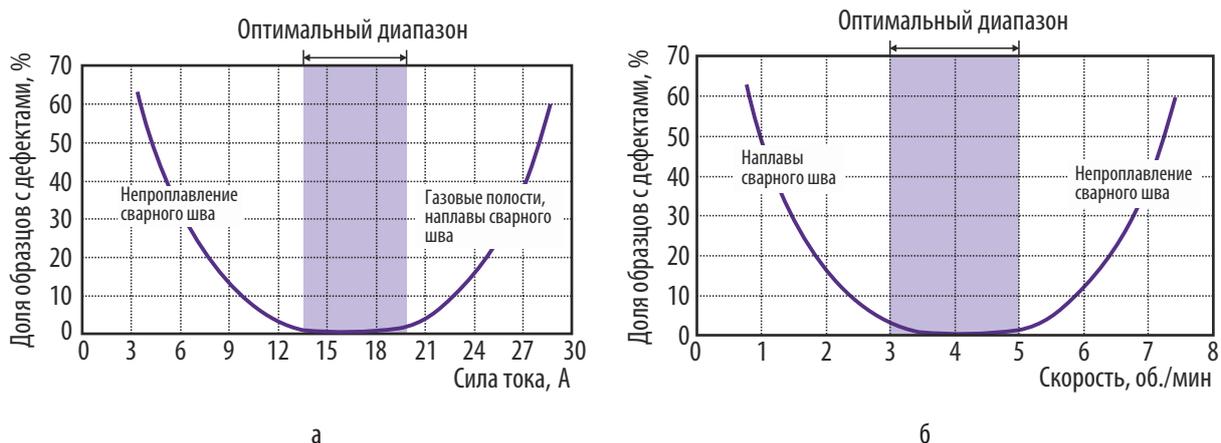
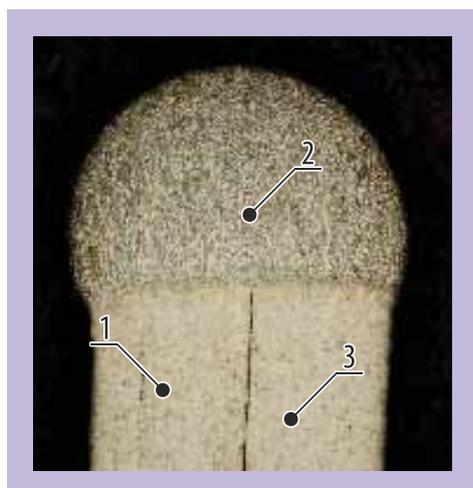


Рис. 4.18. Влияние силы тока (а) и скорости сварки (б) на качество сварных соединений корпусов источников типа ГК60Т05

При значениях сварочного тока и скорости сварки, выходящих за пределы оптимального диапазона, качество сварных швов становится нестабильным, появляются дефекты в виде газовых полостей, наплывов и непроплавлений.

По результатам обработки экспериментальных данных определяли режимы аргонодуговой сварки, при которых получают качественные сварные соединения корпусов источников (рис. 4.19).



Создан комплект документов на технологический процесс сварки корпусов источников ионизирующих излучений. Сотрудниками отделения радионуклидных источников и препаратов изготовлена первая партия источников. Проведён необходимый комплекс испытаний изделий, обосновывающий их работоспособность.

Рис. 4.19. Структура сварного соединения наружного корпуса источника типа ГК60Т05, выполненного аргодуговой сваркой в радиационно-защитной камере ГК-167: 1 — корпус; 2 — сварной шов; 3 — заглушка

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

## ТЕХНОЛОГИЯ СВАРКИ ЭЛЕМЕНТОВ МИКРОИСТОЧНИКА ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ РАДИОНУКЛИДА КОБАЛЬТА-60 С ТРОСОВЫМ ДЕРЖАТЕЛЕМ

Одним из эффективных способов лечения онкологических заболеваний является метод контактной лучевой терапии. При этом миниатюрный закрытый источник, содержащий излучающий радионуклид, облучает непосредственно злокачественную опухоль, разрушая раковые клетки с минимальным воздействием на здоровые ткани. Источник соединён с аппаратом типа «Агат-ВТ» тросом и подаётся в позицию облучения при помощи заложенной в аппарате программы. Одним из важных требований к надёжной эксплуатации таких источников в условиях медицинского учреждения является обеспечение герметичности капсулы, содержащий радиоактивный препарат, и прочности крепления тросового держателя на весь период его использования. До настоящего времени технологии изготовления миниатюрных тросовых источников для аппаратного введения в России не существовало. Целью настоящей работы было проведение исследований для обоснования технологии сварки элементов такого источника.

Основной частью источника является герметичный корпус в виде капилляра (диаметр — 1,0 мм; толщина стенки — 0,14 мм; длина — 5,0 мм) из стали марки 12Х18Н10Т, внутри которого расположен радионуклид кобальт-60 (рис. 4.20). Корпус источника соединяется с тросом диаметром 0,9 мм и длиной, равной 2 180 мм. Трос состоит из проволок двойной свивки: несколько проволок навиты вокруг центральных прядей проволок. В конструкции источника используются гибкий и жёсткий тросы, отличающиеся способом навивки. Центральные проволоки изготовлены из стали марки 302, внешние — из стали марки 316L.

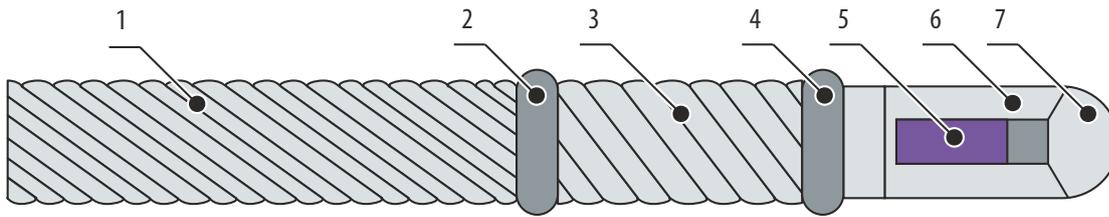


Рис. 4.20. Конструкция микроисточника: 1, 3 — жёсткий и гибкий тросы соответственно; 2, 4, 7 — первый, второй и третий сварные швы соответственно; 5 — радионуклид кобальт-60; 6 — корпус

Учитывая многолетний опыт изготовления источников ионизирующего излучения в АО «ГНЦ НИИАР», службой главного сварщика была разработана технологическая схема процесса сварки микроисточника с тросовым держателем, заключающаяся в следующем:

1. Для соединения корпуса с тросом (второй сварной шов (см. рис. 4.20)) предварительно торцы обеих деталей оплавливают аргонодуговой сваркой в режимах, позволяющих получить необходимую полусферическую форму оплавливаемых участков. Оплавленные торцы механически обрабатывают до получения ровной поверхности свариваемых кромок, проводят сборку корпуса с тросом стыковым соединением и лазерную сварку в импульсном режиме (рис. 4.21, а).
2. Сварное соединение гибкой и жёсткой частей троса (первый сварной шов (см. рис. 4.20)) выполняют в такой же последовательности: первоначально каждый торец троса оплавливают аргонодуговой сваркой, механически обрабатывают, поверхности стыкуют и затем сваривают лазерной сваркой (рис. 4.21, б).

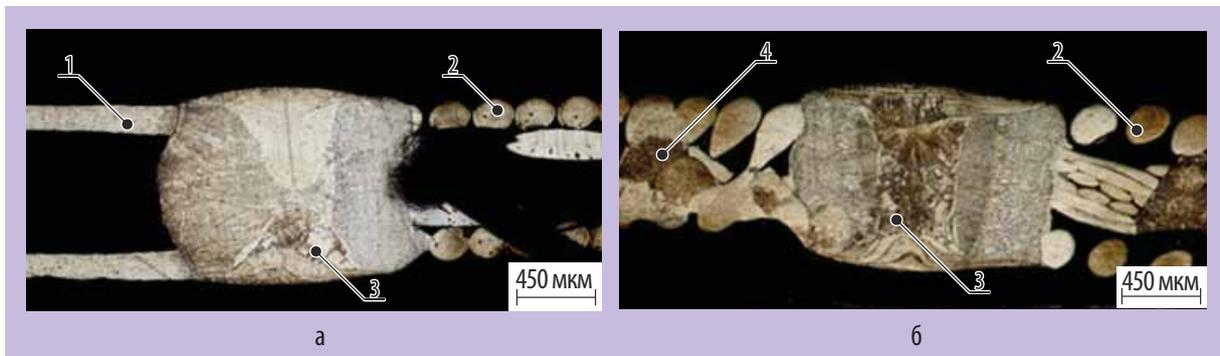


Рис. 4.21. Структура сварного соединения корпуса с тросом (а) и частей троса (б) между собой, выполненного лазерной сваркой: 1 — корпус; 2 — гибкий трос; 3 — сварной шов; 4 — жёсткий трос

3. Корпус с приваренными к нему элементами держателя передают в радиационно-защитную камеру для загрузки в него радионуклида кобальта-60.
4. После загрузки радионуклида производят герметизацию корпуса с помощью аргонодуговой сварки неплавящимся электродом методом оплавления торца на полуавтоматической установке (третий сварной шов), управляемой дистанционно (рис. 4.22).
5. Готовый микроисточник гамма-излучения на основе радионуклида кобальта-60 с тросовым держателем (рис. 4.23) проходит необходимые проверку и контроль герметичности сварных швов. Контроль осуществляется с применением таких методов, как:
  - ◆ визуальный метод;
  - ◆ измерительный метод;
  - ◆ иммерсионный метод.

С целью реализации предложенной схемы проведены исследования для обоснования технологии сварки элементов, используемых в конструкции источника, с учётом высоких требований к их качеству, определяемых условиями эксплуатации изделия и нормативными документами.

В процессе исследований были решены задачи, связанные с особенностями сварки микроизделий из сталей аустенитного класса, собранных с высокой точностью. Для выполнения сварных соединений использовали установки автоматической аргодуговой (СА-178) и лазерной (LRS-150A) сварки, а также установку автоматической аргодуговой сварки, размещённую в радиационно-защитной камере.

Оценка состояния выполненных по отработанной технологии сварных соединений элементов конструкции микроисточника гамма-излучения на основе радионуклида кобальта-60 с тросовым держателем, проведённая методами визуального, измерительного и металлографического контроля, подтвердила высокое качество соединений.

По разработанной технологии выполнения сварных соединений изготовлен опытный образец микроисточника гамма-излучения с тросовым держателем на основе радионуклида кобальта-60. Показана возможность изготовления изделий в соответствии с требованиями нормативных документов и условиями заказчика.

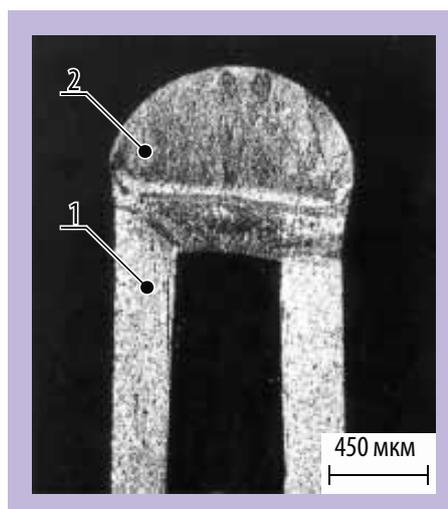


Рис. 4.22. Структура сварного соединения корпуса источника: 1 — корпус, 2 — сварной шов

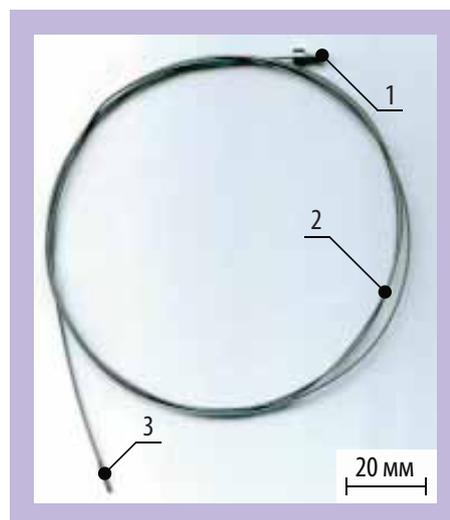


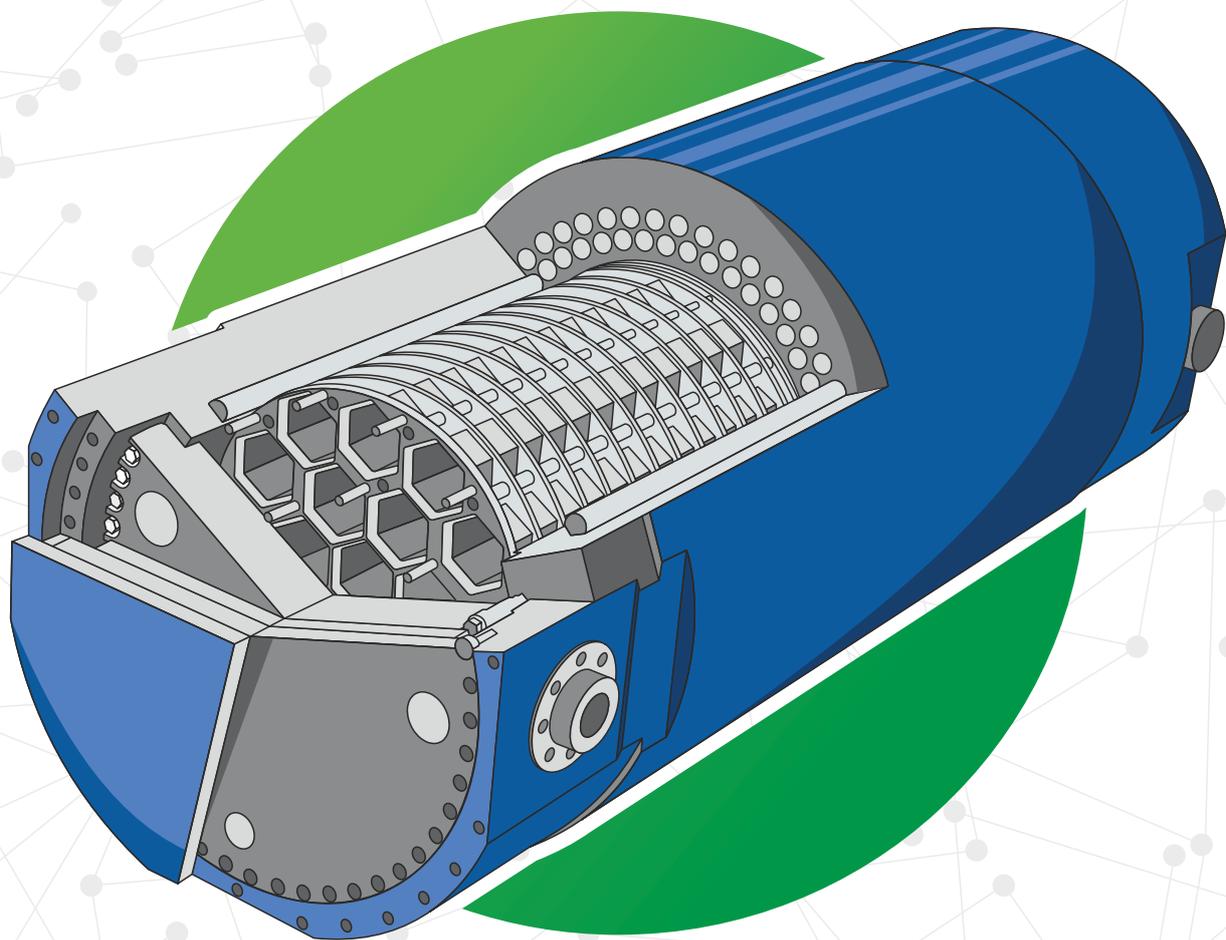
Рис. 4.23. Внешний вид микроисточника гамма-излучения с тросовым держателем: 1 — корпус; 2 — трос; 3 — держатель

*Е.М. Табакин, Ю.Г. Топоров, Н.А. Костюченко,  
Ю.В. Иванович, А.В. Каплин, С.А. Андреев*



5

# РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ



В отчётном году продолжена работа по обеспечению радиационной безопасности реакторных установок и других объектов использования атомной энергии АО «ГНЦ НИИАР». Наиболее значимые результаты получены в области радиационного контроля: усовершенствование методической базы системы контроля трития в выбросах и сбросах позволило подтвердить отсутствие трития в ближайшей контролируемой акватории; созданный экземпляр контроллера БПО-16-400В, который может быть использован для замены физически и морально устаревшего оборудования, выпущенного в девяностых годах прошлого века, в автоматизированных системах радиационного контроля, в настоящее время находится в опытной эксплуатации в системе контроля сварных швов патрубков реактора ВК-50.

Проведены расчёты максимального возможного ущерба третьим лицам (юридическим и физическим; здоровью граждан) при возникновении наиболее тяжёлой потенциальной радиационной аварии на объектах института. Расчёты подтверждают финансовую обеспеченность института, поскольку сумма действующего в настоящее время договора страхования гражданской ответственности достаточна для компенсации возможного ущерба третьим лицам даже при наиболее тяжёлой аварии с минимальной вероятностью возникновения.

В соответствии с требованиями современной нормативной документации Российской Федерации в области обращения с отходами актуализирована стратегия института по обращению с радиоактивными отходами. основополагающим принципом новой стратегии является снижение объёма радиоактивных отходов за счёт их переработки и кондиционирования. Отмечена важность введения в эксплуатацию пункта контейнерного хранения твёрдых радиоактивных отходов, где запланировано внедрение современных технологий переработки отходов. Одновременно продолжаются работы по реконструкции и модернизации пунктов долговременного хранения радиоактивных отходов, а также по выводу из эксплуатации хранилищ, объём которых в настоящее время заполнен. В отчётном году были также всесторонне исследованы и проанализированы возможные сценарии вывода из эксплуатации хранилища твёрдых радиоактивных отходов, в котором размещены отходы 1963–2012 годов.

Наряду с практическими задачами АО «ГНЦ НИИАР», являясь с 2013 года головным подразделением госкорпорации «Росатом» по сбору, обработке, анализу и обобщению информации о нарушениях в работе реакторных установок России и государств СНГ, продолжает выполнять аналитические задачи, в том числе связанные с вопросами обеспечения безопасности исследовательских установок. Информация о нарушениях систематизируется в виде ежегодного бюллетеня, позволяющего руководству отечественных и зарубежных реакторных установок реализовывать корректирующие и предупреждающие мероприятия по недопущению повторения нарушений.

В рамках проведения Года экологии в Российской Федерации в АО «ГНЦ НИИАР», как и на других предприятиях госкорпорации «Росатом», реализован перечень специальных мероприятий, направленных на улучшение состояния экологической обстановки. Согласно экологическому рейтингу субъектов Российской Федерации, опубликованному общероссийской общественной организацией «Зелёный патруль», Ульяновская область с экологической точки зрения является одним из лучших регионов России и занимает седьмое место по итогам 2017 года. Мероприятия по поддержанию на минимальном уровне и снижению воздействия предприятия на окружающую среду будут продолжаться и в последующие годы: 2018 год уже объявлен Добровольным годом экологии в Ульяновской области.

*В.В. Серебряков*

## НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СОДРУЖЕСТВА НЕЗАВИСИМЫХ ГОСУДАРСТВ

Решением совета глав правительств СНГ от 31 мая 2013 года АО «ГНЦ НИИАР» придан статус базовой организации государств — участников Содружества Независимых Государств по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. Исполнение функций базовой организации возложено на Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок, который входит в структуру АО «ГНЦ НИИАР» и является головным подразделением госкорпорации «Росатом» по сбору, обработке, анализу и обобщению информации о нарушениях в работе реакторных установок, отказах их оборудования и систем. Информация в центр поступает от предприятий России и других государств СНГ. Для обработки и анализа получаемой информации разработана и введена в промышленную эксплуатацию информационная система. В базу данных внесены сведения об исследовательских установках государств СНГ и нарушениях в их работе с 2011 года.

Центр проводит анализ данных по расследованию нарушений в соответствии с международной шкалой ядерных и радиологических событий ИНЕС [1] и НП-027-10 [2]. Результат анализа поступающей информации представляется в виде ежегодного информационного бюллетеня о нарушениях. В нём содержится детальное описание нарушений, последовательность отказов, ошибок работников, непосредственные и коренные причины, последствия и корректирующие меры. В информационном бюллетене, выпущенном в 2017 году, приведены статистические данные с 2012 по 2016 годы (табл. 5.1).

Таблица 5.1

### Сведения об исследовательских ядерных установках на 1 января 2017 года

Тип установки	Количество установок, шт.					
	Всего	Действующие	На реконструкции	На консервации	Выводимые из эксплуатации	Строящиеся
Исследовательские реакторы	39	24	0	3	10	2
Критические стенды	28	21	0	2	5	0
Подкритические стенды	11	8	0	1	2	0
Итого	78	53	0	6	17	2

К данным информационной системы и результатам анализа нарушений в работе исследовательских ядерных установок по выданным логинам и паролям имеют дистанционный доступ специалисты предприятий Республики Беларусь, Республики Казахстан, Российской Федерации и МАГАТЭ.

На четырнадцать предприятиях государств — участников СНГ, которые не указаны в табл. 5.2, нарушений в работе исследовательских ядерных установок в 2012–2016 годах не было. За рассматриваемые пять лет произошло сорок нарушений в работе, в среднем — по восемь в год.

Приведённые данные о причинах нарушений в работе исследовательских ядерных установок предприятий государств — участников СНГ (рис. 5.1), показывают, что:

- около 65 % (двадцать шесть) нарушений относятся к происшествиям, непосредственными причинами кото-

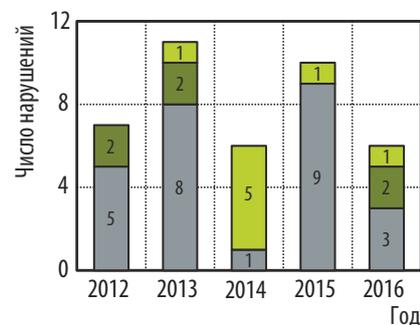


Рис. 5.1. Причины нарушений в работе исследовательских ядерных установок по годам (■ — внешнее воздействие; ■ — ошибка персонала; ■ — отказ элемента)

рых явились отказы элементов установок (из года в год их количество значительно меняется: минимальное значение зафиксировано в 2014 году, максимальное — в 2015 году);

- примерно 20 % (восемь) нарушений связаны с внешним воздействием на установку;
- меньше всего — приблизительно 15 % (шесть) — нарушения, непосредственными причинами которых стали ошибки персонала, а в 2014 и 2015 годах такие нарушения отсутствовали.

Таблица 5.2

### Количество нарушений в работе исследовательских ядерных установок за 2012–2016 годы

№ п/п	Предприятие	Установка	Число нарушений по годам				
			2012	2013	2014	2015	2016
<b>Республика Казахстан</b>							
1	РГП «ИЯФ»	Реактор ВВР-К	1	4	0	0	1
2		Критический стенд ВВР-К	0	0	1	0	0
Итого			1	4	1	0	1
<b>Российская Федерация</b>							
1	АО «ГНЦ НИИАР»	Реактор СМ	0	1	1	0	1
2		Реактор РБТ-10/2	0	0	1	1	0
3		Реактор БОР-60	0	1	1	1	0
4		Реактор ВК-50	1	0	1	0	0
5	АО «ИРМ»	Реактор ИВВ-2М	1	0	0	2	1
6	АО «ОКБМ»	Критический стенд СТ-1125	0	0	0	0	1
7	АО «НИФХИ»	Реактор ВВР-ц	0	3	0	1	0
8	ОИЯИ	Реактор ИБР-2	3	1	0	2	1
9	ФГАОУ ВО «НИ ТПУ»	Реактор ИРТ-Т	1	0	0	0	1
10	ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"»	Реактор ИР-8	0	0	0	1	0
11	ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»)	Реактор ВВР-М	0	1	1	2	0
Итого			6	7	5	10	5
Всего			7	11	6	10	6

Для того чтобы не допустить возникновения аналогичных нарушений и снизить их количество, разрабатывают корректирующие мероприятия, которые определяются комиссией в ходе расследования нарушений. Для снижения числа нарушений, обусловленных отказами элементов, проводят своевременную замену устаревших элементов, выполняют качественное технологическое обслуживание и повышают эффективность программ по управлению ресурсами элементов систем исследовательских ядерных установок.

Несмотря на снижение количества нарушений, связанных с ошибками персонала, влияние человека на безопасную эксплуатацию исследовательских ядерных установок остаётся важнейшим фактором. Поддержание и повышение уровня культуры безопасности персонала является одной из главных задач, направленных на снижение количества нарушений в работе установок.

В течение пяти лет на исследовательских ядерных установках государств — участников СНГ нарушений, классифицированных согласно критериям НП-027-10 [2] как аварии, не было,

а число нарушений категории П05 (остановка реактора, вызванная нарушением в работе технологического и / или электротехнического оборудования, важного для безопасности) составило примерно 18 %, категории П09 (остановка реактора, вызванная нарушением электроснабжения в пределах эксплуатационной ответственности эксплуатирующей организации, без нарушения эксплуатационных пределов и условий безопасной эксплуатации) — около 20 %, категории П08 (остановка реактора, вызванная отклонениями в работе системы управления и защиты, технологических защит и блокировок при значениях контролируемых параметров реакторной установки, не выходящих за установленные пределы) — приблизительно 38 %. На долю остальных происшествий пришлось 24 % нарушений.

За рассматриваемый период пять нарушений классифицированы уровнем 1 по шкале ИНЕС — события со значительными последствиями, оцениваемые как существенные для безопасности. На реакторе ВВР-ц двадцать второго апреля 2013 года было два происшествия: облучение двух лиц из числа персонала установки, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности [3], и нарушение в работе системы охлаждения экспериментального устройства. В ходе нарушения в работе реактора ВВР-М двенадцатого ноября 2013 года произошло отклонение от разрешённого режима эксплуатации, вызванное нарушением электроснабжения с полным обесточиванием площадки эксплуатирующей организации с одновременным отказом в работе аварийного электроснабжения реактора, а двенадцатого октября 2015 года нарушение условий безопасной эксплуатации реактора привело к проливу низкоактивных жидких отходов и загрязнению участка грунта. На критическом стенде СТ-1125 двадцать третьего сентября 2016 года произошло облучение персонала, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности [3].

Причины трёх нарушений, последствия которых по шкале ИНЕС относятся к существенным для безопасности, непосредственно связаны с человеческим фактором. Это ещё раз свидетельствует о большом влиянии деятельности персонала на причины возникновения нарушений, развитие хода их событий и тяжесть последствий. Поэтому необходимо регулярно проводить техническую учёбу, специализированные тренинги и ознакомление персонала с произошедшими нарушениями в работе исследовательских ядерных установок. Перечисленные мероприятия позволят повысить квалификацию, дисциплину и ответственность оперативного персонала в деле обеспечения безопасной эксплуатации установок.

Остальные нарушения в работе исследовательских ядерных установках за 2012–2016 годы классифицированы по шкале ИНЕС как несущественные для безопасности (уровень 0).

Нарушения в работе исследовательских ядерных установках государств — участников СНГ в период с 2012 по 2016 год проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни. Отсутствовало облучение персонала, превышающее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности [3].

#### *Список литературы*

1. Международная шкала ядерных и радиологических событий (ИНЕС): Руководство для пользователей. — Вена: МАГАТЭ, 2008. — 238 с.
2. НП-027-10. Положение о порядке расследования и учёта нарушений в работе исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность, 2010. № 3. С. 35–54.
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

*М.А. Соловьёв, Н.Г. Гатауллин,  
Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федуллин*

## КОНТРОЛЬ ТРИТИЯ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ И ПАРОКАПЕЛЬНЫХ ВЫБРОСАХ ГРАДИРЕН ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Важной задачей обеспечения радиационной безопасности населения и окружающей среды является совершенствование аппаратной и методической базы контроля поступления радиоактивных продуктов от потенциально радиационно опасных объектов в атмосферу. В отчётном году по программе контроля качества измерений при учёте радиоактивных отходов в АО «ГНЦ НИИАР» была заново оформлена по требованиям нового стандарта предприятия и проведена переаттестация действующей методики контроля выброса радионуклидов из градирен реакторных установок в атмосферу в результате капельно-парового уноса. [1]. В основе этой методики — контроль содержания радиоактивных продуктов в теплоносителе градирен и термодинамические расчёты массы капель и пара, уносимых вместе с содержащимися в них радионуклидами в атмосферу восходящими из градирни потоками воздуха. По разработанной методике были проведены расчёты выбросов нелетучих радиоактивных продуктов, регистрируемых в теплоносителе градирен [1]. Было показано, что выброс в атмосферу стронция-90, цезия-134, цезия 137, кобальта-60, калия-40 определяется капельным уносом, который не превышает 1,5 % от выброса теплоносителя в виде пара. Удельная активность радиоактивных продуктов в водной фазе мала и не превышает 1 Бк/кг, её уровень такой же, как в подпиточной речной воде. Коэффициент распределения между паровой и водной фазами — не более  $10^{-5}$ . Это существенно ограничивает выбросы радиоактивных продуктов из градирен и снижает до пренебрежимо малого (менее 0,1 %) их вклад в суммарную активность газоаэрозольных выбросов реакторных установок.

Исключительными свойствами с точки зрения рассматриваемого вопроса обладает тритий, присутствующий в реакторном теплоносителе в составе молекул воды и радиолитического водорода. Тритий может беспрепятственно попасть в контур охлаждения градирен, вероятнее всего, с конденсатом турбины в результате нештатной разгерметизации трубок теплообменников, а также с подпиточной речной водой, если он в ней есть. Тритий, в отличие от других радионуклидов, диффундирует сквозь высокотемпературные теплопередающие поверхности теплообменников реакторов на быстрых нейтронах в теплофикационный водяной контур так же, как сквозь стенки трубопроводов первого контура, — непосредственно в помещения. Установлено, что на АЭС тритий накапливается в значимом количестве в замкнутых охлаждаемых водоёмах и дебалансных водах. Присутствуя в радиоактивных дебалансных водах и в газоаэрозольных выбросах в оксидной форме (вода, пар), тритий не задерживается никакими системами очистки и непосредственно участвует в технологическом водообмене станции. К примеру, на АЭС с реактором ВВЭР предусмотрено поступление очищенных дебалансных вод, содержащих тритий, в брызгальные бассейны, использующиеся для непрерывного охлаждения технологического оборудования, в силу чего бассейны являются источником поступления трития в атмосферу. При этом башенные градирни являются каналом поступления этого глобально опасного радионуклида в составе пара и капель воды в атмосферу и его своеобразным «распылителем» по окружающей территории [2]. Коэффициент распределения трития между паровой и капельной фазами охлаждаемого теплоносителя внутри башни градирни равен единице. Это значит, что его поступление в атмосферу через устье градирни пропорционально не только массе капель, как для нелетучих радиоактивных продуктов, но и всей массе пара.

Оснащение управления радиационной безопасностью новой измерительной техникой, проведённые методические и метрологические исследования, разработка и аттестация методики измерения удельной активности трития с применением автоматического жидкостно-сцинтилляционного альфа-бета-счётчика Hidex 300 SL повысили чувствительность идентификации трития в сотни раз [3]. Появилась возможность определять содержание трития в подлежащих радиационному контролю слаборадиоактивных жидких технологических средах, где ранее тритий не обнаруживали. Это предопределило проведение научно-исследовательских работ по ре-

лизации контроля трития в теплоносителе и парокапельных выбросах градирен реакторных установок института, а также в подпиточной речной воде. До лета 2017 года один раз в неделю при работающих реакторах отбирали пробы водяного теплоносителя из контуров охлаждения градирен реакторных установок ВК-50, МИР, РБТ-10, СМ и РБТ-6, а также периодически — из трубопровода подачи подпиточной воды из реки Большой Черемшан. В дальнейшем по специальной методике [3] в радиационно-технологической лаборатории управления радиационной безопасности пробы очищали от радиоактивных и химических примесей, готовили счётные образцы и измеряли активность трития на радиометре Hidex 300SL.

Было подготовлено и измерено около 250 счётных образцов. Каждый образец измеряли десять раз по 3 600 с и вычисляли среднее значение удельной активности трития. Результатами всех измерений оказались значения, не превышающие значение 0,03 Бк/г, которое установлено в ходе аттестации применяемой методики как минимально измеряемая удельная активность трития в пробах (с расширенной неопределённостью, равной 34 %).

Полученные результаты длительного контроля указывают на отсутствие трития в речной подпиточной воде и «видимых» нештатных протечек водяного теплоносителя из реакторных контуров в контуры охлаждения градирен в рамках проведённых исследований и методической чувствительности.

Благодаря улучшению чувствительности измерений появилась возможность уточнить верхний предел выбросов трития в атмосферу из градирен в результате парокапельного уноса и вклад этих источников в общий выброс трития с газоаэрозольными выбросами других радиоактивных продуктов через высотную вентиляционную трубу промплощадки. С учётом реальных рабочих параметров реакторных установок и по расчётам методики [1] за год через устья всех градирен в сумме поступило в атмосферу  $2 \cdot 10^9$  кг теплоносителя в виде пара и капель. Умножив это значение на значение минимально измеряемой удельной активности (30 Бк/кг), получаем, что выброс трития был, по крайней мере, меньше 0,06 ТБк. Это составляет 1,3 % от выброса трития через высотную вентиляционную трубу, который за год составил  $(4,5 \pm 0,9)$  ТБк, и находится в пределах методической расширенной неопределённости последнего значения.

Проведённые исследования по контролю трития позволяют сделать вывод о том, что вклад башенных градирен в суммарный выброс этого радионуклида с газоаэрозольными выбросами в атмосферу пренебрежимо мал и не существенен в решении задач обеспечения радиационной безопасности исследовательских реакторных установок при их нормальной безаварийной работе. Не обнаружено также влияния суммарных газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов предприятия на появление трития в ближайшей контролируемой акватории.

#### Список литературы

1. Рыбин А.А., Узиков В.А., Серебряков В.В., Николаева Е.А. Исследования по созданию методики выполнения контроля поступления радионуклидов из градирен реакторных установок в атмосферу в результате капельно-парового уноса. — Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). — Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. Вып. 1. С. 60–69.
2. Барчуков Б.Г., Кочетков О.А., Фомин Г.В. и др. Распространение трития и его соединений воздушным путём при нормальных условиях эксплуатации Балаковской АЭС // АНРИ (Аппаратура и новости радиационных измерений). — М.: ООО «Научно-производственное предприятие "Доза"», 2016. Вып. 1(84). С.49–54.
3. Рыбин А.А., Ряскова М.В., Кушнир Ю.А. Разработка, метрологические исследования и аттестация методик измерения активности трития. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 году). — Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2017. С. 189–191. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy\\_nauchnyy\\_2016\\_sayt\\_2.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_nauchnyy_2016_sayt_2.pdf). Дата обращения: 23.03.2018.

## СОЗДАНИЕ КОНТРОЛЛЕРА ДЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННЫХ СИСТЕМ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ С ВЫСОКОВОЛЬТНЫМИ ДАТЧИКАМИ

Проблема замены устаревших приборов в составе автоматизированных систем радиационного контроля в АО «ГНЦ НИИАР» решается как закупкой нового оборудования, так и разработкой и изготовлением новых компонентов своими силами. В 2017 году специалистами отдела систем радиационного контроля управления радиационной безопасности разработан и изготовлен контроллер БПО-16-400В, заменивший вышедшее из строя аналогичное устройство производства 90-х годов прошлого века. Аббревиатуру БПО-16-400В следует расшифровывать как блок питания и обработки шестнадцатиканальный, с встроенным источником питания 400 В.

### Технические характеристики контроллера БПО-16-400В

Напряжение питания счётчиков .....	(398 ± 0,5 %) В
Количество измерительных каналов.....	16 шт.
Диапазон измеряемых частот .....	От 0,1 до 35 000 Гц
Погрешность измерения частоты.....	±2 %
Интерфейс связи с устройством верхнего уровня.....	RS-485 (ModBus RTU)
Скорость обмена по линии RS-485 .....	9 600; 19 200; 38 400; 57 600; 115 200 Бод
Напряжение пробоя изоляции порта RS-485 .....	Не менее 3,0 кВ
Напряжение электропитания переменного тока .....	(220 ± 15 %) В
Потребляемая мощность без счётчиков.....	Не более 1 Вт
Ёмкость энергонезависимой памяти для хранения настроек .....	1 кБ
Время установления рабочего режима .....	Не более 10 с
Габаритные размеры, мм, не более:	
Ширина .....	156
Длина .....	180
Высота.....	44
Масса .....	Не более 0,4 кг
Средняя наработка на отказ .....	50 000 ч
Защита оболочки.....	IP54
Климатическое исполнение.....	УХЛ 4.1

Контроллер БПО-16-400В представляет собой шестнадцатиканальный интенсиметр настольного исполнения в пылевлагодонепроницаемом пластиковом корпусе (рис. 5.2). Возможности контроллера по обработке результатов весьма ограничены, поэтому для полноценной работы (нормирования, архивирования, выработки сигналов тревоги) к нему необходимо присоединять интеллектуальное устройство верхнего уровня, для чего в приборе предусмотрен интерфейс связи.

Внутренняя архитектура контроллера БПО-16-400В — распределённая, многопроцессорная. Центральный микроконтроллер, расположенный на материнской плате, осуществляет связь с верхним уровнем, выводит информацию на жидкокристаллический индикатор, а также опрашивает восемь интеллектуальных модулей ввода. Модули ввода, каждый из которых является двухканальным частотомером со своим собственным микроконтроллером, вставляются в четырнадцатиканальные разъёмы материнской платы, каждый разъём в свою очередь имеет уникальную комбинацию из трёх запаянных контактов, определяющих адрес этого разъёма (от 000 до 111 в двоичном коде). Такой подход к аппаратной реализации позволил разгрузить вычисли-

тельные мощности каждого микроконтроллера, повысить надёжность за счёт автономности каждого канала (неисправность одного модуля ввода не влияет на работоспособность остальных) и упростить ремонт (неисправный модуль вынимается из соответствующего разъёма и без перепрограммирования заменяется на аналогичный из состава запасных частей, инструментов и принадлежностей).



Рис. 5.2. Внешний вид контроллера БПО-16-400В

Каждый модуль ввода осуществляет подсчёт импульсов независимыми асинхронными счётчиками, а для формирования логических уровней от счётчиков Гейгера<sup>21</sup> снабжён двумя, по одному на канал, усилителями-формирователями на транзисторах PNP-структуры. Настройка коэффициента усиления этих формирователей конструкцией не предусмотрена. На рис. 5.3 приведены элементы входной цепи контроллера БПО-16-400В и подключение к ним счётчиков Гейгера — Мюллера<sup>22</sup> типа СБТ-11 (на примере одного канала).

Экспозиция счётчика каждого канала адаптивно меняется в зависимости от скорости счёта и составляет:

- ◆ 10 с при входной частоте в 6 Гц и менее;
- ◆ 5 с при входной частоте от 6 до 15 Гц;
- ◆ 2 с при входной частоте выше 15 Гц.

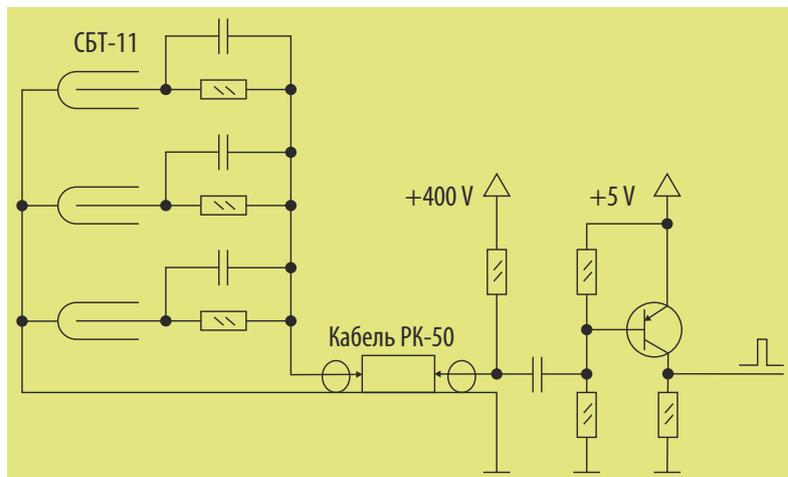


Рис. 5.3. Схема входного каскада контроллера БПО-16-400В

На встроенный жидкокристаллический индикатор выводятся номер канала и частота, соответствующая этому каналу. Для смены номера индицируемого канала предусмотрена кнопка «Листать» на лицевой панели.

Синхронизация тактовых генераторов всех модулей ввода осуществляется от внутреннего RC-генератора центрального микроконтроллера. Частота работы этого микроконтроллера составляет 16 МГц. Применение RC-генератора в качестве источника опорной частоты увеличило

<sup>21</sup> Ханс Вильгельм Гейгер (1882–1945) — немецкий физик, первым создавший детектор альфа-частиц и других ионизирующих излучений, изобрёл в 1908 году счётчик Гейгера. — Прим. ред.

<sup>22</sup> Принцип счётчика предложен в 1908 году Х.В. Гейгером; в 1928 Вальтер Мюллер, работая под руководством Гейгера, реализовал на практике несколько версий прибора, конструктивно отличавшихся в зависимости от типа излучения, которое регистрировал счётчик. — Прим. ред.

погрешность измерения частоты до 4 % (по сравнению с кварцем), однако этой погрешности достаточно при определении тех технологических параметров, для которых и проектировался прибор.

Связь между центральным микроконтроллером и микроконтроллерами модулей ввода осуществляется по протоколу I<sup>2</sup>C с аппаратным арбитражем коллизий. Тактовая частота шины I<sup>2</sup>C составляет 400 кГц. Опрос каналов происходит в цикле, с интервалом 50 мс, частота каждого канала записывается в свою ячейку памяти (регистр), одновременно эта информация становится доступной для считывания устройством верхнего уровня по интерфейсу RS-485. Прибор имеет оперативную память небольшого размера (128 байт), поэтому никакого архива в памяти не организовано и вся информация в регистрах переписывается по мере обновления результатов измерений. Чтобы информация не терялась, устройство верхнего уровня должно опрашивать контроллер БПО-16-400В не реже, чем один раз в 8 с (полный цикл обновления информации в регистрах — 8 с).

Изготовленный экземпляр контроллера БПО-16-400В с сентября 2017 года находится в опытной эксплуатации в системе радиационного контроля сварных швов выходных патрубков реактора ВК-50 (в качестве контроллера сбора информации с шестнадцати датчиков ФД-08). Измерения, производимые контроллером БПО-16-400В, регистрируются в базе данных локального сервера автоматизированной системы радиационного контроля реактора ВК-50 с установленным программным обеспечением RSC v.2.12, также разработанным и поддерживаемым специалистами отдела систем радиационного контроля. В программном комплексе RSC производится преобразование частот в физические величины, обработка массивов данных различными математическими фильтрами, хранение результатов измерения (более года), сигнализация о срабатывании уставок, а также репликация данных на сервер единой системы контроля радиационной безопасности института. Данные, хранимые на её сервере, могут быть доступны компьютерам локальной сети с помощью специальной программы-вьюера. Примеры просмотра результатов работы контроллера БПО-16-400В с помощью этой программы приведены на рис. 5.4 и 5.5. Данные в столбцах «Значение» и «Напр. / Имп.» динамически меняют свои значения в процессе работы.

Ст.	Сост.	Задача	Блок	Канал	Назва	Название	Значение	Ед. изм.	Напр/Имп	Время	Кол-во
		RSC101	6	1	РП	ФД-08	1.600E+00	Бк.	14.60	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	2	0В-1	ФД-08	3.000E+00	Бк.	16.00	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	3	П-3	ФД-08	2.000E+00	Бк.	14.00	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	4	Д	ФД-08	2.600E+00	Бк.	13.60	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	5	0В-3	ФД-08	2.100E+00	Бк.	6.10	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	6	ПВ-2	ФД-08	5.200E+00	Бк.	14.20	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	7	К-1	ФД-08	1.800E+00	Бк.	5.80	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	8	П-2	ФД-08	2.800E+00	Бк.	6.80	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	9	СП	ФД-08	6.200E+00	Бк.	14.20	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	10	К-2	ФД-08	2.150E+01	Бк.	32.50	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	11	ПВ-3	ФД-08	1.050E+01	Бк.	15.50	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	12	П-4	ФД-08	6.400E+00	Бк.	14.40	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	13	П-1	ФД-08	3.800E+00	Бк.	10.80	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	14	0В-2	ФД-08	8.200E+00	Бк.	13.20	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	15	ПВ-1	ФД-08	6.800E+00	Бк.	9.80	17.01.2018 14:25:22	4624
		RSC101	6	16	Б	ФД-08	7.000E+00	Бк.	12.00	17.01.2018 14:25:22	4625

Рис. 5.4. Окно программы просмотра данных о работе контроллера БПО-16-400В

Контроллер БПО-16-400В в комплекте с программным комплексом RSC являются хорошим бюджетным решением при автоматизации системы радиационного контроля, построенной на счётчиках Гейгера (есть требование к наличию питания +400 В). Схемотехнические решения внутренних узлов контроллера, проверенные годами эксплуатации в других приборах, разработанных в АО «ГНЦ НИИАР», на практике доказали свою надёжность. Цифровой интерфейс RS-485 с протоколом ModBus RTU является широко распространённым и не имеет лицензионных ограничений, а также позволяет расширять систему до 31 устройства на одной линии связи (496 точек контроля) с длиной кабеля до 1200 м.

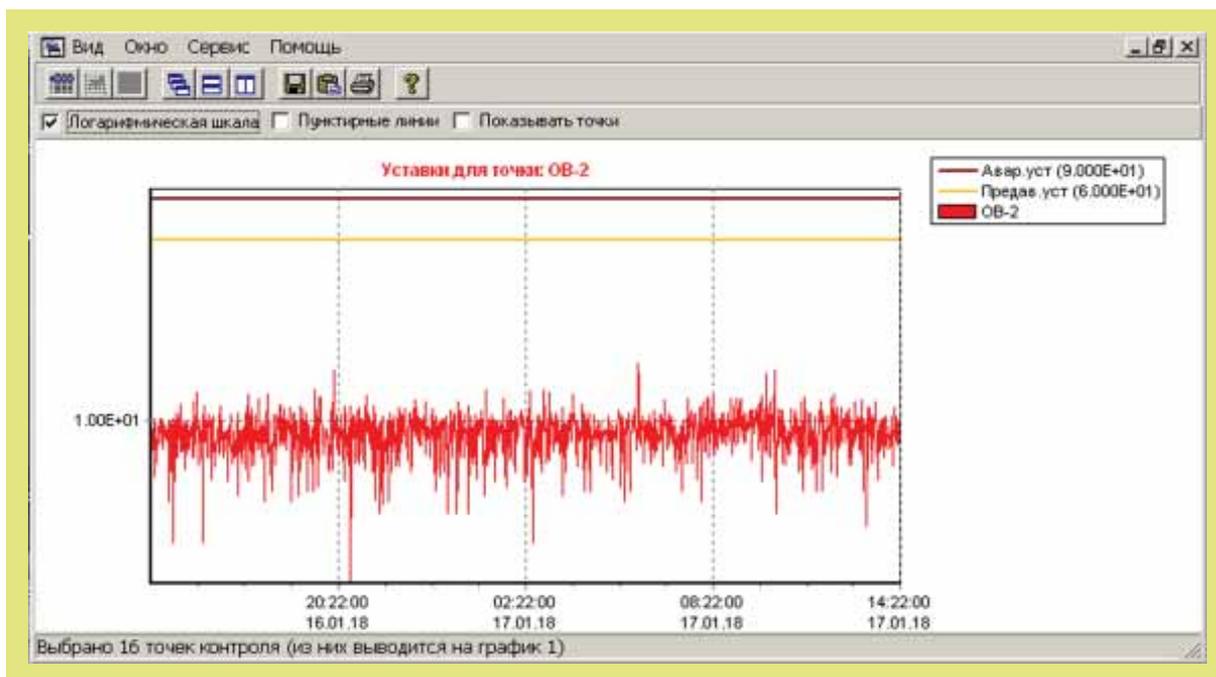


Рис. 5.5. Пример суточной истории в виде графика для канала № 14 контроллера БПО-16-400В

В будущем предполагается дальнейшее улучшение эксплуатационных и метрологических характеристик прибора и включение контроллера БПО-16-400В в государственный реестр средств измерений.

*Сергей А. Муралёв, М.В. Кочнев*

## ОЦЕНКА ЭКОНОМИЧЕСКОГО УЩЕРБА ТРЕТЬИМ ЛИЦАМ В РЕЗУЛЬТАТЕ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ

В ядерном законодательстве закреплена необходимость финансовой гарантии в случае радиационной аварии: у эксплуатирующей организации должны быть средства на возмещение ущерба третьим лицам. На практике это достигается страхованием гражданской ответственности. Важным вопросом при этом является оценка страховой суммы.

Аварии, радиационные последствия которых могут нанести существенный ущерб здоровью населения и окружающей среде, относятся к уровню 5 и выше по шкале ИНЕС. Анализ радиационных последствий проектных и запроектных аварий на исследовательских ядерных

установках АО «ГНЦ НИИАР» показал, что такому уровню может соответствовать только запроектная авария с полным обесточиванием и разрывом главного трубопровода на реакторе СМ. Для того чтобы проанализировать радиационные последствия этой аварии и определиться с необходимостью тех или иных восстановительных и защитных мероприятий в случае её возникновения, гипотетически загрязнённая территория была разделена на участки.

Для проведения зонирования создали координатную плоскость на карте с осями, направленными по широте и долготе, и началом отсчёта, соответствующим местоположению трубы вентиляционного центра. С шагом изменения координат 0,01 по широте и долготе на координатной плоскости выставляли точки. Так были получены 884 участка площадью 1,24 км<sup>2</sup> каждый. Учитывая большое число населённых пунктов с численность населения до тысячи человек и малой площадью, было решено объединить Димитровград и Мелекесский район, а не рассматривать каждый населённый пункт в отдельности. Всем участкам было присвоено типизированное социальное назначение исходя из преимущественного рода деятельности или характера местности на территории: жилая зона, промышленная зона, сельскохозяйственная земля, лесной массив. На территории вышеперечисленных групп находятся объекты с различными типами поверхностей. Среди них были выделены наиболее распространённые: грунтовые и асфальтные дороги; кирпичные, бетонные и деревянные здания; металлические поверхности; сельскохозяйственные земли и леса. К тому же на участках с разным социальным назначением живут различные возрастные группы населения. Поэтому всё население было разбито на три возрастные группы: дети в возрасте с 0 до 7 лет, школьники — с 8 до 17 лет, взрослые – с 17 лет и старше. Взрослое население было разбито на две дополнительные группы: лица, работающие преимущественно внутри помещений, и лица, работающие преимущественно вне помещений.

Анализ последствий, необходимых контрмер и экономического ущерба выполняли для каждого участка в отдельности, затем результаты суммировали. Была составлена модель, рассчитывающая радиационные последствия аварии, контрмеры, рекомендуемые для населения, и экономический ущерб третьим лицам. Входными данными для данной модели являлись значения:

- 1) эффективной дозы от нахождения в радиоактивном облаке;
- 2) эффективной дозы в результате ингаляции радионуклидов;
- 3) эквивалентной дозы на щитовидную железу;
- 4) поверхностной активности радионуклидов, входящих в состав выброса.

Для расчёта этих значений использовали программное средство «Нострадамус». В расчётах было принято, что авария произошла при наихудших погодных условиях и в самом опасном направлении: авария происходит в летний период, направление ветра — юго-западное, скорость ветра составляет 5 м/с, тип осадков — ливень.

Время, за которое радиоактивное облако достигнет Димитровграда, составит около тридцати минут. Учитывая время доведения информации об аварии до населения, проведение организованной эвакуации не представляется возможным. Более действенными мерами по защите населения в данных условиях будет укрытие и начало йодной профилактики. Принимая во внимание неподготовленность населения к чрезвычайным ситуациям радиационного характера, реальным временем начала йодной профилактики (с учётом времени на оповещение населения об аварии и поиски препаратов йода) будет два часа с момента начала аварии, поэтому в расчётах было задано, что каждый человек начал приём препаратов йода через два часа после начала ингаляции радионуклидов йода.

На ранней стадии аварии величина полученной эффективной дозы зависит от времени нахождения в радиоактивном облаке и ингаляции радионуклидов. На промежуточной стадии аварии основной вклад в эффективную дозу, полученную населением, будет вносить облучение от загрязнённой поверхности и вторичного подъёма радиоактивных аэрозолей. Для принятия решения о начале временного отселения была определена прогнозируемая эффективная доза, полученная в результате облучения от загрязнённой поверхности в первый месяц после аварии.

Месячная эффективная доза превысит уровень, предусмотренный для начала организации временного отселения и установленный в НРБ-99/2009<sup>23</sup> — 30 мЗв, только на одном из рассматриваемых участков. В результате выполнения рекомендуемых мероприятий по защите населения временному отселению будут подлежать 1 394 человека сроком на один месяц. Если учесть среднее расчётное количество человек в семье (2,5), затраты на компенсацию составят 4,4 миллиона рублей.

В результате аварии на реакторе СМ эффективную дозу свыше 5 мЗв получают около 70 тысяч человек, а возмещение за ущерб здоровью составит 60,8 миллиона рублей. Будет загрязнена территория площадью свыше 750 км<sup>2</sup>. При расчётах учитывали, что для начала полномасштабных дезактивационных работ потребуется месяц. Но спустя месяц после аварии, к моменту начала дезактивационных работ, площадь территории с уровнем загрязнения свыше нормы (из расчёта 1 мЗв в год) составит около 60 км<sup>2</sup>, из них: сельскохозяйственных угодий — 0,2 км<sup>2</sup>, грунтовых дорог — 1,9 км<sup>2</sup>, а асфальтных — 3,2 км<sup>2</sup>, лесных массивов — 27,4 км<sup>2</sup>, металлических поверхностей — 4,4 км<sup>2</sup>, кирпичных и бетонных зданий — 20,7 км<sup>2</sup>, а деревянных — 0,35 км<sup>2</sup>. В расчётах принято, что третьим лицам принадлежат только сельскохозяйственные земли, металлические поверхности, кирпичные, бетонные и деревянные здания. Средняя стоимость дезактивации для этих поверхностей составляет один миллион рублей за квадратный километр. Следовательно, на дезактивационные работы необходимо будет затратить около 25,7 миллиона рублей.

Средняя стоимость имущества составляет около 1,37 миллиона рублей для физических и 80 миллионов рублей для юридических лиц. Поскольку наибольший вклад в стоимость имущества третьих лиц вносят недвижимое имущество и транспорт, дезактивация которых реальна и рентабельна, то в расчётах было принято, что доля уничтоженного имущества не превысит одного процента. К тому же лимит ответственности страховщика по ущербу имуществу составляет 500 тысяч рублей. Таким образом, сумма компенсации за уничтоженное имущество третьих лиц — около 681,4 миллиона рублей, что делает данную статью компенсации самой крупной.

Таким образом, страховые выплаты третьим лицам от возможного возникновения запроектной аварии с полным обесточиванием и разрывом главного трубопровода на реакторе СМ составят 772,4 миллиона рублей. Полученная в результате консервативной оценки сумма не превышает суммы страхования АО «ГНЦ НИИАР» в размере 1,2 миллиарда рублей.

*А.Н. Юсупов, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов*

## СТРАТЕГИЯ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Локальные стратегии обращения с радиоактивными отходами рассматриваются как ключевой элемент адаптации организаций отрасли к требованиям единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами и основа для корпоративного планирования в области обращения с такими отходами. Локальная стратегия обращения с радиоактивными отходами должна учитывать особенности существующей в организации системы обращения с отходами, установить временные, технологические и экономические параметры для её трансформации в целях приведения в соответствие с новыми требованиями, а также обеспечить возможность общекорпоративного планирования деятельности по обращению с радиоактивными отходами и масштабирования перспективных технологий и решений.

Стратегия обращения с радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР» была разработана в соответствии с методическими рекомендациями по разработке локальных стратегий

<sup>23</sup> НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

обращения с радиоактивными отходами организациями госкорпорации «Росатом» и утверждена со следующими условиями:

1. Работы по модернизации или реконструкции действующих установок по переработке радиоактивных отходов, вводу в эксплуатацию пунктов по обращению с ними, иные работы по совершенствованию системы обращения с отходами могут быть продолжены только при условии их завершения в запланированный срок.
2. Реализация заявленных в локальной стратегии работ по проектированию и созданию новых пунктов по обращению с радиоактивными отходами должна быть отложена до завершения первичной регистрации радиоактивных отходов и утверждения технической политики госкорпорации «Росатом» по обращению с ними.
3. По итогам первичной регистрации радиоактивных отходов локальная стратегия подлежит актуализации.

В 2016 году выполнена актуализация стратегии обращения с радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР» в соответствии с результатами первичной регистрации радиоактивных отходов и плановой инвентаризации, а также с требованиями современной нормативно-технической документации в области обращения с отходами в Российской Федерации. В разработанной в институте и актуализированной стратегии обращения с радиоактивными отходами приведены: исходное состояние системы обращения с отходами; действующие и планируемые объекты хранения и переработки отходов; характеристика накопленных отходов в хранилищах института; текущие и планируемые мероприятия; целевое состояние системы обращения с отходами; план трансформации схемы обращения с радиоактивными отходами и её базовые показатели на период до 2025 года.

В АО «ГНЦ НИИАР» система обращения с радиоактивными отходами реализована в местах их образования и службе-комплексе по обращению с радиоактивными отходами. Основными объектами системы являются хранилища твёрдых и жидких радиоактивных отходов, полигон подземного захоронения и специальная канализация жидких радиоактивных отходов, вентиляционный центр с системой специальной вентиляции, транспортная технология, включающая в себя контейнерный парк и специализированные автомобили, а также собственно источники образования радиоактивных отходов — ядерно- и радиационно опасные объекты и установки института. Схема обращения с радиоактивными отходами: низко-, средне- и высокоактивными жидкими и твёрдыми, а также газообразными — представлена на рис. 5.6.

Сбор и очистка газообразных радиоактивных отходов проводится на вентиляционном центре института. Низкоактивные жидкие радиоактивные отходы передаются на захоронение во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» в пункт глубокого захоронения жидких радиоактивных отходов. Средне- и высокоактивные жидкие радиоактивные отходы поступают в ёмкости хранилища службы-комплекса по обращению с радиоактивными отходами АО «ГНЦ НИИАР». Твёрдые радиоактивные отходы транспортируются на хранение в пункты долговременного хранения низко-, средне- и высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов. Для переработки низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов используют установку сжигания, построенную и принятую в эксплуатацию в 2002 году. В 2015 году завершено строительство нового пункта временного контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых отходов.

Согласно действующей лицензии транспортирование твёрдых радиоактивных отходов производится только в пределах территории промплощадки № 1 на специально оборудованных автомобилях в транспортных упаковочных комплексах АО «ГНЦ НИИАР». Автомобили имеют химически стойкое покрытие кузова из нержавеющей стали, стационарные защитные экраны для обеспечения радиационной защиты персонала, приспособления для установки и крепления упаковок. Готовность спецтранспорта к перевозке твёрдых радиоактивных отходов подтверждена санитарно-эпидемиологическими заключениями. В настоящее время в работоспособном состоянии находятся десять единиц спецтехники.

В рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» в полном объеме выполнены работы по проектам «Реконструкция и обеспечение безопасности хранилищ твердых радиоактивных отходов» и «Модернизация и подготовка к выводу из эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов». Итоги выполненных работ в рамках первого проекта:

- ◆ определен дефицит безопасности долговременного хранения высокоактивных твердых радиоактивных отходов;
- ◆ разработана технология извлечения высокоактивных твердых радиоактивных отходов из отсеков хранилища института;
- ◆ разработаны проекты объектного мониторинга хранилищ твердых радиоактивных отходов, консервации и вывода из эксплуатации пунктов их долговременного хранения;
- ◆ закончено строительство хранилища низко- и среднеактивных отходов на основе контейнерной технологии.

Итоги выполненных работ в рамках второго проекта:

- ◆ разработаны проекты технологической схемы подготовки и захоронения пульпы и кубовых остатков в хранилища опытно-промышленного полигона; установки для размыва и извлечения из емкостей нерастворимой части пульпы; модернизации автоматизированной системы контроля технологических параметров;
- ◆ введены в опытную эксплуатацию автоматизированные системы радиационного контроля и контроля технологических параметров хранилища жидких радиоактивных отходов;
- ◆ проведена разработка и изготовление опытной установки кондиционирования извлекаемой из емкостей нерастворимой части пульпы;
- ◆ разработана технология закачки в подземное хранилище опытно-промышленного полигона растворимой части пульпы и кубовых остатков с целью перевода части накопленных жидких радиоактивных отходов в экологически безопасное состояние.

По итогам проведенной первичной регистрации радиоактивных отходов статус некоторых зданий и сооружений определен как пункт долговременного хранения. Радиоактивные отходы, накопленные в хранилищах, которые отнесены к удаляемым радиоактивным отходам, должны быть переработаны, кондиционированы и подготовлены для передачи на захоронение во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами». Основные несоответствия действующей системы обращения с радиоактивными отходами современным требованиям нормативно-технической документации следующие:

- ◆ пункты хранения низко- и среднеактивных твердых радиоактивных отходов не обеспечивают достаточную изоляцию твердых радиоактивных отходов от окружающей среды;
- ◆ способ хранения твердых радиоактивных отходов «навалом» не позволяет обеспечить оперативность, полноту и достоверность информации о количественных и качественных характеристиках радиоактивных отходов, размещенных в отсеках (траншеях) пунктов долговременного хранения отходов;
- ◆ при приемке радиоактивных отходов на долговременное хранение в действующие объекты не проводятся их переработка и кондиционирование, подготовка к захоронению и передаче во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами»;
- ◆ не организована система обращения с очень низкоактивными твердыми радиоактивными отходами.

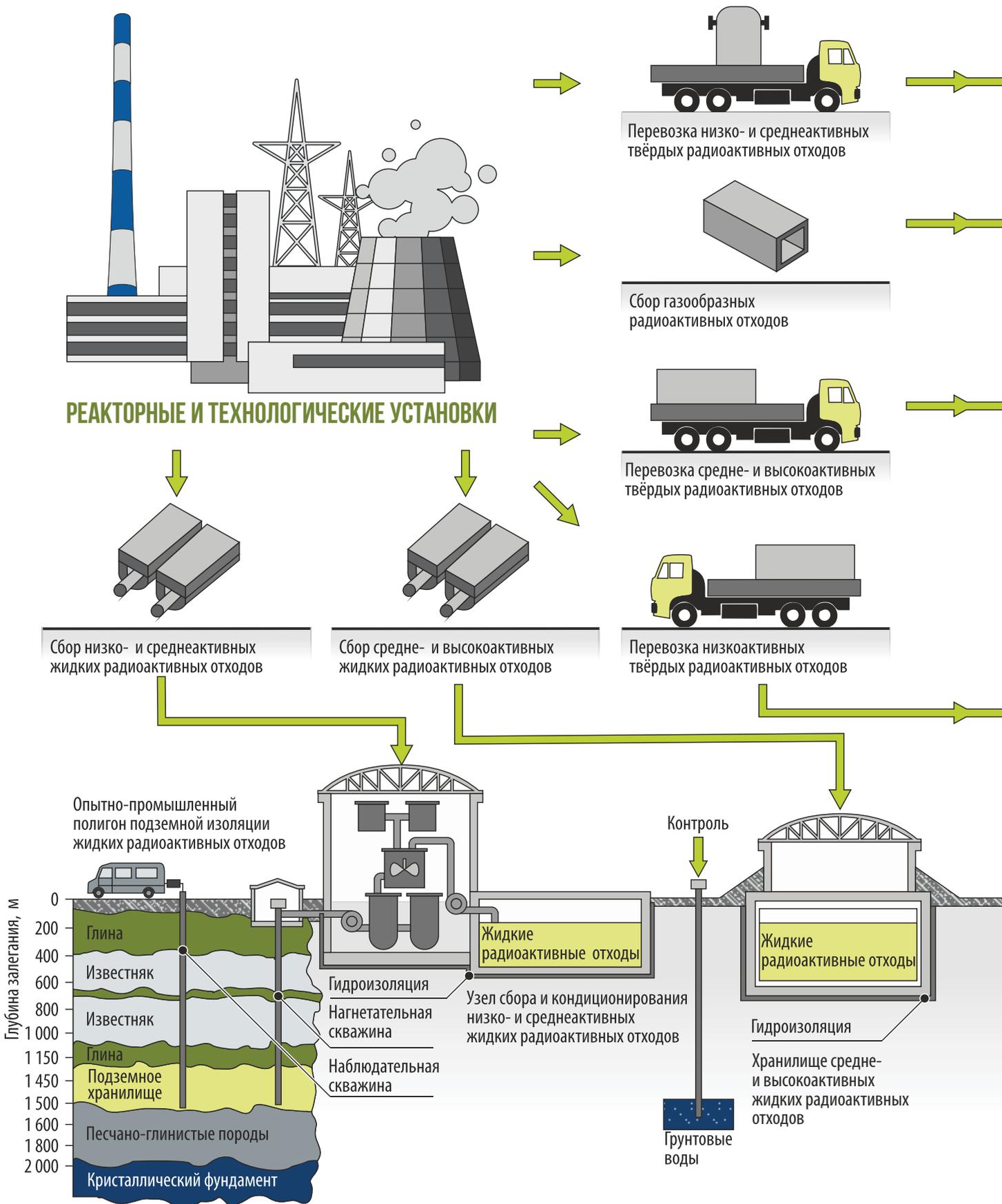
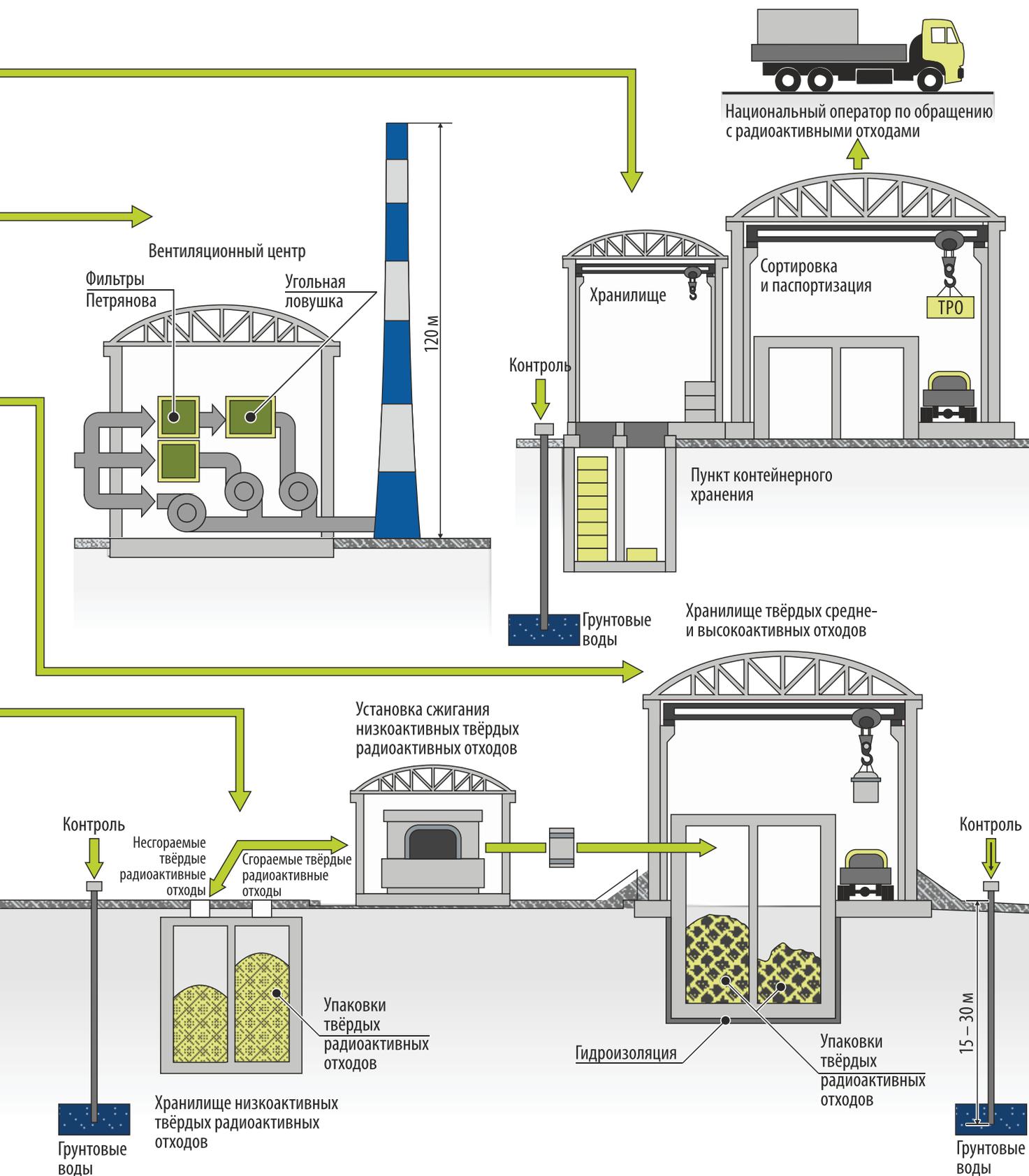


Рис. 5.6. Схема обращения с радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР»



Для достижения целевого состояния системы обращения с радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР» в ближайшей перспективе необходимо обеспечить:

- ◆ снижение объёма поступления радиоактивных отходов от подразделений института;
- ◆ рост объёма переработки радиоактивных отходов;
- ◆ снижение объёма принимаемых на долговременное хранение радиоактивных отходов;
- ◆ увеличение доли переработанных, кондиционированных и переданных на захоронение радиоактивных отходов;
- ◆ снижение затрат на централизованное долговременное хранение радиоактивных отходов.

В соответствии с основными целями реорганизации системы обращения с радиоактивными отходами в институте необходимо:

1. Создать технологические участки с установками прессования, измельчения и кондиционирования твёрдых радиоактивных отходов в рамках реализации проекта по созданию хранилища низко- и среднеактивных отходов в пункте контейнерного хранения.
2. Ввести в эксплуатацию установку сжигания твёрдых и жидких горючих низкоактивных отходов.
3. Организовать систему обращения с очень низкоактивными твёрдыми радиоактивными отходами (сбор, паспортизация, транспортировка, хранение).
4. Минимизировать объёмы низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов оптимизацией процесса сортировки в местах образования отходов (раздельный сбор нерадиоактивных отходов).
5. Обеспечить переработку и кондиционирование всех низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов, поступающих на временное хранение в пункт контейнерного хранения твёрдых радиоактивных отходов.
6. Разработать проектную документацию и построить приповерхностный пункт хранения и последующего захоронения очень низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов.
7. Построить и ввести в эксплуатацию пункт временного контейнерного хранения кондиционированных высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов.
8. Провести работы по выводу из эксплуатации (захоронению на месте или ликвидации) объектов долговременного хранения твёрдых радиоактивных отходов.
9. Обеспечить устойчивую динамику снижения объёма поступления радиоактивных отходов от подразделений института на временное хранение и рост объёма переработки таких отходов.
10. Обеспечить стабильное и безопасное функционирование системы обращения с радиоактивными отходами АО «ГНЦ НИИАР» в единой государственной системе обращения с такими отходами.

*С.Г. Разживин, В.В. Маклаков, Е.В. Крайнов,  
В.В. Серебряков, В.П. Гордеев, В.Д. Кизин*

## СЦЕНАРИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ХРАНИЛИЩА ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Хранилище средне- и высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов АО «ГНЦ НИИАР» принято в эксплуатацию в июне 1963 года и предназначено для хранения отходов (в отверждённом состоянии) радиационно-защитных камер, фильтров, элементов оборудования энергетических установок с радиоактивным загрязнением, обтирочного материала, спецодежды и обуви. Стены хранилища выполнены из железобетонных блоков или сплошного железобетона, перекрытия — из железобетонных плит. В связи с полным заполнением хранилища и прекращением

эксплуатации встал вопрос о дальнейшей судьбе объекта. Целью данной работы является рассмотрение вариантов перевода хранилища в безопасное состояние.

Опыт вывода из эксплуатации хранилищ приповерхностного типа, накопленный к настоящему времени, позволяет выделить два принципиальных технических решения этой задачи.

1. Ликвидация — вариант вывода из эксплуатации хранилища, предусматривающий дезактивацию и демонтаж оборудования, систем, конструкций, содержащих радиоактивные вещества; ликвидацию радиоактивного загрязнения до приемлемого уровня в соответствии с действующими нормами; обращение с радиоактивными отходами, включая их удаление с площадки объекта; приведение объекта и площадки его размещения в состояние, обеспечивающее их полное или частичное снятие с контроля государственных органов регулирования безопасности при использовании атомной энергии [1]. Указанный вариант вывода из эксплуатации может быть реализован по следующим направлениям:

- ◆ немедленная ликвидация хранилища (немедленный демонтаж);
- ◆ отложенная ликвидация хранилища (части хранилища) после консервации и сохранения под наблюдением (отложенный демонтаж).

Ликвидация предусматривает выполнение подготовительных работ, направленных на обеспечение радиационной безопасности и разработку технологических операций по выгрузке радиоактивных отходов на основе применения строительных механизмов и робототехнических средств. Необходимыми техническими решениями при реализации работ являются:

- ◆ возведение изолирующего укрытия для локализации загрязнения с целью обеспечения радиационной безопасности;
- ◆ бурение технологических отверстий в перекрытиях хранилища;
- ◆ монтаж оборудования по пылеподавлению;
- ◆ извлечение радиоактивных отходов с помощью комплекса дистанционно управляемых механизмов;
- ◆ фрагментация твёрдых радиоактивных отходов;
- ◆ загрузка твёрдых радиоактивных отходов в контейнер;
- ◆ вывоз контейнеров с радиоактивными отходами во временное хранилище с возможностью их последующего извлечения для транспортирования на захоронение.

Помимо всего рабочая зона оборудуется специализированной телевизионной системой, средствами радиационного контроля и дистанционной диагностики радиоактивных отходов, что позволяет вести работы безопасным способом [2].

Ликвидация связана со значительными материальными и финансовыми затратами на приобретение стандартного и изготовление специального оборудования, создание дополнительного объёма хранилища радиоактивных отходов.

В условиях ограниченного финансирования затруднительно реализовать сценарий немедленной ликвидации, поэтому предпочтительнее отложенный демонтаж. Для его реализации следует стабилизировать объект, оградив от воздействия внешних факторов. Поэтому предлагается возведение временных инженерных барьеров (рис. 5.7). Планируется оборудовать хранилище лёгкой съёмной крышей, а также системой скважин для откачки воды из хранилища. Установка бака-приёмника позволит собирать откачанную воду, а в дальнейшем выпаривать её или сбрасывать в систему канализации через сорбирующее устройство. Данная конструкция позволит перевести хранилище твёрдых радиоактивных отходов в стабильное состояние, не представляющее опасности для окружающей среды.

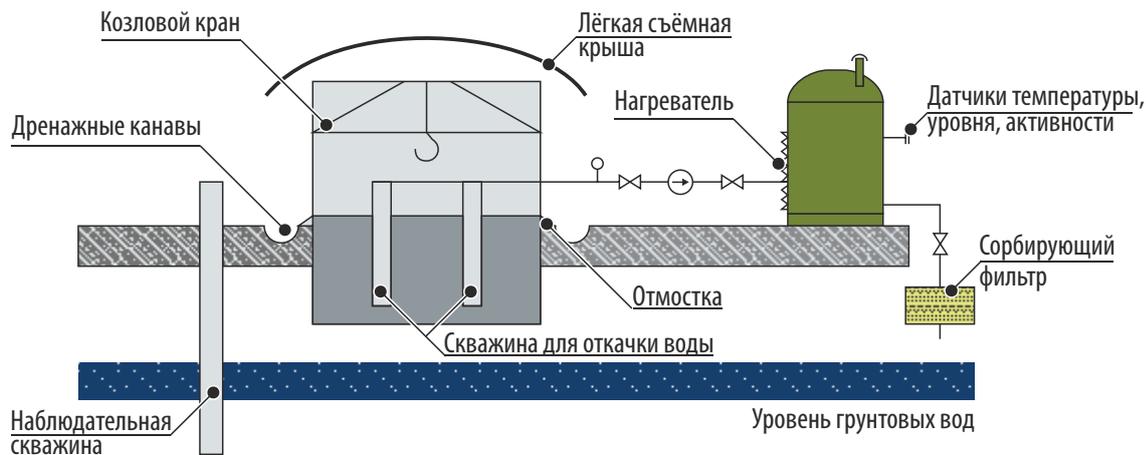


Рис. 5.7. Принципиальная схема временной консервации хранилища твёрдых радиоактивных отходов

2. Захоронение на месте — вариант вывода из эксплуатации ядерно- и радиационно опасного объекта, предусматривающий последовательный его перевод в пункт размещения, а затем в пункт консервации особых радиоактивных отходов. Этот перевод осуществляется за счёт локализации радиоактивно загрязнённых и активированных компонентов оборудования, систем и строительных конструкций ядерно- и радиационно опасного объекта с созданием необходимых инженерных барьеров, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации и обеспечивающих радиационную безопасность персонала, населения и окружающей среды в течение всего срока потенциальной опасности радиоактивных отходов [1].

Реализация работ возможна только при создании дополнительных техногенных барьеров безопасности в существующих хранилищах (для выполнения требований нормативной документации). Одним из способов изоляции радиоактивных отходов является заполнение пространства между фрагментами твёрдых радиоактивных отходов высокопроникающим цементом на основе специальных портландцементных композиций. В этом случае барьер создаётся внутри хранилища радиоактивных отходов. Материалы барьеров должны хорошо удерживать радионуклиды в течение срока эксплуатации хранилища, обладать низкой водопроницаемостью, высокой сорбционной способностью, обеспечивать химическую устойчивость материалов и их приемлемую сочетаемость по коэффициентам термического расширения с конструкционными материалами. Цементирование твёрдых радиоактивных отходов широко распространено в мире благодаря возможности получения без высоких капитальных и эксплуатационных затрат кондиционированного продукта, удовлетворяющего регламентированным требованиям [3]. Но повторное «омоноличивание» ликвидирует лишь последствия деградации (нарушения конструкции хранилища и массива радиоактивных отходов), а не её причины (воздействие внешних разрушающих факторов). Поэтому следует изолировать хранилище от воздействия внешних факторов. В пределах приконтурной зоны хранилища твёрдых радиоактивных отходов рекомендуется создать комплексную систему защитных инженерных барьеров (гидронепроницаемый экран, сорбционный барьер, многофункциональное покрытие). Схема расположения дополнительных защитных барьеров представлена на рис. 5.8.

Формирование дополнительных гидронепроницаемых и сорбционных барьеров позволит локализовать выход радионуклидов даже при реализации самого неблагоприятного сценария, а также минимизировать влияние грунтовых вод на конструкционные материалы. Сооружение многофункционального покрытия хранилища позволит предотвратить или существенно снизить

поступления атмосферных осадков в хранилище, а также создаст в массиве отходов температурное поле с положительными значениями в течение всего года.

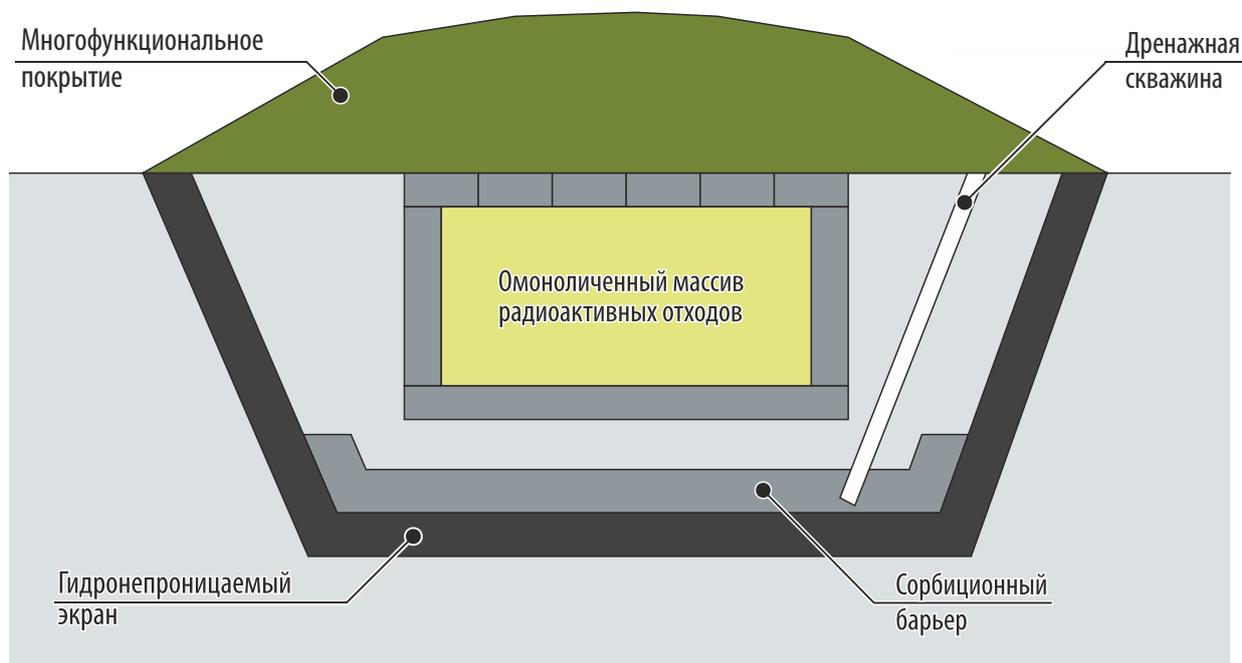


Рис. 5.8. Схема защитных барьеров хранилища твёрдых радиоактивных отходов

Сравнительный анализ вариантов вывода из эксплуатации хранилища радиоактивных отходов показал, что реализация технических решений при захоронении на месте наиболее целесообразна экономически, а ликвидация предпочтительнее с экологической точки зрения, причём проведение мероприятий в рамках отложенного демонтажа позволит непрерывно наблюдать и контролировать нахождение хранилища в экологически безопасном состоянии.

#### Список литературы

1. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ [Электронный ресурс]. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: <http://meganorm.ru/Index2/1/4293807/4293807890.htm>. Дата обращения: 29.03.2018.
2. Демин А.В., Романова А.О., Скрипова М.Ю. Исследование экономической целесообразности вариантов вывода из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов // Экономика и управление, 2012, № 3, С. 102–105.
3. Кузнецов В.М. Вывод из эксплуатации объектов атомной энергетики. — М.: Российский зелёный крест, 2003. — 137 с. — Режим доступа: <http://www.seu.ru/programs/atomsafe/books/Kuznecov/snytie.pdf>. Дата обращения: 29.03.2018.

А.Б. Максина, А.М. Соболев

## ОБОСНОВАНИЕ ОТНЕСЕНИЯ НАХОДЯЩИХСЯ В ПУНКТЕ ХРАНЕНИЯ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ К ОСОБЫМ

В 2017 году в АО «ГНЦ НИИАР» начат цикл работ по определению статуса радиоактивных отходов, которые находятся в хранилищах службы-комплекса по обращению с радиоактивными отходами. В качестве первоначального объекта исследования был выбран пункт хранения твёрдых радиоактивных отходов, для которого ранее была проведена первичная регистрация и принято распоряжение об отнесении хранилища к пунктам долговременного хранения радиоактивных отходов. При проведении работы были учтены рекомендации федерального государственного бюджетного учреждения науки «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук» [1].

Хранилище твёрдых радиоактивных отходов введено в эксплуатацию в июне 1963 года, а решение о прекращении его эксплуатации принято в апреле 2012 года. По результатам первичной регистрации радиоактивных отходов, проведённой в октябре 2013 года, в хранилище накоплено  $2,26 \cdot 10^3$  м<sup>3</sup> твёрдых радиоактивных отходов суммарной активностью  $1,6 \cdot 10^{13}$  Бк. Принятые на долговременное хранение радиоактивные отходы образовались в результате деятельности подразделений АО «ГНЦ НИИАР», участвовавших в выполнении работ по государственному оборонному заказу.

Радиоактивные отходы особого вида должны соответствовать следующим критериям [2]:

- ◆ коллективная эффективная доза облучения за весь период потенциальной опасности радиоактивных отходов и риск потенциального облучения, связанные с удалением отходов, превышают коллективную эффективную дозу облучения за весь период потенциальной опасности и риск потенциального облучения, связанные с захоронением радиоактивных отходов в месте их нахождения;
- ◆ расходы, связанные с удалением радиоактивных отходов, превышают совокупный размер возможного вреда окружающей среде в случае захоронения таких радиоактивных отходов в месте их нахождения;
- ◆ пункт хранения радиоактивных отходов и его санитарно-защитная зона размещены вне границ населённых пунктов, особо охраняемых природных территорий, прибрежных защитных полос и водоохранных зон водных объектов, других охранных и защитных зон, установленных в соответствии с законодательством Российской Федерации.

Для каждого из предполагаемых вариантов обращения с радиоактивными отходами были определены необходимые виды работ и проведена оценка коллективной эффективной дозы облучения, установлен риск потенциального облучения и возможные расходы и размеры вреда окружающей среде. Из табл. 5.3 видно, что критерии отнесения радиоактивных отходов к особым, утверждённые постановлением [2] и перечисленные выше, выполнены.

Отнесение пункта хранения твёрдых радиоактивных отходов к пункту размещения особых радиоактивных отходов позволит сохранить приемлемый уровень безопасности при переводе его в дальнейшем в пункт консервации или захоронения радиоактивных отходов. Данное решение позволит сэкономить не менее 2,8 миллиарда рублей бюджетных средств, снизить коллективную эффективную дозу облучения на 730 мЗв на человека. Захоронение радиоактивных отходов в месте их нахождения позволит уменьшить риск потенциального облучения при обращении с ними. Следует также отметить, что минимум ближайшие 100 лет промплощадка института будет являться зоной отчуждения в связи со строительством нового многоцелевого ядерного

реактора МБИР, ориентировочный срок службы которого составит 50 лет, а последующий период вывода из эксплуатации — 30–40 лет.

Таблица 5.3

**Результаты сравнительной оценки вариантов вывода из эксплуатации  
пункта хранения твёрдых радиоактивных отходов**

Параметр	Сценарий	
	Удаление радиоактивных отходов	Захоронение радиоактивных отходов в месте их нахождения
Коллективная эффективная доза облучения за весь период потенциальной опасности радиоактивных отходов, мЗв / чел.:		
для населения	0	0
для персонала	822	88
Риск потенциального облучения (внешние воздействия и технологические аварии), год <sup>-1</sup>	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-10}$
Затраты, млрд руб.	Более 3,45	Менее 0,4
Ущерб окружающей среде, млрд руб.	–	Менее 0,0004

*Список литературы*

1. Особые радиоактивные отходы: под общей редакцией И.И. Линге. — М.: ООО «САМ полиграфист», 2015. — 240 с.
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 [Электронный ресурс] «О критериях отнесения твёрдых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов». — Информационно-правовой портал «Гарант. Ру». — Режим доступа: <http://www.garant.ru/hotlaw/federal/426543/>. Дата обращения: 29.03.2018.

*В.В. Авдонин, В.Д. Кизин, В.В. Маклаков, С.А. Ефаров, Е.В. Крайнов,  
С.Г. Разживин, А.В. Киселёв, Д.В. Константинов*



6

# РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ



В АО «ГНЦ НИИАР» стремятся к тому, чтобы все издания института являлись официальными. Им присваивают международный стандартный книжный номер (ISBN) и индекс широко применяемой во всем мире универсальной десятичной классификации книг (УДК), а также номера согласно государственному рубрикатору научно-технической информации (ГРНТИ) и библиотечно-библиографической классификации (ББК) — элементы выходных сведений издания<sup>24</sup>. 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 все более широкое распространение получают электронные книги, при подготовке которых также соблюдаются все требования нормативных документов в области редакционно-издательской подготовки электронных изданий.

Издания института всегда можно найти в городских, региональных, федеральных библиотеках, фондах некоторых вузов (к примеру, ФГАОУ ВО «НИЯУ «МИФИ») и его филиал в Димитровграде, ФГБОУ ВО «УлГУ»). Книги, изданные в АО «ГНЦ НИИАР», представлены на книжных форумах и выставках, различных конкурсах.

В соответствии с планом работ на 2017 год специалистами редакционно-издательской группы департамента коммуникаций были подготовлены к печати следующие издания<sup>25</sup>.



Рис. 7.1. Внешний вид изданий АО «ГНЦ НИИАР» за 2017 год

<sup>24</sup> Международный стандартный книжный номер (англ. International Standard Book Number (ISBN)) — уникальный «паспортный» номер издания, используемый во всем мире в сфере книжного бизнеса, издательского и библиотечного дела. Один и тот же номер ISBN не может быть присвоен разным изданиям. ISBN используется в международной практике с 1972 года. Этот номер позволяет однозначно идентифицировать издания и определять страну издания, самого издателя и собственно книгу. ISBN распространен по всему миру и применяется более чем в 160 странах. В каждой стране-участнице системы ISBN функционирует национальное агентство, ответственное за организацию международной стандартной книжной нумерации отечественных изданий. В России эту роль выполняет Российская книжная палата. Наряду с индексами ББК, УДК, ГРНТИ и авторским знаком, международный стандартный книжный номер является частью так называемого издательского пакета, обязательного при издании книги.

<sup>25</sup> С предложениями и замечаниями, касающимися изданий АО «ГНЦ НИИАР», просим обращаться в адрес редакции, указанный на последней странице данного отчета.

## НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

(отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 году)

### Научное издание

УДК 621.039

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

Научный годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 г.) / под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 230 с.

ISBN 978-5-94831-155-5

Отчет содержит статьи о выполненных в 2016 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.

Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.



## НИИАР: ЛЮДИ, ГОДЫ, СВЕРШЕНИЯ

Авторский коллектив: Клочков Е.П., Гордеев Я.Н., Вавилов С.К., Крюков Ф.Н., Ладзин А.С., Скиба О.В., Туртаев Н.П., Шишин В.Ю., Шулимов В.Н.

Научно-популярное издание

УДК 621.039 (091)

ГРНТИ 58.01.09

ББК 31.4

Клочков Е.П., Гордеев Я.Н., Вавилов С.К. и др. НИИАР: люди, годы, свершения / под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина. — 2-е изд., перераб. и доп. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 416 с., ил.

ISBN 978-5-94831-152-4



В книге рассказывается об истории развития Научно-исследовательского института атомных реакторов, расположенного в городе Димитровграде Ульяновской области, — крупнейшего научно-исследовательского центра, широко известного в России и за рубежом. Книга повествует не только об истории института, этапах его строительства и создании экспериментальной базы, но и охватывает различные направления деятельности предприятия: от научных и инженерно-технических (реакторное материаловедение, физика, техника и эксплуатация исследовательских реакторов, радиохимия, топливный цикл, исследования фундаментальных свойств трансурановых элементов, производство радионуклидов, обращение с радиоактивными отходами, контроль за окружающей средой и пр.) до вспомогательных (педагогическая деятельность сотрудников института, подготовка кадров высшей квалификации,

международное сотрудничество, издание книг и т.д.). В книге представлены история становления коллективов и основные достижения института в области атомной науки и техники.

Второе издание, предназначенное широкому кругу читателей, дополнено сведениями об истории становления некоторых коллективов, о направлениях исследований, не упомянутых или не полностью отраженных в первом издании. На страницах переработанного и дополненного издания появились новые имена и лица, цветные иллюстрации. Редакторы и дизайнеры института постарались, сохраняя общую задумку юбилейной книги, внести во второе издание новое дыхание, сделать его более красочным, исправить все невольно допущенные недочеты.

## МЕТРОЛОГИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРОИЗВОДСТВА ИСТОЧНИКОВ НА ОСНОВЕ КАЛИФОРНИЯ-252

Демченко Н.Ф.

Научное издание

УДК 539.1.08:539.1.074

ГРНТИ 90.27.38

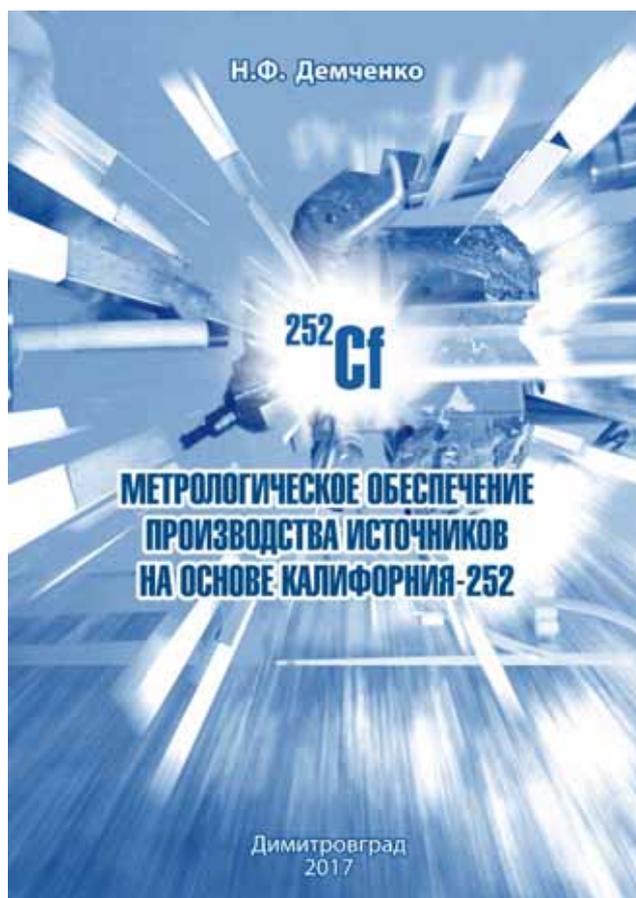
ББК 31.4

Демченко Н.Ф. Метрологическое обеспечение производства источников на основе калифорния-252. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 108 с.

ISBN 978-5-94831-158-6

В монографии изложены физические принципы и теоретические основы методов (методик) контроля основных радиационных параметров при производстве источников ионизирующего излучения на основе калифорния-252. Проведен обширный анализ существующих методов (методик) контроля, используемых в настоящее время при производстве таких источников как в России, так и за рубежом. Представлен обширный материал, подтверждающий достоверность методов и методик, предложенных впервые и исследованных автором в монографии, для радиационного контроля нейтронных источников из калифорния-252. Приведены новые данные радиационных параметров этих источников.

Монография может быть полезна для специалистов научно-исследовательских организаций, центров и предприятий, занимающихся разработками или эксплуатацией аналогичных источников нейтронного излучения, а также для студентов соответствующих специальностей.



## СБОРНИК ТРУДОВ АО «ГНЦ НИИАР»

### Научное издание

Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017.

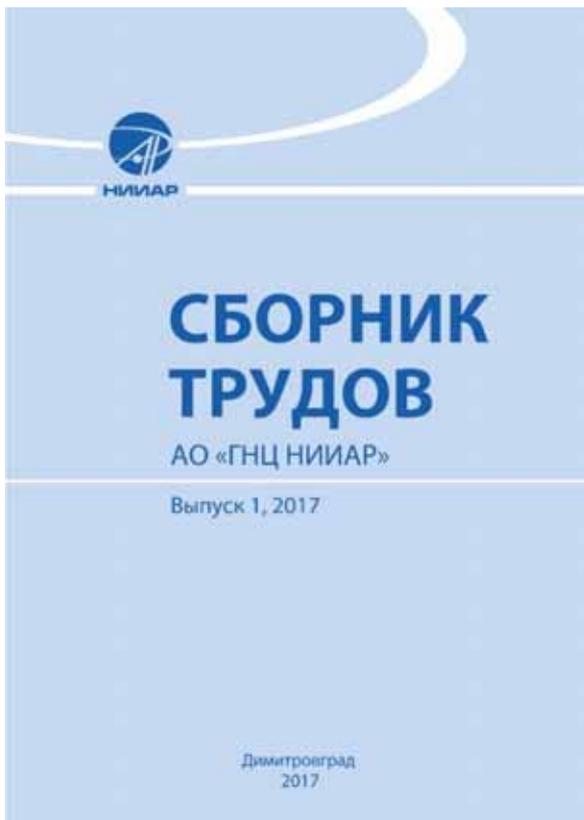
Выпуск 1. — 82 с. ISBN 978-5-94831-154-8

Выпуск 2. — 114 с. ISBN 978-5-94831-160-9

Выпуск 3. — 88 с. ISBN 978-5-94831-161-6

Выпуск 4. — 94 с. ISBN 978-5-94831-163-0

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.



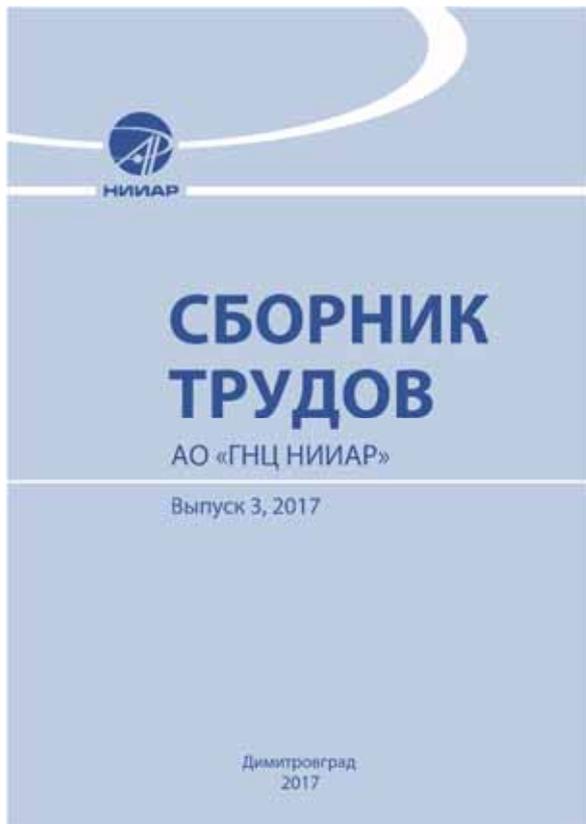
### Содержание выпуска 1 за 2017 год

1. Аксиальная и азимутальная асимметрия окисления оболочек твэлов реактора РБМК-1000.  
*А.В. Сухих, С.С. Сагалов, С.В. Павлов.*
2. Изучение поведения твэлов реактора ВВЭР-1000 в условиях аварии с потерей теплоносителя.  
*А.В. Алексеев, А.В. Горячев, О.И. Дреганов, Л.В. Киреева, И.В. Киселева, В.Н. Шулимов.*

3. Современные подходы к обоснованию прочности корпуса реактора СМ.  
*Л.П. Захарова, Н.В. Киреев.*
4. Измерение спектров нейтронов в реакторе БОР-60: результаты реперного нейтронно-физического эксперимента.  
*А.И. Теллин, Д.К. Рязанов.*
5. Климатические характеристики района Научно-исследовательского института атомных реакторов по результатам измерений на ведомственной метеостанции.  
*А.М. Соболев, Л.Н. Солодовникова.*
6. Концепция модульного узла остекловывания высокоактивных отходов.  
*М.А. Кузин, А.А. Боровков, Н.И. Бочкарева, В.А. Узиков, А.О. Макаров, Г.И. Кознов, А.А. Фунтов.*
7. Сертификация препарата молибдена-99 на содержание альфа-излучающих примесей.  
*Е.А. Ерин, Ю.С. Коновалова, М.И. Хамдеев, В.Н. Момотов.*

### Содержание выпуска 2 за 2017 год

1. Испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 с утоненной оболочкой и топливными таблетками без центрального отверстия в режиме скачкообразного изменения мощности.  
*А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, А.В. Горячев, И.Н. Волкова, Л.В. Киреева.*
2. Исследования в петлевой установке реактора МИР выхода продуктов деления из твэлов реактора ВВЭР с искусственно нанесенными дефектами оболочки.  
*Ю.С. Кудрин, С.А. Ильенко, И.В. Киселева.*
3. Изучение термометрической характеристики узла крепления термоэлектрического преобразователя на оболочку выгоревшего твэла.  
*О.И. Дреганов, В.Н. Шулимов, И.В. Киселева, А.В. Алексеев, Д.А. Черников.*
4. Оборудование и методы проведения исследований твэлов в бассейне выдержки реактора МИР.  
*А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижutow, П.А. Ильин, В.В. Калыгин, С.В. Михайлов, М.А. Мокеичев.*
5. Методы и устройства для реакторных испытаний конструкционных материалов и элементов тепловыделяющих сборок под нагрузкой.  
*А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижutow, М.А. Мокеичев, А.А. Нурдов, В.А. Кисляков, В.А. Овчинников.*
6. Обеспечение чистоты первого контура петлевой установки с газовым теплоносителем.  
*А.Л. Ижutow, В.А. Свистунов, В.И. Васильев, О.Н. Владимирова, С.А. Двойнишникова.*
7. Организация экспериментов по дозированию ионов цинка в водный теплоноситель первого контура петлевой установки реактора МИР.  
*О.Н. Владимирова, В.А. Свистунов, С.А. Двойнишникова, В.И. Васильев, Е.О. Демидовская.*
8. Особенности обеспечения ядерной безопасности реактора МИР при эксплуатации.  
*В.В. Калыгин, А.П. Малков.*
9. Особенности формирования загрузки активной зоны реактора МИР.  
*А.М. Шареев, А.П. Малков, Д.В. Фомин, В.А. Свистунов.*
10. Ресурсные испытания и послереакторные исследования двух экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-ЗМ на основе низкообогащенного топлива.  
*А.Л. Ижutow, В.А. Старков, В.В. Пименов, С.В. Майнсков.*
11. Текущие и перспективные направления испытаний в реакторе МИР.  
*А.Л. Ижutow, А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, С.А. Ильенко, В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов.*



### Содержание выпуска 3 за 2017 год

1. Способ контроля работоспособности дифференциально-трансформаторных преобразователей в процессе их работы.

*Н.П. Котов, С.Ю. Спиридонов, К.В. Иванов.*

2. Влияние точности сборки деталей мишеней для наработки изотопа молибдена-99 на качество сварных соединений.

*Е.М. Табакин, С.А. Андреев, А.В. Каплин.*

3. Радиационное распухание уран-плутониевого нитридного топлива в экспериментальных твэлах с газовым и жидкометаллическим наполнением.

*А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, Ильнур Ф. Гильмутдинов.*

4. Исследование опытных твэлов реактора СМ с малым вредным поглощением нейтронов на основе интерметаллида и диоксида урана в силумине.

*Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин, В.А. Старков, В.В. Пименов.*

5. Особенности состояния и кинетики выхода радиоактивных продуктов деления в теплоносителе из негерметичного твэла с уран-гадолиниевым топливом.

*В.А. Жителев, А.В. Строжук, Е.А. Звир, И.Н. Волкова, А.С. Хренов.*

6. Разработка экспресс-метода определения активности тепловыделяющей сборки после облучения в реакторе БОР-60.

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

7. Обеспечение требуемого соотношения расхода теплоносителя в экспериментальном устройстве с двумя параллельными каналами.

*А.В. Боев, И.Ю. Жемков, А.И. Плотников, А.В. Варивцев, Н.С. Погляд.*

8. Результаты исследования экспериментального твэла с уран-плутониевым нитридным топливом после второго этапа облучения в реакторе БОР-60.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, В.А. Жителев, А.В. Строжук, К.В. Борисов, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.В. Беляева, И.Ю. Жемков, М.В. Скупов<sup>26</sup>, Ю.А. Иванов<sup>26</sup>.*

9. Результаты исследования твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки-1 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь, В.А. Жителев, А.В. Строжук, С.С. Сагалов, О.Н. Никитин, Е.Б. Мальцева, А.В. Беляева, С.В. Кузьмин, М.В. Скупов<sup>26</sup>, Ю.А. Иванов<sup>26</sup>.*

### Содержание выпуска 4 за 2017 год

1. Результаты неразрушающих послереакторных исследований твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки-6.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, В.А. Жителев, А.В. Строжук, П.И. Гринь, С.С. Сагалов, М.В. Скупов<sup>26</sup>, Ю.А. Иванов<sup>26</sup>.*

2. Состояние направляющей трубы системы управления и защиты из сплава Э110 после длительной эксплуатации в реакторе МИР.

*Г.П. Кобылянский, В.К. Шамардин, И.Н. Волкова, Ю.Д. Гончаренко, А.О. Мазаев, А.Л. Ижutow, А.Ю. Халяпин, М.Г. Исаенкова<sup>27</sup>, Ю.А. Перлович<sup>27</sup>.*

3. Разработка прибора для измерения малых перемещений на базе микроконтроллерной техники.

*В.С. Дунаев.*

4. Контроль распределения стартовых материалов в реакторных мишенях для накопления радионуклидов неразрушающим методом гамма-спектрометрии.

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

5. Иммобилизация дезактивационных растворов в плавленную керамику на основе муратаита.

*А.А. Лизин, С.В. Томилин, С.С. Погляд, Е.А. Прыжевская.*

6. Интерпретация результатов формоизменения оболочек твэлов модифицированной технологии изготовления из стали марки ЧС68-ИД.

*П.И. Гринь, В.С. Неустроев, Ф.Н. Крюков, А.В. Строжук.*

7. Обзор и тестирование программ со свободным доступом для трехмерных расчетов.

*А.В. Алексеев.*

8. Материаловедческие исследования поглощающих стержней системы управления и защиты с пэлами на основе комбинированного поглощающего сердечника после эксплуатации в течение десяти лет.

*А.В. Захаров, Е.М. Муралева, А.В. Строжук, Г.В. Шевляков.*

9. Исследование состояния трубного пучка парогенератора ОПГ-1 реактора БОР-60 после 188 000 часов эксплуатации.

*Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, Ю.Д. Гончаренко, А.Е. Федосеев, А.А. Карсаков, И.Н. Кучкина, Л.А. Евсеев, В.В. Повстанко, А.Г. Прохоров.*

<sup>26</sup> Сотрудник АО «ВНИИНМ».

<sup>27</sup> Сотрудник ФГАУ ВО «НИЯУ "МИФИ"».

## СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ МЕЖДУНАРОДНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК» (в сотрудничестве с МАГАТЭ)

Научное издание

УДК 621.039.58  
ГРНТИ 58.33.02  
ББК 31.46

Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок» (в сотрудничестве с МАГАТЭ), Димитровград, 22–24 мая 2017 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 94 с.

ISBN 978-5-94831-151-7



Сборник содержит тезисы докладов, представленных на международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 22–24 мая 2017 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.

## ГОДОВОЙ ОТЧЕТ АО «ГНЦ НИИАР» ЗА 2016 ГОД

Информационно-статистическое издание на русском и английском языках

УДК 621.039=161.1=111

UDC 621.039=161.1=111

**Годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» за 2016 год** [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (25 Мб). — **Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017.** — 232 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.

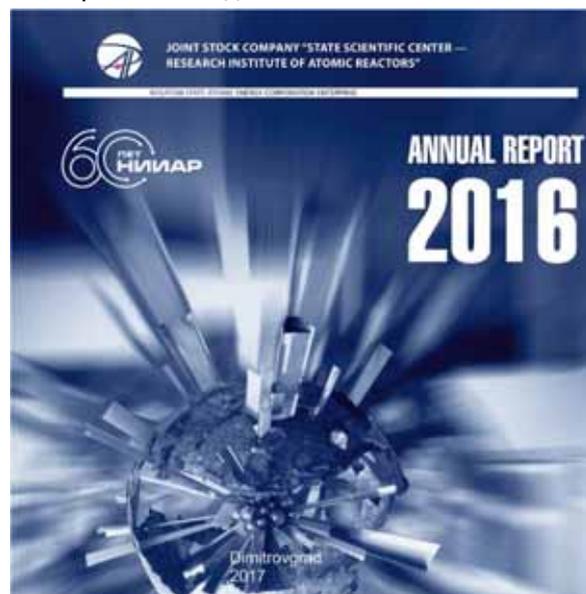
**JSC "SSC RIAR" Annual Report 2016** [Electronic resource]. — E-text data (19 MB). — **Dimitrovgrad: JSC "SSC RIAR", 2017.** — 167 pages — 1 RAM disk (CD-ROM); 12 cm — System requirements: Pentium III or better; 512 MB RAM; 35 MB of available hard disk space; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; CD-ROM 2x or higher; mouse. — Heading from the title screen.

ISBN 978-5-94831-153-1

Номер государственной регистрации электронного издания 0321703188

ISBN 978-5-94831-159-3

Номер государственной регистрации электронного издания 0321704038



Отчет включает в себя как финансово-экономические и производственные результаты деятельности АО «ГНЦ НИИАР» за отчетный период, так и информацию в области устойчивого развития, в том числе данные об экологическом воздействии на окружающую среду, социальной политике в регионе присутствия. Подготовка отчета велась в соответствии с Руководством по отчетности в области устойчивого развития (GRI, версия G4). Особое внимание в отчете уделено стратегии и перспективам АО «ГНЦ НИИАР», деятельности по повышению эффективности корпоративного управления и обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

В варианте отчета на английском языке содержится краткая, адаптированная для зарубежного читателя версия отчета.

Отчет подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

## КАТАЛОГ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ И ПРЕПАРАТОВ

Рекламное издание

УДК 621.039.8(085.2)

ГРНТИ 58.31.01

ББК 24.13

Каталог радионуклидных источников ионизирующего излучения и препаратов: рекламное издание. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 45 с.

ISBN 978-5-94831-156-2



Каталог содержит краткую информацию о радионуклидных источниках ионизирующего излучения и радиоактивных препаратах, выпускаемых в АО «ГНЦ НИИАР», об основных их характеристиках, а также о системе менеджмента качества предприятия и контроле качества источников и препаратов.

## 50 ЛЕТ РЕАКТОРУ МИР

Рекламное издание  
на русском и английском языках

УДК 621.039 55  
ГРНТИ 58.33  
ББК 31.46

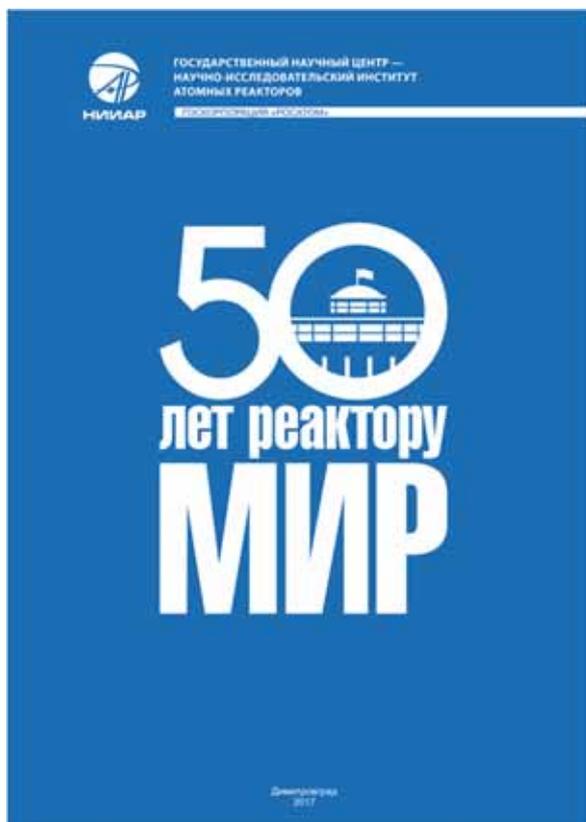
## MIR REACTOR: 50 YEARS IN OPERATION

UDC 621.039 55=20  
SCSTI 58.33  
LBC 31.46

50 лет реактору МИР: рекламное издание. — MIR reactor: 50 Years in Operation. Booklet. —  
Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 24 с. Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 24 с.

ISBN 978-5-94831-157-9

ISBN 978-5-94831-162-3



Буклет содержит материалы рекламного характера о многопетлевом материаловедческом исследовательском реакторе МИР: о важных событиях его пятидесятилетней истории; основных характеристиках реактора и его петлевых установок, критической сборки, разборных облучательных устройств, всевозможных датчиков измерения различных параметров испытаний; современных направлениях исследований тепловыделяющих элементов и сборок для энергетических и исследовательских реакторов различных типов в стационарных и переходных режимах, а также при моделировании аварийных ситуаций.

Издание предназначено для широкого круга читателей.

В рамках коммуникационной деятельности АО «ГНЦ НИИАР» (рис. 7.2) в течение года сотрудниками департамента коммуникаций были подготовлены и размещены более 280 печатных и видеоматериалов о деятельности предприятия в федеральных и отраслевых средствах



Рис. 7.2. Результаты коммуникационной деятельности

центральной телерадиокомпании Эн-Эйч-Кей (ННК); в течение трех дней велись съемки для документального фильма, посвященного десятилетию госкорпорации «Росатом»; журналисты федерального канала «Россия» готовили материалы для телевизионного проекта «Горизонты атома».

Активное взаимодействие продолжалось с отраслевой прессой — газетой и радио «Страна Росатом», журналом «Вестник Атомпрома». В 2017 году институт стал одним из отраслевых предприятий, куда департаментом коммуникаций Росатома был организован пресс-тур региональных и федеральных средств массовой информации.

На протяжении нескольких лет продолжается активное сотрудничество с Информационным центром по атомной энергии города Ульяновска: реализуются научно-просветительские проекты, организуются экскурсии, проводятся совместные конкурсы среди школьников и студентов. В 2017 году свыше 1 500 человек посетили НИИАР с экскурсионными целями.

В отчетном году специалистами департамента научно-технической и международной деятельности совместно с подразделениями института реализован целый комплекс мероприятий, направленных на выявление, корректный учет и перевод в электронную форму научно-технических публикаций и изданий, систематизацию данных о публикациях сотрудников АО «ГНЦ НИИАР». Институтом был заключен лицензионный договор на доступ к информационно-аналитической системе Science Index, построенной на основе данных Российского индекса научного цитирования на портале eLibrary.ru. Инструментарий системы Science Index позволяет проводить комплексные аналитические и статистические исследования публикационной активности института как научной организации и получать в результате объективную оценку результатов научной деятельности не только подразделений института, но и отдельных ученых. Расширенный доступ к инструментарию системы Science Index позволил более корректно отразить сведения о публикациях научных сотрудников АО «ГНЦ НИИАР», в том числе:

массовой информации (сайты госкорпорации «Росатом» и научного дивизиона, отраслевые интернет-ресурсы и печатные издания), было подготовлено 63 официальных пресс-релиза. В целом за 2017 год в российских средствах массовой информации было зафиксировано свыше 300 упоминаний о деятельности АО «ГНЦ НИИАР». Количество публикаций в 2017 году по сравнению с 2016 годом возросло на 13%.

Сотрудники департамента коммуникаций традиционно оказывали содействие в подготовке видеосюжетов для региональных и федеральных телеканалов, в том числе и зарубежных средств массовой информации. В частности, в 2017 году на промплощадке предприятия работали представители телеканала японской государственно-общественной центр-

- осуществить регистрацию авторов (с внесением персональных данных), проверить правильность представления сведений о сотрудниках института, являющихся авторами публикаций (в результате в систему дополнительно внесены сведения о более 200 авторах, в том числе о более 70 сотрудниках, информация о которых ранее отсутствовала в системе Science Index);
- провести мониторинг публикаций, при необходимости внося в базу данных РИНЦ отсутствующие в системе публикации (дополнительно внесено более 260 публикаций, ранее не отраженных в базе данных);
- внести корректировки, исключая разночтения в наименовании института;
- провести идентификацию авторов, проверить и откорректировать учет авторов как сотрудников АО «ГНЦ НИИАР».

Результатом проведенной работы стало существенное улучшение корректности представления данных по наукометрическим показателям АО «ГНЦ НИИАР», учитываемых и при оценке деятельности института как государственного научного центра Российской Федерации (рис. 7.3). Например, общее число публикаций сотрудников института, учтенных в базе данных РИНЦ, выросло почти на 70 %, а число цитирований публикаций увеличилось более чем в три раза.



Рис. 7.3. Основные сведения о публикационной активности сотрудников АО «ГНЦ НИИАР»<sup>28</sup>

*Н.В. Чертухина*

<sup>28</sup> **Индекс Хирша** — предложенный в 2005 году физиком Хорхе Хиршем наукометрический показатель, основанный на количестве публикаций и количестве цитирований этих публикаций. — Прим. ред.

**Импакт-фактор** — формальный численный показатель важности научного журнала, рассчитывается как количество ссылок в конкретном году на опубликованные в журнале статьи за предшествующие три года и является в какой-то мере характеристикой авторитетности журнала. — Прим. ред.

## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

**ABP** — антивибрационная решетка.

**АО** — акционерное общество.

**АО «ВНИИНМ»** — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

**АО «ГНЦ НИИАР»** — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

**АО «ИРМ»** — акционерное общество «Институт реакторных материалов».

**АО «НИКИЭТ»** — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала».

**АО «НИФХИ»** — акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова».

**АО «ОКБ "Гидропресс"»** — акционерное общество «Опытно-конструкторское бюро по конструкциям гидропаропрессового оборудования».

**АО «ОКБМ»** — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова».

**АО «СХК»** — акционерное общество «Сибирский химический комбинат».

**АО «УралИНТЕХ»** — акционерное общество «Уральские инновационные технологии».

**АРБУС** — арктическая блочная установка.

**АСТ** — атомная станция теплоснабжения, созданная на основе реактора с органическим теплоносителем АРБУС.

**АЭС** — атомная электростанция.

**ББК** — библиотечно-библиографическая классификация.

**БН** — натриевый реактор на быстрых нейтронах.

**БН-600, 800, 1200** — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 600, 800 или 1200 МВт.

**БОР-60** — быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.

**БПО-16-400В** — блок питания и обработки шестнадцатиканальный, с встроенным источником питания 400 В.

**БРЕСТ-ОД-300** — быстрый (на быстрых нейтронах) реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, опытный демонстрационный, мощностью 300 МВт.

**БТУ** — бокс тяжелый универсальный.

**ВВР-К** — водо-водяной реактор, казахстанский.

**ВВР-М** — водо-водяной реактор, модернизированный.

**ВВР-ц** — водо-водяной реактор, целевой.

**ВВЭР** — водо-водяной энергетический реактор.

**ВВЭР-1000** — водо-водяной энергетический реактор мощностью 1000 МВ.

**ВК-50** — водо-водяной кипящий реактор.

**ВП** — то же, что и ПВ.

**ВТ** — вихретоковый.

**ГК** — «горячая» камера.

**Госкорпорация «Росатом»** — государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

**ГОСТ** — государственный стандарт.

**ГП "НАЭК «Энергоатом»"** — государственное предприятие "Национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом»" (Украина).

- ГРНТИ** — государственный рубрикатор научно-технической информации.
- ДИТИ НИЯУ «МИФИ»** — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"».
- ДР** — дистанционирующая решетка.
- ДТПА** — диэтилентриаминпентауксусная (кислота).
- ЗАО** — закрытое акционерное общество.
- ИБР-2** — импульсный быстрый реактор.
- ИБВ-2М** — исследовательский водо-водяной реактор, модернизированный.
- 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.
- ИПК** — издательско-полиграфический комплекс.
- ИР-8** — исследовательский реактор с 12 горизонтальными экспериментальными каналами, на которых размещены установки для нейтронного исследования конденсированных сред и исследований по ядерной физике.
- ИРТ-Т** — исследовательский реактор типовой, томский, бассейнового типа, с использованием воды в качестве замедлителя и отражателя нейтронов, теплоносителя и биологической защиты.
- ИТ** — информационные технологии.
- КС ВВР-К** — критический стенд реактора ВВР-К.
- КСС** — контактно-стыковая сварка.
- КТУ** — камера тяжелая универсальная.
- КЭТВС** — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.
- МАГАТЭ** — Международное агентство по атомной энергии.
- МБИР** — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.
- МИР** — материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.
- НИИАР** — Научно-исследовательский институт атомных реакторов.
- Нострадамус** — программа, предназначенная для прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосферу.
- НК** — направляющий канал.
- НПО** — научно-производственное объединение.
- ОАО** — открытое акционерное общество.
- ОИЯИ** — международная межправительственная научно-исследовательская организация «Объединенный институт ядерных исследований».
- ООО** — общество с ограниченной ответственностью.
- ОПГ** — обратный парогенератор.
- ОТВС** — отработавшая тепловыделяющая сборка.
- ОЯТ** — отработавшее ядерное топливо.
- ПАО «НЗХК»** — публичное акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов».
- ПАО «МСЗ»** — публичное акционерное общество «Машиностроительный завод».
- ПВ** — петлевая установка с водяным теплоносителем.
- ПВК** — петлевая установка с водяным теплоносителем, кипящая.
- ПГ** — петлевая установка с газовым теплоносителем.
- ПР** — перемешивающая решетка.
- ПС СУЗ** — поглощающий стержень системы управления и защиты.

**Пьюрекс-процесс** (Plutonium-Uranium Recovery by EXtraction) — технологический процесс переработки облученного ядерного топлива.

**Пэл** — поглощающий элемент.

**РАО** — радиоактивные отходы.

**РБМК** — кипящий реактор большой мощности.

**РБТ** — реактор бассейнового типа.

**РГП «ИЯФ»** — республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан».

**РЕМИКС** (REgenerated MIXture — REMIX) — инновационное российское ядерное топливо для водо-водяных энергетических реакторов типа ВВЭР, получаемое из неразделенной смеси регенерированного урана и плутония, которая образуется при переработке отработавшего ядерного топлива.

**РЗЭ** — редкоземельный элемент.

**РИВ** — радиационно-индуцированное выделение.

**РИНЦ** — Российский индекс научного цитирования.

**РИТМ** — реактор интегрального типа, модульный.

**Роспотребнадзор** — Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека.

**Ростехнадзор** — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.

**РФ** — Российская Федерация.

**СБТ-11** — счетчик, предназначенный для регистрации мягкого бета-излучения и используемый в радиотехнических устройствах специальной аппаратуры.

**СВЧ** — сверхвысокочастотный.

**СМ** — высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный *самым мощным* из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.

**СМИ** — средства массовой информации.

**СНГ** — Содружество Независимых Государств.

**СНУП** — смешанное нитридное уран-плутониевое топливо.

**СЭВ** — Совет экономической взаимопомощи.

**СТ** — стандарт.

**СТ-1125** — высокотемпературный критический стенд.

**США** — Соединенные Штаты Америки.

**Т. а.** — тяжелый атом.

**ТВС** — тепловыделяющая сборка.

**ТВСА** — тепловыделяющая альтернативная сборка.

**ТВС-Квадрат** — тепловыделяющая сборка с квадратными дистанционирующими решетками.

**Твэг** — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.

**Твэл** — тепловыделяющий элемент.

**ТК** — топливная компания.

**ТРО** — твердые радиоактивные отходы.

**ТУЭ** — трансуранный элемент.

**ТЯР** — термоядерный реактор.

**УДК** — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всем мире, и ее индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.

**УСО** — урансодержащий осадок.

**УХЛ** — умеренный и холодный климат.

**ФГАОУ ВО** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования.

**ФГАОУ ВО «НИ ТПУ»** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет».

**ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"»** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"».

**ФГБОУ ВО** — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования.

**ФГБОУ ВО «УлГУ»** — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Ульяновский государственный университет».

**ФГБУ** — федеральное государственное бюджетное учреждение.

**ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»)** — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики им. Б.П. Константинова Национального исследовательского центра "Курчатовский институт"».

**ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт»** — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"».

**ФГБУН** — федеральное государственное бюджетное учреждение науки.

**ФГУ** — федеральное государственное учреждение.

**ФГУП** — федеральное государственное унитарное предприятие.

**ФД** — фильтрдержатель.

**ЦТ** — центральная труба.

**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.

**Э110** — сплав на основе циркония.

**Э110-М** — модифицированный сплав на основе циркония (например, с увеличенным содержанием кислорода и железа).

**Э125** — сплав циркония с увеличенным содержанием ниобия.

**Э635-М** — сплав на основе циркония (например, с оптимизированным соотношением ниобия и железа и сниженным содержанием олова).

**ЭК181** — жаропрочная ферритомартенситная хромистая сталь.

**ЭП450 (12X12M1БФР)** — коррозионно-стойкая жаропрочная легированная бором сталь для изготовления труб, предназначенных для длительной работы при температуре до 630 °С, энергетического оборудования и оборудования АЭС.

**ЭП823-Ш (16X12МВСФБР-Ш)** — ферритно-мартенситная сталь для изготовления особо тонкостенных труб; прутков со специальной отделкой поверхности диаметром 6–14 мм; деталей техники специального назначения.

**ЭТВС** — экспериментальная тепловыделяющая сборка.

**12X18H10T** — коррозионно- и жаростойкая, жаропрочная высоколегированная сталь, используемая для производства изделий, эксплуатирующихся в агрессивных средах и стойких к электрохимической коррозии при невысокой температуре.

**302** — коррозионно-стойкая жаропрочная сталь серии AISI, обладающая хорошей коррозионной стойкостью к окислению и свариваемостью.

**316L** — коррозионно-устойчивая нержавеющая сталь аустенитного класса серии AISI, сплав которой содержит никель и молибден, благодаря чему эксплуатация возможна даже в очень агрессивных средах; отличается повышенной прочностью, сопротивляемостью к ползучести, превосходными механическими свойствами.

**718 (ХН45МВТЮБР)** — жаропрочный высококачественный сплав семейства Инконель, характеризующийся повышенной прочностной и коррозионной стойкостью, разработанный и созданный конкретно для эксплуатации при температурных режимах, достигающих 980 °С.

**AISI** (American Iron and Steel Institute) — Американский институт стали и сплавов, разработавший собственную систему обозначения легированных и нержавеющей сталей: углеродистые и легированные стали обычно обозначаются с помощью четырех цифр, первые две из которых обозначают номер группы сталей, а две последние — среднюю массовую долю углерода в стали; в наименованиях сталей могут встречаться также и буквы В и L, означающие, что сталь легирована бором или свинцом соответственно, М и Е, означающие соответственно, что сталь предназначена для производства ответственного сортового проката или выплавлена в электропечи; Н, означающая, что характерным признаком данной стали является прокаливаемость. Для нержавеющей сталей обозначения включают в себя три цифры и следующие за ними в ряде случаев одну, две или более буквы: первая цифра определяет класс стали (обозначения аустенитных нержавеющей сталей начинаются с цифр 2XX и 3XX, в то время как ферритные и мартенситные стали определяются в классе 4XX), при этом последние две цифры, в отличие от углеродистых и легированных сталей, никак не связаны с химическим составом, а просто определяют порядковый номер стали в группе.

**ANSYS** — универсальная программная система конечно-элементного анализа, применяемая для решения линейных и нелинейных, стационарных и нестационарных пространственных задач механики деформируемого твердого тела, конструкций, жидкости и газа, теплопередачи и теплообмена, электродинамики, акустики, а также механики связанных полей.

**API** (Application Programming Interface) — набор готовых классов, процедур, функций, структур и констант, предоставляемых приложением (библиотекой, сервисом) или операционной системой для использования во внешних программных продуктах.

**CASE** (Computer Aided Software Engineering) — программа, используемая для расчета радиационных характеристик, выгорания и изменения нуклидного состава ядерного материала (актиниды и продукты деления), облучающегося в реакторе; инструмент, который позволяет автоматизировать процесс разработки информационной системы и программного обеспечения.

**CFD** (Computational Fluid Dynamics) — вычислительная гидродинамика, подраздел механики сплошных сред, включающий совокупность физических, математических и численных методов, предназначенных для вычисления характеристик потоковых процессов.

**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.

**CUPRUM** — программа определения характеристик активной зоны реактора ВК-50 в процессе его кампании по измеренным распределениям активаций облученных медных проволочных индикаторов в измерительных каналах реактора; разработана для шестирядной модернизированной активной зоны реактора.

**CuprumScan** — программный код измерительно-вычислительной системы выполнения гамма сканирования облученных медных проволочных индикаторов в измерительных каналах реактора и подготовки и расчету по программе CUPRUM.

**DAP** (Data Acquisition Processor) — процессор сбора данных.

**EASY** (European Activation System) — программа, применяемая для определения изменения нуклидного состава ядерного топлива и конструкционных материалов в процессе облучения, а также при выдержке после его завершения.

**ERwin Data Modeler** — CASE-средство для проектирования и документирования баз данных, которое позволяет создавать, документировать и сопровождать базы данных, хранилища и витрины данных.

**Flow Simulation** — дополнительный модуль к программному комплексу SolidWorks, обеспечивающий возможность моделирования течения жидкостей и газов.

**GMP** (Good Manufacturing Practice) — система норм, правил и указаний в отношении производства лекарственных средств, медицинских устройств, изделий диагностического назначения, продуктов питания, пищевых добавок, активных ингредиентов.

**I<sup>2</sup>C** — интерфейс, включающий в себя алгоритм и средства передачи информации между микроконтроллером и программируемыми микросхемами.

**IBM** (International Business Machines) — американская компания, один из крупнейших в мире производителей и поставщиков аппаратного и программного обеспечения, а также ИТ-сервисов и консалтинговых услуг.

**IBM PC** — первый массовый персональный компьютер производства фирмы IBM.

**IBM-PC-совместимый** (IBM PC compatible) — компьютер, архитектурно близкий к IBM PC и позволяющий запускать программное обеспечение напрямую, без использования эмуляторов аппаратного обеспечения.

**IMCOR\_SM** — имитатор активной зоны реактора СМ; программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и необходимый для расчетного сопровождения эксплуатации реактора СМ (например, для расчета нейтронно-физических характеристик).

**iOROBO-2000** — разновидность промышленного компьютера, имеющего большой набор портов ввода — вывода и много возможностей по расширению функционала, производства российской компании IPC2U.

**IP** (International Protection Marking — международные коды защиты) — классификация способа защиты, обеспечиваемый оболочкой технического устройства от доступа к опасным частям, попадания внешних твердых предметов и (или) воды и проверяемый стандартными методами испытаний. Код имеет вид IP(XX). Маркировка степени защиты оболочки электрооборудования осуществляется при помощи международного знака защиты (IP) и двух цифр, с необязательным добавлением конкретизирующей буквы, первая из которых означает защиту от попадания твердых предметов, вторая — от проникновения воды.

**ISaGRAF** — программная среда для конфигурирования и программирования контроллеров сбора данных.

**ISBN** (International Standard Book Number) — международный стандартный книжный номер.

**LabView** (Laboratory Virtual Instrumentation Engineering Workbench) — программное обеспечение для системного проектирования в задачах, где требуется проведение испытаний, измерений и осуществление управления, а также быстрый доступ к оборудованию и результатам анализа данных.

**LOCA** (Loss-of-Coolant Accident) — авария с потерей теплоносителя.

**MasterSCADA** — программный инструмент для проектирования систем диспетчерского управления и сбора данных (SCADA).

**MCNP** (Monte Carlo N-Particle Transport Code) — семейство программ для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов, электронов и других) в материальных системах с использованием методов Монте-Карло.

**MCU** (Monte Carlo Universal) — программа расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов.

**MCU-RFFI/A** — программа, предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных для систем с произвольной трехмерной геометрией.

**MCU-RR** (Monte Carlo Universal — Research Reactor) — комплекс программ для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов,

электронов) в трехмерных системах методом Монте-Карло, предназначенный для исследовательских реакторов.

**Microsoft SQL Server** — система управления реляционными базами данных, разработанная корпорацией «Майкрософт».

**ModBus RTU** — открытый коммуникационный протокол, основанный на архитектуре ведущий — ведомый (master — slave) и широко применяемый в промышленности для организации связи между электронными устройствами.

**MS-DOS** (Microsoft Disk Operating System) — дисковая операционная система для компьютеров, первая версия операционных систем Windows.

**MSIE** (сокращение от Internet Explorer) — программа-браузер, которую разрабатывала корпорация «Майкрософт» с 1995 по 2015 год, входила в комплект операционных систем семейства Windows.

**PNP** — биполярный транзистор, изготовленный из легированных материалов и имеющий три вывода, известные как эмиттер, база и коллектор; при основных режимах работы (активном, насыщении, отсечки) положительное напряжение подается на эмиттер для создания тока от эмиттера к коллектору.

**PWR** (Pressurized water reactor) — реактор с водой под давлением.

**RC** — генератор, который используют RC-цепи, комбинацию резисторов и конденсаторов в их частотно-избирательных частях, для генерирования синусоидального выходного сигнала.

**RIA** (Reactivity initiated accident) — реактивно-иницированная авария.

**RS-485** — интерфейс, включающий в себя алгоритм и средства передачи информации от одних устройств к другим (например, между компьютерами в информационных системах), стандарт физического уровня для асинхронного интерфейса.

**RSC** — разновидность интерфейса, то есть совокупности унифицированных программных и конструктивных средств, необходимых для реализации взаимодействия различных функциональных элементов в цифровых системах.

**RSC v.2.12** — программное обеспечение системы радиационного контроля НИИАР (Radiation System's Control), версия 2.12.

**SAFENG** — программа определения характеристик пятирядной активной зоны реактора ВК-50 в процессе его кампании по измеренным сигналам подвижных детекторов прямого заряда и облучения медных проволочных индикаторов.

**Science Index** — это информационно-аналитическая система, построенная на основе данных РИНЦ и предлагающая целый ряд дополнительных сервисов для авторов научных публикаций, научных организаций и издательств.

**SolidWorks** — программный комплекс систем автоматизированного проектирования для автоматизации работ промышленного предприятия на этапах конструкторской и технологической подготовки производства.

**TODGA** — N,N,N',N'-тетраоктилдигликольамид.

**TRIGEX** — комплекс программ для расчетов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах в трехмерной гексагональной геометрии в многогрупповом (до двадцати шести групп) диффузионном приближении на основе библиотек ядерных констант и систем подготовки констант.

**TWR** (Traveling wave reactor) — реактор на бегущей волне.

**UNEX-T** — синергетная смесь 2,6-бис(1-арил-1Н-тетра-зол-5-ил)-пиридина (АТП) с хлорированным дикарболлидом кобальта (ХДК) в полярном растворителе.

**Windows** — современная операционная система с графическим интерфейсом пользователя.

## СОДЕРЖАНИЕ

### ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов .....	3
------------------	---

### ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, А.Ю. Седин .....	4
Испытания экспериментальных твэлов с оболочками из различных циркониевых сплавов в петлевой установке ПВ-2 реактора МИР. А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин, А.И. Долгов, П.А. Ильин, С.В. Михайлов, М.А. Мокеичев, В.А. Овчинников .....	14
Испытания плоских прижимных пружин под нагрузкой в петлевой установке реактора МИР. А.В. Бурукин, А.И. Долгов, М.А. Мокеичев, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть .....	16
Исследование в реакторе МИР выхода продуктов деления из модернизированных твэлов реактора ВВЭР-1000 с искусственными дефектами оболочки. А.В. Горячев, С.А. Ильенко, И.В. Киселева, Ю.С. Кудрин .....	18
Выбор конструкции облучательного устройства для проведения реакторных испытаний ураноциркониевого карбонитридного топлива. В.Е. Алексеев, С.В. Середкин, Н.Ю. Марихин .....	21
Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением и релаксации напряжения при облучении. В.А. Кисляков, С.В. Середкин, В.Е. Алексеев .....	23
Проведение расчетов на прочность на основе аналитических и численных методов. Л.П. Захарова, О.В. Короткова, Н.В. Киреев .....	25
Оценка погрешности расчета температуры в облучательном устройстве реактора БОР-60 при неопределенности параметров окружения. А.В. Варивцев, А.В. Боев, Н.С. Погляд .....	28
Разработка экспресс-метода определения активности штатных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60. Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина .....	30
Модернизация информационно-измерительной системы петлевых установок ПВ-2 и ПВК-2 реактора МИР. А.В. Киселев, В.И. Марусев, С.С. Новиков, Д.А. Черников, Е.Е. Лебедева .....	35
Результаты анализа ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами в подразделениях института. Е.С. Фрааз, А.П. Малков, Л.В. Булычева, А.В. Акимов .....	36
Обновление базы данных для интеграции с информационной системой нейтронно-активационных измерений. А.Р. Белозерова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева .....	40

Опыт измерения распределения стартового материала в мишени-накопителе трансплутониевых элементов на основе америция-243. А.И. Теллин, В.С. Романовский, А.В. Кремер, Ю.И. Лещенко, Д.А. Леоненко, А.А. Леоненко .....	43
Обследование центральной зоны реактора СМ с целью продления срока эксплуатации. С.А. Сазонтов, Л.П. Захарова, Н.В. Киреев, Б.В. Булгаков, А.А. Осипов .....	46
Результаты экспериментальных исследований на критическом стенде реактора МИР для обоснования безопасности испытаний конструкционных материалов. Д.В. Фомин, А.В. Пайдулов, А.М. Шараев, А.П. Малков, В.А. Овчинников, А.И. Долгов, М.А. Мокеичев .....	48
Результаты основных экспериментальных исследований, проведенных на критическом стенде реактора СМ. Д.В. Фомин, А.В. Пайдулов, А.П. Малков, П.А. Зайченко, Ю.А. Краснов, А.М. Шараев, А.В. Козыльков .....	51
Методическое обеспечение контроля распределения энерговыделения по объему активной зоны реактора ВК-50 методом активации медных проволочных индикаторов. С.В. Орешин, М.В. Маркелов, С.В. Широков, Е.В. Синявина, А.В. Абасов .....	54

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир .....	56
Определение причины разгерметизации трех альтернативных тепловыделяющих сборок третьего блока Калининской атомной электростанции. В.А. Жителев, Е.А. Звир, А.В. Строжук, И.Н. Волкова, А.С. Хренов, Г.В. Шевляков, Г.В. Шишалова .....	60
Определение причины разгерметизации сборки ТВС-2М первого блока Ростовской атомной электростанции. А.В. Строжук, И.Н. Волкова, В.А. Жителев, А.А. Боков, А.С. Хренов, Г.Д. Нуруллина .....	63
Результаты исследования твэлов с нитридным топливом комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки после опытной эксплуатации в реакторе БН-600. Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, В.А. Жителев, А.Е. Федосеев, С.Г. Еремин, О.Н. Никитин, П.И. Гринь, Е.Б. Мальцева, А.В. Обухов, Ю.Н. Мальцев, А.С. Бутылин .....	66
Исследование сварных соединений, выполненных контактно-стыковой сваркой, направляющих каналов сборки ТВСА-PLUS. А.В. Строжук, Ю.Д. Гончаренко, В.А. Жителев, И.Н. Волкова, А.С. Хренов .....	69
Изменение геометрических параметров тепловыделяющих сборок ТВС-2 и ТВС-2М реактора ВВЭР-1000 при эксплуатации. Г.В. Шевляков, О.Г. Сидоренко, Е.А. Звир, А.С. Хренов .....	72
Основные результаты исследования твэгов, отработавших до выгорания 47 МВт-сут/кгU. Г.В. Шевляков, И.Н. Волкова, Е.А. Звир, О.Н. Никитин, О.Г. Сидоренко .....	75

Анализ результатов исследований твэлов Запорожской атомной электростанции после испытаний, моделирующих режимы сухого хранения. Е.А. Звир, П.А. Ильин, Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев .....	77
Развитие методов подготовки образцов для механических испытаний из конструктивных элементов отработавших тепловыделяющих сборок. Ю.Д. Гончаренко, В.С. Слезко, Ю.А. Власов, А.Б. Харлов .....	81
Сигнальные результаты комплексных измерений механических свойств оболочек твэлов из сплавов Э110 на основе циркониевой губки и электролитического циркония. Ю.Д. Гончаренко .....	83
Результаты исследования механических свойств материала корпуса обратного парогенератора реактора БОР-60 после длительной эксплуатации. Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, Ю.Д. Гончаренко, А.А. Карсаков, Л.А. Евсеев, Г.В. Шишалова, И.Н. Шагвалиев .....	85
Исследования осевой ползучести направляющих каналов из сплава Э635, отработавших в активной зоне реактора ВВЭР-1000. С.Г. Еремин, А.О. Посевин, Ю.А. Власов, А.В. Обухов, Г.В. Шишалова, О.Ю. Макаров, И.Ю. Жемков .....	88
Состояние топлива и оболочек твэлов после термических испытаний в режиме сухого хранения. Г.П. Кобылянский, А.О. Мазаев, О.Н. Никитин, А.В. Обухов, П.А. Ильин, Е.А. Звир .....	91
Послереакторные исследования пэлов на основе комбинированного поглощающего сердечника. А.В. Захаров, А.В. Строжук, П.А. Ильин, Ю.Д. Гончаренко, А.В. Улитин, В.В. Яковлев, С.В. Кузьмин, А.В. Обухов, Л.А. Евсеев, О.Ю. Макаров, Е.В. Чертопьятов, Г.В. Шевляков, С.С. Сагалов .....	95
<b>ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ</b>	
С.В. Абрамов, С.С. Погляд .....	98
Отработка технологических параметров волоксации смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива. О.С. Дмитриева, П.В. Лакеев, А.О. Макаров, К.Н. Двоеглазов <sup>29</sup> , А.Ю. Шадрин <sup>29</sup> .....	103
Радиохимический анализ образца облученного смешанного нитридного уран-плутониевого топлива. Е.А. Ерин, В.Н. Момотов, А.Ю. Волков, М.И. Хамдеев, В.Н. Куприянов .....	105
Разработка технологии регенерации урана из урансодержащих отходов производства молибдена-99. С.В. Абрамов, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, А.С. Корнилов, А.О. Макаров, К.О. Щербакова, М.Г. Дмитриев .....	107
Выделение оксида америция-241 из диоксида плутония энергетического происхождения и отходов МОКС-производства длительной выдержки. О.С. Дмитриева, А.С. Корнилов, А.О. Макаров, К.О. Щербакова .....	109

<sup>29</sup> Сотрудник АО «ВНИИНМ».

Алюмофторфосфатные стекла для иммобилизации молибдатных высокоактивных отходов пирохимических процессов переработки отработавшего ядерного топлива. Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, С.В. Томилин, М.А. Кузин, Т.А. Михайлова .....	110
Иммобилизация отработавших электролитов пирохимической переработки облученного ядерного топлива в фосфатные композиции на основе хлорапатита и алюмофторфосфатного стекла. А.А. Лизин, С.В. Томилин, А.А. Колобова .....	112
Возможности обращения с радиоактивными отходами, содержащими бериллий. А.А. Лизин, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, А.О. Посевин .....	115
Выделение цезия из имитатора отработанного электролита. С.С. Погляд, П.И. Нечаев, Н.С. Анкудинова .....	117
Микроволновой синтез метафосфата натрия для остекловывания высокоактивных отходов. М.А. Кузин .....	119

## ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

О.И. Андреев .....	122
Получение калифорния-252 из облученного берклия-249. Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, А.В. Куприянов, К.В. Ротманов, П.С. Буткалюк, Р.Г. Абдуллов .....	127
Увеличение производства йода-125 в реакторе СМ. А.И. Звир, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, Д.В. Рябов, В.И. Сивуха, С.А. Сазонтов, Д.В. Кизин, П.А. Михайлов, В.А. Узиков, Е.А. Семенова .....	130
Анализ качества иридиевых дисков, используемых в реакторных мишенях для накопления иридия-192. Л.Л. Казаков, В.А. Тарасов, Л.А. Евсеев .....	132
Закономерности растворения ураноалюминиевого сплава в азотной кислоте. К.В. Ротманов, А.Ю. Енизеркина, Р.Г. Абдуллов, М.Н. Смирнов .....	136
Модернизация участка сварки и контроля мишеней для наработки трансурановых элементов. Г.В. Мирошниченко, А.В. Каплин, С.А. Андреев, А.Н. Назаров .....	139
Сварка источников ионизирующих излучений на основе радионуклида кобальта-60. Е.М. Табакин, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин, С.А. Андреев .....	141
Технология сварки элементов микроисточника гамма-излучения на основе радионуклида кобальта-60 с тросовым держателем. Е.М. Табакин, Ю.Г. Топоров, Н.А. Костюченко, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин, С.А. Андреев .....	143

## РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков .....	146
Нарушения в работе исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств. М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, К.В. Федюлин .....	149
Контроль трития в теплоносителе и парокапельных выбросах градирен исследовательских реакторных установок. А.А. Рыбин, М.В. Ряскова, Е.А. Николаева .....	152
Создание контроллера для автоматизированных систем радиационного контроля с высоковольтными датчиками. Сергей А. Муралев, М.В. Кочнев .....	154
Оценка экономического ущерба третьим лицам в результате радиационных аварий. А.Н. Юсупов, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов .....	157
Стратегия обращения с радиоактивными отходами. С.Г. Разживин, В.В. Маклаков, Е.В. Крайнов, В.В. Серебряков, В.П. Гордеев, В.Д. Кизин .....	159
Сценарии вывода из эксплуатации хранилища твердых радиоактивных отходов. А.Б. Максина, А.М. Соболев .....	164
Обоснование отнесения находящихся в пункте хранения твердых радиоактивных отходов к особым. В.В. Авдонин, В.Д. Кизин, В.В. Маклаков, С.А. Ефаров, Е.В. Крайнов, С.Г. Разживин, А.В. Киселев, Д.В. Константинов .....	168

## РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина .....	170
----------------------	-----

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ .....	186
-------------------------	-----

Научное издание

## НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ АО «ГНЦ НИИАР»

ОТЧЕТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,  
ВЫПОЛНЕННЫХ В 2017 ГОДУ

*Под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина*

Редакторы:

Т.А. Максимова (с. 56–121),  
Н.В. Чертухина (с. 1–55, 122–198)

Дизайн издания

М.В. Мочалина

Компьютерная верстка

М.В. Мочалина (с. 5–55, 98–121, 187–198),  
Л.Н. Никишиной (с. 1–5, 56–97, 122–186)

Подписано в печать 06.07.2017. Формат 60×84/8.

Уч.-изд. л. ~ 18,11. Усл. печ. л. 22,79. Печать полноцветная. Бумага мелованная.

Гарнитура Myriad Pro, Myriad Pro Cond, Bebas Neue Regular.

Тираж 100 экз. Заказ № 64/9297-Д

Оригинал-макет подготовлен специалистами  
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»  
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9  
Тел.: (84-235) 9-01-96, e-mail: bri@niiar.ru

Отпечатано в АО «Областная типография "Печатный двор"»,  
432049, г. Ульяновск, ул. Пушкарёва, 27

ISBN 978-5-94831-168-5



9 785948 311685

Акционерное общество  
**«Государственный научный центр —  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»**  
433510, Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, 9  
Тел.: +7 (84-235) 9-83-83 • Факс: +7 (84-235) 9-83-84  
E-mail: [niiar@niiar.ru](mailto:niiar@niiar.ru) • Website: <http://www.niiar.ru>