



ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР —  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

60 ЛЕТ  
НИИАР



# НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

## 2016

Димитровград  
2017



**НИИАР**

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР —  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

# НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,  
ВЫПОЛНЕННЫХ в 2016 году

Димитровград  
2017

УДК 621.039  
ГРНТИ 58.33.01  
ББК 31.4

Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 230 с.

Отчёт 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. Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

Редколлегия выпуска: А.В. Бурукин, кандидат технических наук; Ф.А. Григорьев; 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; Р.А. Кузнецов, кандидат химических наук; 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 утверждён научным советом акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов»*

© Акционерное общество  
«Государственный научный центр —  
Научно-исследовательский институт  
атомных реакторов»  
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2017

ISBN 978-5-94831-155-5

## ВВЕДЕНИЕ

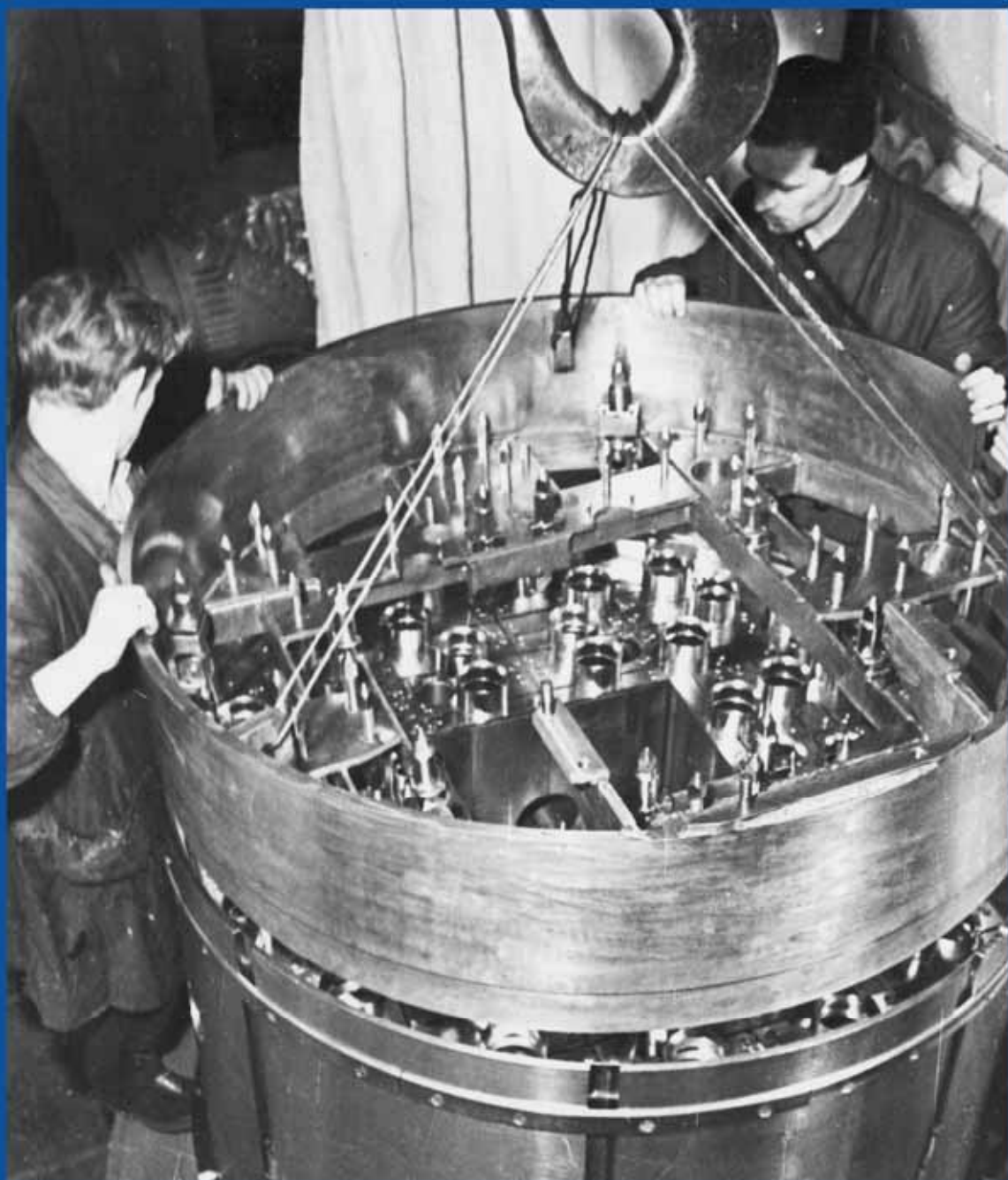
Основные научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы АО «ГНЦ НИИАР» в 2016 году были направлены на обеспечение эффективного использования реакторной испытательной базы; проведение испытаний и исследований, связанных с разработкой и созданием новых материалов, топлива и элементов активных зон действующих и перспективных ядерных реакторов; производство трансплутониевых элементов и различных радионуклидов промышленного и медицинского назначения. В рамках отмеченных направлений деятельности институт занимает лидирующие позиции среди исследовательских институтов России по количеству и актуальности выполненных исследований и экспериментальных работ. При этом постоянно совершенствуются и развиваются методики исследований и повышается качество выполняемых работ. Среди наиболее значимых экспериментальных работ отчётного года можно отметить:

- исследования радиационной деспекаемости топлива на основе диоксида урана с крупным размером зерна и регламентированной микроструктурой в диапазоне температуры от 650 до 700 °С, а также ползучести уран-гадолиниевого оксидного топлива при температуре 500–650 °С, в результате которых получены экспериментальные данные, необходимые для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния и ресурса работы твэлов;
- исследования ресурсных характеристик ТВС для реактора РИТМ универсального атомного ледокола;
- аттестацию высокоплотного низкообогащённого уранового топлива на основе уран-молибденового сплава для реакторов типа ИРТ по международной программе снижения обогащения топлива исследовательских и испытательных реакторов;
- испытания экспериментальных твэлов с РЕМИКС-топливом в реакторе МИР для обоснования технологии многократного рецикла топлива реакторов типа ВВЭР-1000;
- продолжение экспериментов типа LOCA и RAMP в реакторе МИР для изучения характеристик модернизированного топлива реакторов ВВЭР-1000 нового поколения;
- создание новых экспериментальных устройств и начало реакторных исследований коррозионного растрескивания под напряжением конструкционных материалов с моделированием условий работы активных зон реакторов типа PWR;
- исследования ОТВС реакторов типа ВВЭР для определения причин разгерметизации оболочек твэлов и характеристик напряжённо-деформированного состояния конструктивных элементов;
- разработки по пирохимической переработке смешанного нитридного уран-плутониевого топлива методом электрорафинирования в расплавах хлоридов щелочных металлов, а также по водно-экстракционной технологии переработки различного смешанного топлива;
- значительное увеличение объёма производства радионуклидной продукции за счёт увеличения наработок молибдена-99, кобальта-60, иридия-192, калифорния-252, селена-75 и стронция-89.

В области международного научно-технического сотрудничества важным событием стало присвоение институту статуса Международного центра для реализации совместных научно-исследовательских проектов на базе исследовательских реакторов (ICERR) под эгидой МАГАТЭ.

В прошедшем году в АО «ГНЦ НИИАР» были выполнены все необходимые работы по обслуживанию и ремонту, модернизации реакторных установок и дальнейшему развитию экспериментальной базы материаловедческого и радиохимических комплексов. Сформирована программа экспериментальных работ на 2017 год и на среднесрочный период до 2020 года.

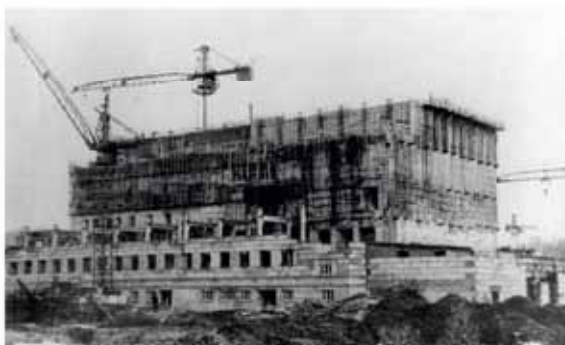
*А.А. Тузов,  
директор АО «ГНЦ НИИАР»*



**МОНТАЖ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО  
РЕАКТОРА СМ — ПЕРВОГО РЕАКТОРА ИНСТИТУТА**

1

# ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ



### СТРОИТЕЛЬСТВО ЗДАНИЯ РЕАКТОР СМ

Высокопоточный исследовательский реактор, экспериментальные возможности которого позволяют проводить высокотемпературные испытания материалов ядерной техники и получать любые радионуклиды, востребованные на мировом рынке; единственный в Европе, где нарабатывают калифорний-252



### МОНТАЖ ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРА ВК-50

Водо-водяной корпусной кипящий реактор, эксплуатирующийся в режиме опытной установки для производства электрической и тепловой энергии



### ЗАГРУЗКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА АРБУС

Реактор с органическим теплоносителем, впервые в СССР переведённый из режима АЭС в режим трёхконтурной АСТ



### СТРОИТЕЛЬСТВО ЗДАНИЯ РЕАКТОРА МИР

Материаловедческий многопетлевой исследовательский реактор для испытаний твэлов и ТВС действующих и перспективных реакторов различного назначения; один из самых мощных и оснащённых реакторов по совокупности экспериментальных возможностей





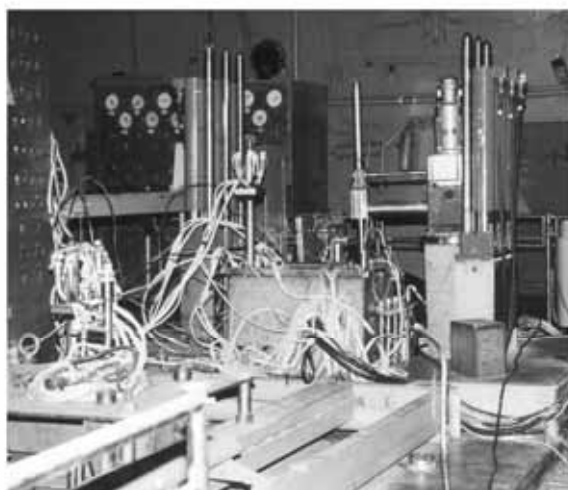
### ЗДАНИЕ РЕАКТОРА BOR-60

Реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, используемый для испытаний материалов ядерной техники, производства радионуклидов, электроэнергии и тепла



### ЦЕНТРАЛЬНЫЙ ЗАЛ РЕАКТОРА РБТ-10/1

Реактор бассейнового типа, выведенный из эксплуатации в 2014 году



### РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА РБТ-6

Простой, надёжный, максимально доступный и удобный реактор для проведения исследований материалов ядерной техники и накопления радиоактивных изотопов, необходимых для научных исследований и медицины



### ПУЛЬТ УПРАВЛЕНИЯ РЕАКТОРА РБТ-10/2

Реактор бассейнового типа для наработки изотопов йода-131 и молибдена-99, ядерного легирования кремния и радиационного окрашивания минералов

**ЦЕЛЮЮ СООРУЖЕНИЯ МНОГОЦЕЛЕВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ ЯВЛЯЕТСЯ СОЗДАНИЕ РЕАКТОРА С УНИКАЛЬНЫМИ ПОТРЕБИТЕЛЬСКИМИ СВОЙСТВАМИ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ РЕАКТОРНЫХ И ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ, ОТРАБОТКИ НОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОИЗОТОПОВ И МОДИФИЦИРОВАННЫХ МАТЕРИАЛОВ, ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ И ТЕПЛА**



В 2016 году исследовательские ядерные установки АО «ГНЦ НИИАР» использовали для проведения экспериментальных работ по следующим основным направлениям:

- ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих и поглощающих элементов, других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя в условиях, моделирующих штатную эксплуатацию, отклонение от нормальных режимов и проектные аварии;
- внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторного излучения на свойства конструкционных, поглощающих и топливных материалов ядерных установок различного назначения;
- разработка методик, экспериментальных устройств и внутриреакторные исследования механических, электро- и теплофизических 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- и газохимических 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 необлучёнными и облучёнными ядерными материалами;
- пополнение экспериментальной базы данных по кипящим водо-водяным реакторам.

### ***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:

- проведены исследования распределения и химического состава коррозионных отложений на теплообменных поверхностях и материаловедческие исследования металла демонтированной секции парогенератора обратного типа;
- смонтированы системы порошкового пожаротушения для кабельного коридора и громкоговорящей связи в здании реакторной установки;
- заменена арматура на линии рециркуляции питательных насосов третьего контура установки;
- разработаны проекты:
  - усиления опор крепления буферной ёмкости сдувок второго контура установки;
  - контроля электрических параметров преобразовательных агрегатов циркуляционных натриевых насосов реакторной установки с выводом данных в информационно-измерительную систему;

– модернизации узла учёта тепловой энергии теплофикационного узла реакторной установки;

- выполнены расчёты на прочность следующего оборудования:
  - натриевого сливного бака первого контура;
  - бака длительного хранения натрия второго контура;
  - трубопроводов для пара и питательной воды третьего контура;
  - бака для чистого аргона;
  - циркуляционных натриевых насосов;
  - воздушного теплообменника.

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

- образцов конструкционных материалов (сплавов циркония, материалов элементов активных зон реакторов разных типов);
- макетов пэлов из высокообогащённого карбида бора реактора СВБР-100;
- макетов твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 со смешанным уран-плутониевым 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;
- материала радиационной защиты (корундовой крошки) реактора МБИР;
- конструкционных материалов в рамках контрактов с Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции, компаниями «Арева» (Франция) и «Терра Пауэр» (США), Корейским институтом атомной энергии (Южная Корея).

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 в 2016 году**

Состав топлива	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %	Массовая доля плутония-239, %	Вид топлива	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС
						Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22}$ см <sup>-2</sup>	
UO <sub>2</sub>	29	37	75	—	Виброуплотнённое	18,7	37	17	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
0,65UO <sub>2</sub> + 0,35PuO <sub>2</sub>	1	19	72	95	Смешанное виброуплотнённое	5,9	48	6,8	Разборная; макеты твэлов реактора МБИР, оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
0,8UO <sub>2</sub> + 0,2PuO <sub>2</sub>	1	19	72	95		10,6	49	12,6	

Таблица 1.2

**Характеристики тепловыделяющих сборок,  
находящихся в реакторе БОР-60 по состоянию на 31.12.2016 г.**

Состав топлива	Число ТВС	Число твэлов в ТВС	Обогащение по урану-235, %	Вид топлива	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС
					Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22}$ см <sup>-2</sup>	
UO <sub>2</sub>	115	37	75	Виброуплотнённое	17,2	36	13,5	Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
	2	24	75		7,8	27	8,5	
	1	19	75		2,5	30	2,5	Разборная; твэльный подогрев
	1	7	75		1,5	23	1,0	
U + UO <sub>2</sub>	1	7	19	Металлическое	0,9	34	1,5	Разборная; твэльный подогрев; замедлитель
		7	75	Виброуплотнённое	1,3	24		
0,65UO <sub>2</sub> + 0,35PuO <sub>2</sub>	1	37	42	Смешанное виброуплотнённое	8,7	31	7,7	Макеты твэлов реактора МБИР, оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450
(U, Pu)N	7	7	0,4	Нитридное смешанное, с массовой долей плутония 12–21 %	3,5	47	10,9	Разборная; макеты твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200

Таблица 1.3

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

Тип облучательного устройства	Число устройств	Температура испытаний, °С	Достигнутый флюенс нейтронов (с энергией не менее 0,1 МэВ), $\times 10^{22}$ см <sup>-2</sup>	Характеристика образцов
Радиационный нагрев	3	320–450	До 7,6	Конструкционные материалы элементов активных зон реакторов разных типов, в том числе сплавы циркония
	1	380–580	До 13,7	Образцы сплавов циркония (Франция)
	2	570–680	До 6,5	Образцы конструкционных материалов реактора на быстрых нейтронах (Южная Корея)
	2	350–420	До 11,2	Образцы конструкционных материалов реактора TWR (США)
Твэльный подогрев	3	440–625	До 8,5	Образцы конструкционных материалов реактора TWR (США)
	1	380–420	До 1,2	Образцы сплавов циркония (Франция)

**Реактор РБТ-10/2**

Получена лицензия на право эксплуатации реакторной установки до 14 октября 2025 года. Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы.

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

### **Реактор РБТ-6**

Получена лицензия на эксплуатацию реакторной установки до 31 октября 2025 года. Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2020 годы. Продолжены работы по переводу реактора на топливо с увеличенным содержанием урана. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки, установлен дополнительный срок эксплуатации строительных конструкций здания реакторной установки — до 2030 года включительно.

Одним из основных направлений экспериментальных исследований в отчётном году было изучение радиационной дospelеваемости топлива на основе диоксида урана с крупным размером зерна и регламентированной микроструктурой в диапазоне температуры от 650 до 700 °С, а также ползучести уран-гадолиниевого оксидного топлива при температуре 500–650 °С. В результате испытаний получены экспериментальные данные, необходимые для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния и ресурса работы твэла при взаимодействии топливного сердечника и оболочки.

Другим важным направлением исследований было испытание образцов из стали марки Ст-3 для прогнозирования свойств металла опорной конструкции реакторов ВВЭР-440 (проекты В-179, В-230) при низкотемпературном облучении. Испытания проведены при температуре 60 °С и плотности потока быстрых (с энергией более 0,5 МэВ) нейтронов, равной  $2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . В результате исследований получены экспериментальные данные для обоснования прочности и ресурса оборудования и трубопроводов в границах третьего физического барьера четвёртого энергоблока Нововоронежской АЭС при продлении срока эксплуатации до шестидесяти лет.

В отчётном году завершён цикл испытаний и исследований газонаполненных образцов из нержавеющей стали марок X18H9 и X16H11M3 для изучения влияния облучения на длительную прочность аустенитных сталей модернизированных составов при температуре 550–600 °С и плотности потока быстрых (с энергией более 0,1 МэВ) нейтронов, равной  $5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ , в среде гелия с целью расчётного обоснования работоспособности элементов конструкции из модернизированных аустенитных материалов проектируемого реактора БН-1200. В результате исследований получены экспериментальные данные о времени разрушения газонаполненных образцов в условиях облучения при разных значениях напряжения в образцах, определены характеристики зависимости длительной прочности от времени облучения.

Также завершён цикл испытаний и исследований ползучести образцов из жаропрочных никелевых сплавов. После завершения испытаний на ползучесть проведены кратковременные механические испытания этих образцов на разрыв в условиях облучения в реакторе на экспериментальной установке «Нейтрон-8». В результате исследований получены экспериментальные данные о зависимости деформации ползучести от времени испытаний и значения кратковременных характеристик сплавов при растяжении. Сопоставлены данные о скорости установившейся ползучести и накопленной деформации испытанных образцов в зависимости от заданного уровня напряжения. Определены механические характеристики, полученные при кратковременных испытаниях с разрывом образцов.

С целью выполнения производственной программы продолжено облучение мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок и получения йода-131. Завершен цикл работ по исследованию характеристик, разработке конструкции и отработке технологии изготовления инновационной мишени на основе низкообогащённого урана для наработки радионуклида молибдена-99. Обоснована безопасность и проведены реакторные испытания мишени, которые подтвердили её работоспособность и проектные параметры.

### **Реактор МИР**

С целью продления срока эксплуатации исследовательской реакторной установки МИР до 2026 года проведены работы по комплексному обследованию технического состояния оборудования и трубопроводов реактора. Согласно программе управления ресурсом систем, важных для безопасности, произведена замена приборов измерительной системы контроля технологических параметров первого контура и контура охлаждения бассейна реактора, выполнено техническое перевооружение систем и оборудования петлевых установок ПВ-2, ПВК-2. 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 второй тепловыделяющей сборки типа ТВС-Квадрат в условиях борно-литиевого водно-химического режима. Во время плановой остановки реактора выполнены промежуточные исследования этих твэлов в стенде инспекции бассейна выдержки. Проведены два эксперимента с рефабрированными твэлами реактора ВВЭР-1000 модернизированной конструкции, моделирующие условия проектной аварии с перегревом твэлов при потере теплоносителя. Для того чтобы обосновать лицензионные требования и усовершенствовать расчётные коды по прогнозированию радиационной обстановки в первом контуре реактора ВВЭР-1000 в условиях штатной эксплуатации модернизированного топлива, в петлевой установке ПВ-1 проведены два эксперимента с негерметичными твэлами модернизированной конструкции. С полномасштабными твэлами этого реактора в той же петлевой установке проведён эксперимент со скачкообразным изменением мощности. Проведено облучение экспериментальных твэлов с высокоплотным топливом на основе нитрида урана и плутония, оснащённых датчиками измерения температуры топлива, длины топливного сердечника и давления газов под оболочкой твэла. Продолжены петлевые испытания ТВС с тепловыделяющими элементами на основе дисперсионной топливной композиции для обоснования элементной базы транспортных реакторов. Начаты испытания экспериментальных твэлов реактора ВВЭР с топливом РЕМИКС.

В рамках контракта с компанией «Арева» (Франция) в петлевой установке ПВ-2 проведён методический эксперимент и начаты испытания образцов сплава 718. По программе снижения обогащения топлива исследовательских и испытательных реакторов в экспериментальных каналах реактора завершены испытания двух головных ТВС типа ИРТ-3М на основе высокоплотного уран-молибденового сплава с низкообогащённым ураном.

По разработанной и апробированной методике в нескольких ячейках с рабочими ТВС реактора продолжено облучение стартового материала для наработки изотопа углерода-14.

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	Выгорание топлива
Исследование ресурсных характеристик ТВС с ТВЭлами на основе дисперсионной топливной композиции для реактора РИТМ универсального атомного ледокола	1000	31	0,8 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	22 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальной информации по кинетике выхода из негерметичных ТВЭЛОВ в теплоноситель основных продуктов деления, определяющих радиационную обстановку на объекте, в процессе испытаний при максимальной исходной удельной мощности, соответствующей проектным условиям эксплуатации, ТВЭЛА модернизированной конструкции с искусственным сквозным дефектом в оболочке	1280	2	0 МВт·сут/кгU (необлучённые)
Внутриреакторные исследования характеристик (теплопроводность, выход газообразных продуктов деления, радиационное распухание) плотного нитридного уран-плутониевого топлива	1150	9	0,6 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальных данных для обоснования заложенных в проекте значений предельного допустимого окружного напряжения коррозионного растрескивания для ТВЭЛОВ реактора ВВЭР-1000 со сплошной топливной таблеткой	3830	5	48–61 МВт·сут/кгU
Получение экспериментальных данных о параметрах работы ТВЭЛОВ и изменении их состояния после испытаний для подтверждения правильности выбора проектных критериев при обосновании проектов ТВЭЛОВ с РЕМИКС-топливом для ТВС реактора ВВЭР-1000	580	10	4 МВт·сут/кгU
Экспериментальные исследования поведения ТВЭЛОВ реактора ВВЭР (с высоким выгоранием топлива, топливной таблеткой без центрального отверстия и с утонённой оболочкой) в аварии с потерей теплоносителя для обеспечения лицензирования топлива реактора ВВЭР с увеличенной ураноёмкостью	1000	2	45 МВт·сут/кгU; 69 МВт·сут/кгU
Аттестация высокоплотного низкообогащённого уранового топлива на основе уран-молибденового сплава для реакторов типа ИРТ по программе снижения обогащения топлива исследовательских и испытательных реакторов	600	16	62 % по урану-235
Исследование коррозионного растрескивания под напряжением при облучении образцов сплава 718 в борно-литиевом водно-химическом режиме	—	72	—

### **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 27 декабря 2017 года. В полном объёме выполнен контроль состояния металла её оборудования и трубопроводов. Установлен дополнительный срок эксплуатации строительных конструкций здания реакторной установки — до 2030 года включительно. Завершены работы по комплексному обследованию реакторной установки, принято решение о продлении срока её эксплуатации до 30 апреля 2026 года. Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ на 2015–2030 годы.

В рамках контракта с компанией «Арева» (Франция) в высокотемпературных импульсных каналах отражателя реактора проведены методические эксперименты и начаты 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 и кадмий-109. Проведена активация сердечников источников для дефектоскопии на основе селена-75. Продолжены программы по наработке иридия-192, кобальта-60 с высокой удельной активностью и производству трансплутониевых элементов, включая калифорний-252.

### ***Критические стенды реакторов СМ и МИР***

Эксплуатацию критических стендов СМ и МИР проводили в плановом порядке в соответствии с условиями действия лицензий. В отчётном году на критических стендах реакторов СМ и МИР в рамках соответствующих программ исследовали нейтронно-физические характеристики:

- экспериментальных изделий по проекту создания перспективных типов ядерных реакторов;
- 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.

### ***Реактор ВК-50***

В отчётном году на установке проводили работы для обоснования повышения запаса устойчивости реактора и экономической целесообразности его эксплуатации при работе с расширенной активной зоной. Экономические характеристики были улучшены за счёт уменьшения годового расхода ТВС и повышения глубины выгорания топлива до 28 МВт·сут/кг.

Пополнена база экспериментальных данных по основным нейтронно-физическим, теплотехническим и теплогидравлическим параметрам кипящих водяных реакторов на основе информации, полученной при пусковых экспериментах, эксплуатации реактора на мощности и выполнении специальных экспериментальных программ. Данные были использованы для верификации и аттестации используемых программных средств в ФГУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору.

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

Таблица 1.5

### Показатели работы реакторов в 2016 году

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60	ВК-50
Максимальная мощность, МВт	90	6	41,5	10	50	200
Коэффициент использования времени, отн. ед.:						
по плану	0,65	0,68	0,66	0,58	0,64	0,89
фактически	0,69	0,68	0,66	0,58	0,61	0,85
Время работы реактора, сут:						
по плану	239	250	243	211	234	324
фактически	251	250	243	211	224	309
Число остановок	26	38	21	43	8	5
В том числе неплановых	1	–	–	–	–	–

*А.Л. Петелин, А.В. Бурукин*



НА ПРАЗДНИЧНОЙ ДЕМОНСТРАЦИИ (80-е годы)



## РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА РЕФАБРИКОВАННЫХ ТВЭЛАХ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 В УСЛОВИЯХ МОДЕЛИРОВАНИЯ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В 2016 году в канале реактора МИР проведены эксперименты «МИР-LOCA/45» и «МИР-LOCA/69». Целью экспериментов являлось получение данных о поведении твэлов с повышенной ураноёмкостью и высоким выгоранием топлива в условиях аварии с потерей теплоносителя. В онлайн-режиме должны были быть получены сведения о состоянии оболочки твэла и параметрах разгерметизации, если она произойдёт в канале реактора. Это определило объём и номенклатуру средств контроля условий испытания твэла. При проведении посттестовых исследований изучали характер и величину деформирования оболочки, свойства материала оболочки и состояние топливного сердечника после испытания. В качестве экспериментальных образцов использовали рефабрикованные твэлы, которые являлись фрагментами штатных твэлов, извлечённых из рабочих кассет типа ТВСА реактора ВВЭР-1000, отработавших на первом блоке Калининской АЭС. Максимальное выгорание топлива в этих твэлах составляло 45 и 69 МВт·сут/кгU соответственно.

В составе экспериментального устройства испытывали один твэл, расположенный по центральной оси. Такое расположение исключает неравномерность энерговыделения и температуры по периметру оболочки. Рефабрикованный твэл крепили в дистанционирующих решётках, расстояние между которыми было 200 мм. В процессе испытания измеряли в режиме реального времени температуру теплоносителя, а также оболочки твэла в трёх точках по высоте, относительное энерговыделение, давление газа под оболочкой. Испытание рефабрикованного твэла проводили в пароаргоновой среде, а его разогрев в заданном темпе (2–3 °C/c) осуществляли увеличением мощности реактора.

На рис. 1.1 представлено изменение температуры оболочки согласно показаниям термоэлектрического преобразователя в центральной дистанционирующей решётке и давления газа под оболочкой рефабрикованного твэла в течение всего времени экспериментов «МИР-LOCA/45» и «МИР-LOCA/69». Максимальная температура оболочки твэла, достигнутая в эксперименте «МИР-LOCA/45», составила 807 °C, в эксперименте «МИР-LOCA/69» — 748 °C.

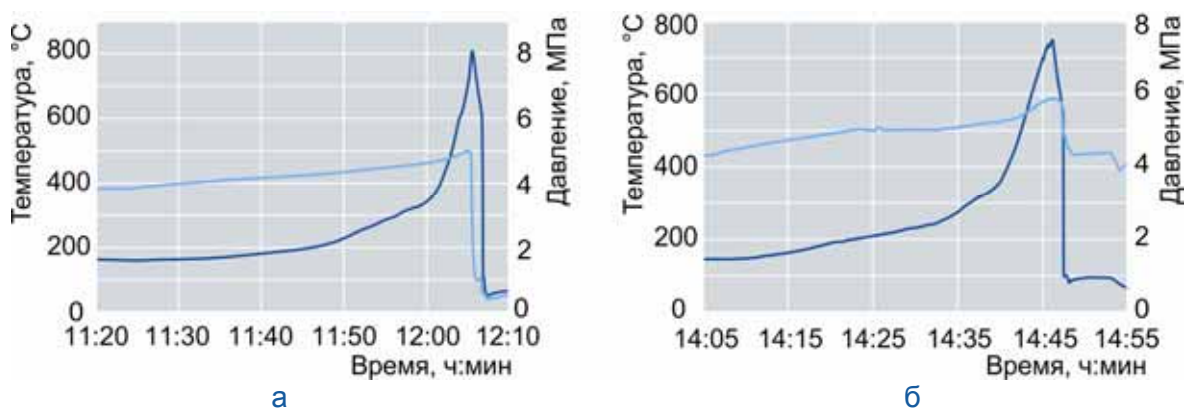


Рис. 1.1. Изменение температуры оболочки (—) и давления газа (---) под оболочкой твэла в экспериментах «МИР-LOCA/45» (а) и «МИР-LOCA/69» (б)

Были выполнены посттестовые нейтронно-физический и теплофизический расчёты пространственно-временного распределения температуры оболочки с использованием

реальной картограммы активной зоны реактора МИР. Расчётное распределение температуры оболочки твэлов согласно измерениям в трёх точках по периметру в момент максимума температуры представлено на рис. 1.2. Результаты расчётного моделирования температуры оболочки предназначены для определения термомеханического состояния твэла в различные моменты времени при его разогреве.

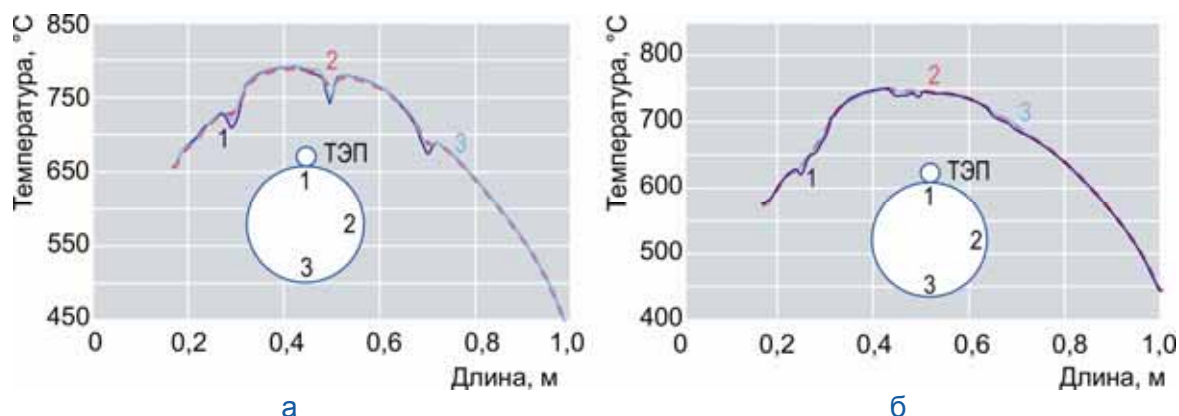


Рис. 1.2. Расчётное распределение температуры оболочки по длине твэла для экспериментов «МИР-ЛОСА/45» (а) и «МИР-ЛОСА/69» (б) с указанием расположения трёх точек измерения и термоэлектрического преобразователя

На рис. 1.3 показаны рентгенограммы частей твэлов с максимальной деформацией после испытаний в реакторе МИР.

В соответствии с показаниями датчика измерения давления газа под оболочкой в эксперименте «МИР-ЛОСА/45» твэл разгерметизировался при температуре 770–790 °С. Давление газа в нижнем объеме, измеренное датчиком давления, составило 5,0 МПа. Факт разгерметизации подтверждён состоянием оболочки в месте максимальной деформации и наличием фрагментации топливных таблеток в месте образования разрыва оболочки. В эксперименте «МИР-ЛОСА/69» максимальная температура оболочки составила 748 °С в области центральной дистанционирующей решётки. По показаниям датчика измерения давления в этом эксперименте твэл остался герметичным. По результатам профилометрии твэла (рис. 1.4) наибольшая деформация оболочки произошла в области максимального тепловыделения.

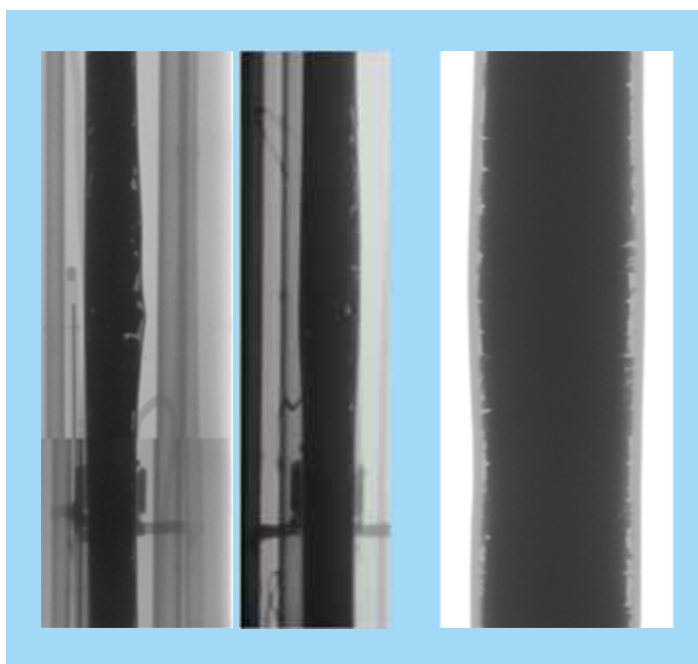


Рис. 1.3. Рентгенограмма твэлов после экспериментов «МИР-ЛОСА/45» (а) и «МИР-ЛОСА/69» (б)

В результате расчётного моделирования параметров эксперимента показано, что координаты максимального энерговыделения и максимальной температуры оболочки практически совпадают.

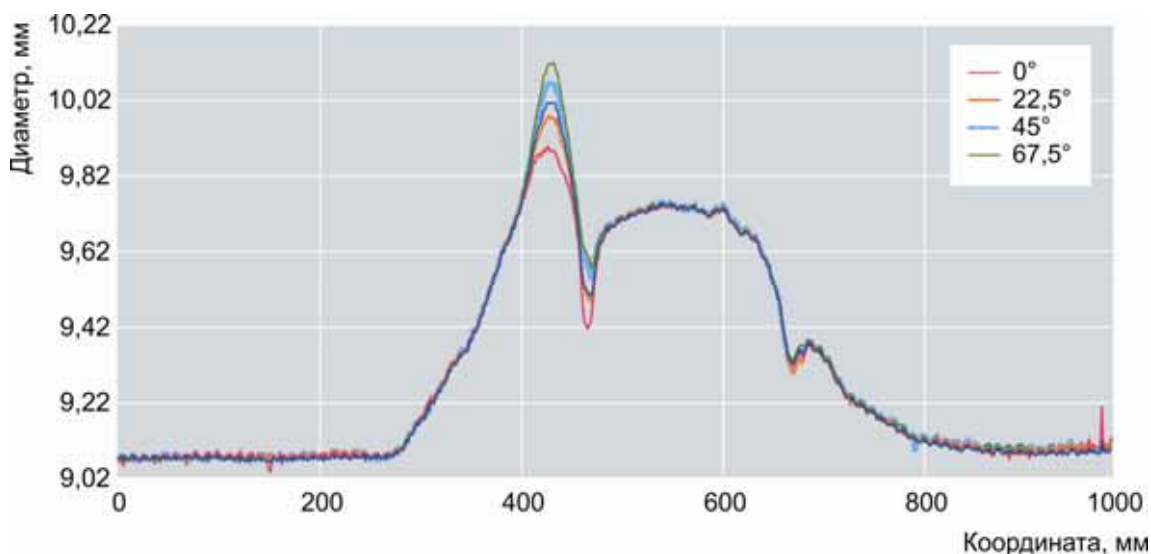


Рис. 1.4. Профилограмма твэла после эксперимента «МИР-ЛОСА/69» с указанием среднего диаметра (—) и угла измерения

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

## ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ТВЭЛОВ С УТОНЁННОЙ ОБОЛОЧКОЙ И ТОПЛИВНЫМИ ТАБЛЕТКАМИ БЕЗ ЦЕНТРАЛЬНОГО ОТВЕРСТИЯ В РЕЖИМЕ СКАЧКООБРАЗНОГО ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ

Для экспериментального подтверждения критериев по предельно допустимым значениям напряжения в оболочке и давления внутри твэла во всем диапазоне эксплуатационных параметров (линейная нагрузка, выгорание топлива) запланировано проведение в реакторе МИР серии экспериментов в режиме скачкообразного изменения мощности с различными модификациями усовершенствованных твэлов реактора ВВЭР-1000. Результаты первых трёх экспериментов были опубликованы ранее\*. В 2015–2016 годах в петлевой установке реактора МИР были проведены четвёртый (NG4) и пятый эксперименты (NG5) с полномасштабными твэлами, отработавшими на первом блоке Калининской АЭС в составе ТВСА-АЛЬФА № ИД02293 и ТВСА-5М № ЖЕД0811. Исходный диаметр оболочки твэлов составлял 9,1 мм, а её толщина — 0,585 мм. Материал оболочки — сплав Э110 (оптимизированный) на основе губчатого циркония. Топливный сердечник состоял из таблеток диаметром 7,8 мм без центрального отверстия. Исходная высота топливного сердечника — 3530 мм. Обогащение по урану-235 — 4,7 %. Значения максимального измеренного выгорания топлива по высоте полномасштабных твэлов составили 39–45 и 48–61 МВт·сут/кгU для ТВСА-АЛЬФА № ИД02293 и ТВСА-5М № ЖЕД0811 соответственно.

\* Ещеркин А.Г., Лобин С.В., Овчинников В.А., Шахмуть Е.Е. Испытания в реакторе МИР полномасштабных твэлов и твэгов реактора ВВЭР-1000 в режиме скачкообразного изменения мощности. — Научный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 году). — Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. С. 20–21. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/site/s/default/files/godovoy\\_otchyt\\_2013\\_sayt.pdf](http://niiar.ru/site/s/default/files/godovoy_otchyt_2013_sayt.pdf). Дата обращения: 10.01.2017.

Для проведения экспериментов в АО «ГНЦ НИИАР» было разработано специальное облучательное устройство, позволяющее испытывать полномасштабные твэлы реактора ВВЭР в активной зоне реактора МИР. Высота активной зоны составляет 1000 мм, поэтому во время эксперимента облучению подвергалась только часть полномасштабных твэлов длиной около 1300 мм с учётом торцевых зон. В облучательное устройство в один ряд по окружности размещали: пять полномасштабных твэлов, два из которых в каждом эксперименте были оснащены датчиками измерения изменения длины активной части твэлов, облучённой во время эксперимента в реакторе МИР, один укороченный твэл с термоэлектрическим преобразователем для дополнительного контроля изменения мощности твэлов при её скачкообразном изменении; две циркониевые трубки — компенсаторы разности температурных изменений значений длины элементов измерительной цепочки из нержавеющей стали и циркония (рис. 1.5).

Во время эксперимента NG4 мощность твэлов в области активной зоны реактора МИР увеличили приблизительно в 1,7–2,1 раза примерно за 20 мин. Время выдержки на уровне мощности в режиме перед увеличением мощности составило около 24 ч, после — примерно 15 ч, реактор остановлен приблизительно за 40 мин. Температура теплоносителя на входе в облучательное устройство была около 280 °С; давление теплоносителя — приблизительно 16 МПа. При испытаниях максимально достигнутая линейная плотность теплового потока составила 350–425 Вт/см для различных твэлов.

Во время эксперимента NG5 мощность твэлов в области активной зоны реактора МИР увеличили приблизительно в 2,4–2,5 раза примерно за 20 мин. Время выдержки на уровне мощности в режиме перед увеличением мощности составило около 24 ч, после — примерно 15 ч, реактор остановлен приблизительно за 40 мин. Температура теплоносителя на входе в облучательное устройство поддерживалась в диапазоне 275–290 °С; давление теплоносителя — 15–15,5 МПа. При испытаниях максимально достигнутая линейная плотность теплового потока составила 215–280 Вт/см для различных твэлов.

Распределение линейной плотности теплового потока твэлов, нормированное на значение максимально достигнутой мощности во время эксперимента, было уточнено с использованием результатов измерения изменения распределения интенсивности гамма-излучения циркония-95 (724 кэВ) по длине твэлов (рис. 1.6). Из рисунка видно, что в области уменьшенного выгорания топлива в местах дистанционирующих решёток ТВС реактора ВВЭР-1000 при увеличении мощности значение линейной плотности теплового потока выше на 3–5 % по сравнению со значениями для смежных областей и результатами предтестовых расчётов. В результате измерений увеличения длины активной части полномасштабных твэлов, подвергнутой облучению, было определено, что значения длины увеличились примерно на 1,2 мм для твэла № 6 и приблизительно на 1,5 мм для твэла № 4, что согласуется с результатами измерения общей длины полномасштабных тепловыделяющих элементов после испытаний (рис. 1.7).

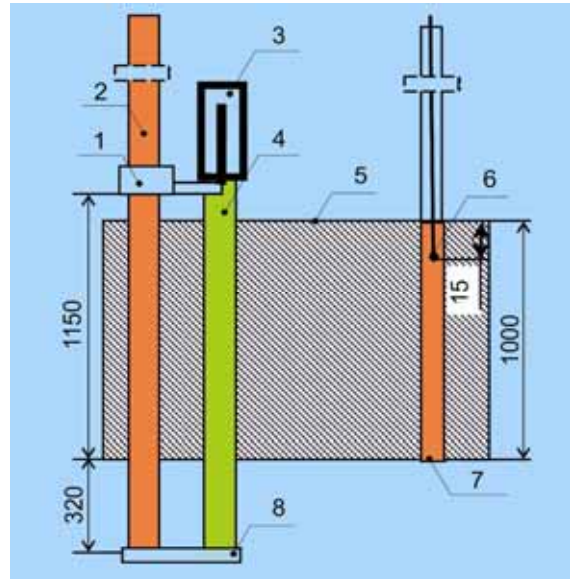


Рис. 1.5. Схема измерения длины полномасштабного твэла и расположения твэлов по высоте активной зоны: 1 — крепление сердечника катушки датчика измерения удлинения к твэлу; 2 — твэл; 3 — катушка датчика измерения удлинения; 4 — компенсатор температурного удлинения (трубка циркониевая); 5 — активная зона реактора; 6 — спай термоэлектрического преобразователя; 7 — твэл с термоэлектрическим преобразователем; 8 — узел соединения опоры твэла с компенсатором

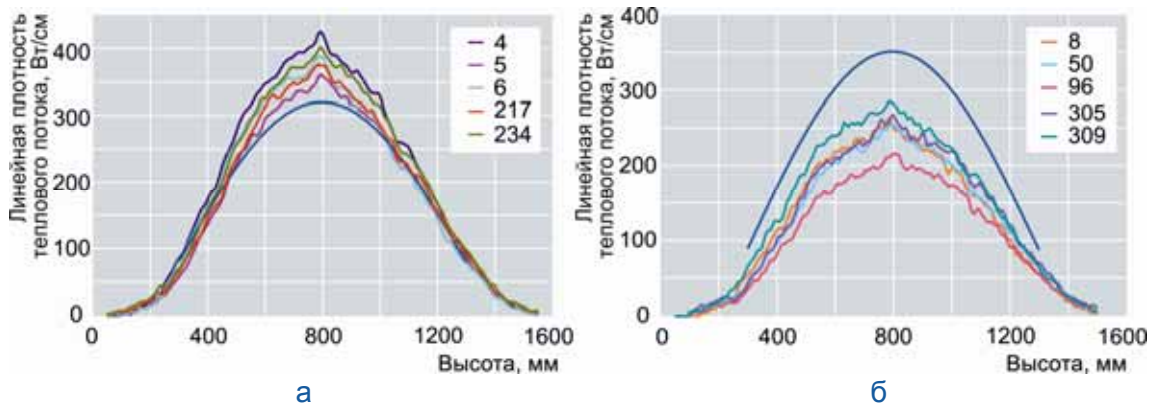


Рис. 1.6. Распределения линейной плотности теплового потока по длине твэлов (от нижнего торца топливного сердечника) при максимальной достигнутой мощности во время экспериментов NG4 (а) и NG5 (б) с указанием значений для необлучённого твэла (—) и номеров испытанных твэлов

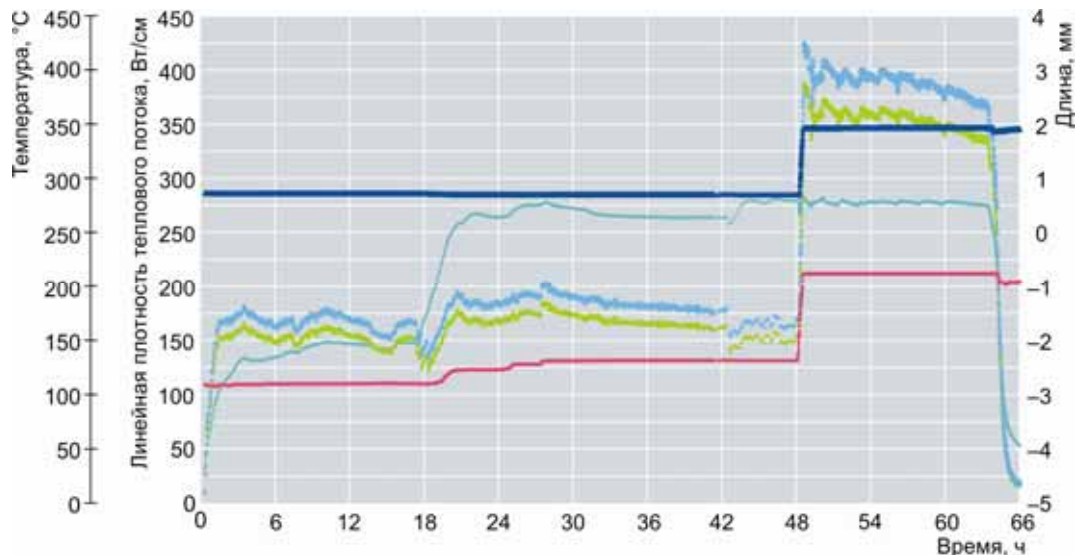


Рис. 1.7. Изменение температуры теплоносителя (—), измеренной на входе в устройство, максимальной линейной плотности теплового потока твэлов № 4 (—) и 6 (—) и удлинения твэлов № 4 (—) и 6 (—) по показаниям соответствующих датчиков во время эксперимента NG4

Во время эксперимента NG4 при снижении давления теплоносителя в петлевой установке было зафиксировано увеличение показаний системы контроля герметичности оболочек твэлов по интенсивности гамма-излучения от трубопровода выхода теплоносителя из петлевого канала. Подобный эффект свидетельствует о наличии негерметичности в оболочке твэла (твэлов). Следует отметить, что разгерметизация твэла по типу коррозионного растрескивания под напряжением должна была произойти во время увеличения мощности или в короткий промежуток времени после него. В течение примерно 15 ч после скачкообразного увеличения мощности твэл облучали при постоянной мощности. Однако повышение активности теплоносителя было обнаружено только при сбросе давления в петлевой установке после охлаждения твэла.

Таким образом, максимальное увеличение линейной плотности теплового потока твэла — с 165 до 425 Вт/см — было реализовано на твэле № 4 из ТВСА-АЛЬФА № ИД02293, что привело к его разгерметизации. Остальные твэлы, испытанные в режиме скачкообразного изменения мощности, сохранили герметичность. Все твэлы были направлены на послереакторные исследования.

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

## РЕСУРСНЫЕ ИСПЫТАНИЯ И ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДВУХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ИРТ-3М НА ОСНОВЕ НИЗКОБОГАЩЁННОГО ТОПЛИВА

В июле 2016 года успешно завершены ресурсные испытания [1, 2] в исследовательском реакторе МИР двух экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М на основе низкообогащённого высокоплотного уран-молибденового топлива. Облучение проводилось в соответствии с трёхсторонним контрактом между АО «ГНЦ НИИАР», АО «ТВЭЛ» и Аргоннской национальной лабораторией США. Основная цель испытаний заключалась в экспериментальном подтверждении работоспособности ЭТВС при достижении ими среднего выгорания топлива более 60 %.

Облучение ЭТВС проводили в период с 16 июня 2015 года по 3 июля 2016 года. План испытаний включал в себя три цикла (табл. 1.6).

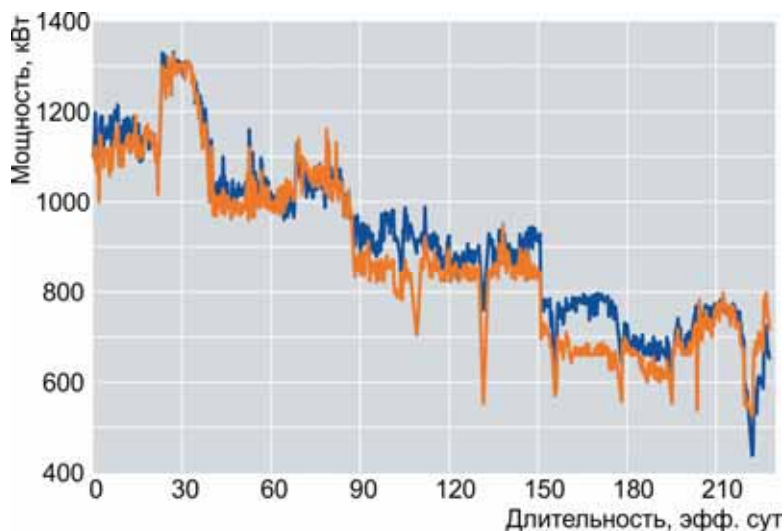
Таблица 1.6

**Контрольные параметры ресурсных испытаний  
экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М**

Параметр	Цикл облучения			
	1	2	3	3
Цикл облучения	1	2	3	3
Продолжительность испытаний, сут	30	90	120	120
Выгорание на конец периода облучения, %	6	24	44	60
Диапазон изменения мощности, кВт	1070–1310	960–1170	822–1005	660–805
Давление теплоносителя на входе в ЭТВС, МПа	1,1–1,3			
Температура теплоносителя на входе в ЭТВС, °С	40–70			
Расход теплоносителя через ЭТВС, м <sup>3</sup> /ч	60–80			

Мощность ЭТВС, давление, расход, температуру теплоносителя контролировали с помощью информационно-измерительной системы реактора МИР. Из приведённого графика (рис. 1.8) видно, что практически за всё время облучения мощность обеих ЭТВС соответствовала плану испытаний. Более того, во время первого цикла облучения в течение 10 календарных суток мощность ЭТВС поддерживались на уровне не менее 1 310 кВт, что соответствовало верхнему пределу требуемого диапазона мощности в первые 30 суток испытаний. К моменту окончания испытаний среднее выгорание урана-235 в первой ЭТВС составило 62,2 %, максимальное — 82,1 %, а во второй — 61,3 и 80,9 % соответственно.

Рис. 1.8. Изменение мощности первой (—) и второй (—) экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М в зависимости от продолжительности облучения



В результате моделирования нейтронно-физических и теплогидравлических условий облучения было показано, что в начале испытаний имелась значительная неравномерность распределения тепловыделения как по высоте, так и по радиусу ЭТВС, которая к концу испытаний практически полностью выровнялась (рис. 1.9–1.10). При этом максимальная температура оболочек твэлов изменилась от 123 °С в начале облучения до 99 °С в конце облучения экспериментальных тепловыделяющих сборок. Расстояние на рис. 1.9 дано от центральной плоскости активной зоны.

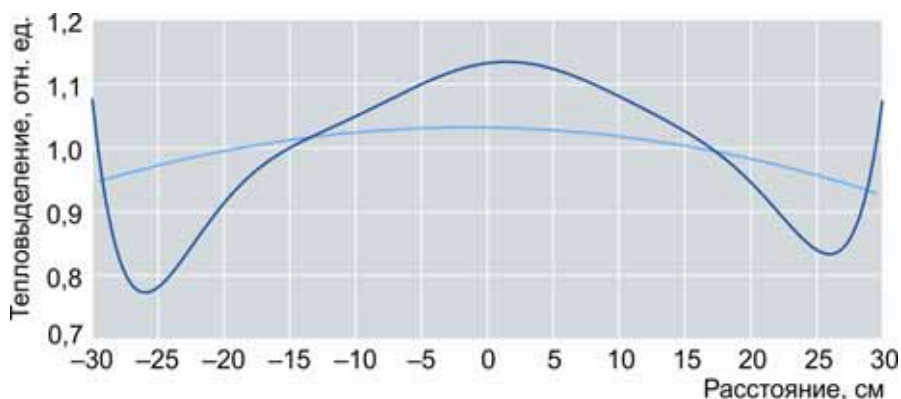


Рис. 1.9. Аксиальное распределение тепловыделения в экспериментальных тепловыделяющих сборках ИРТ-3М в начале (—) и конце (—) облучения

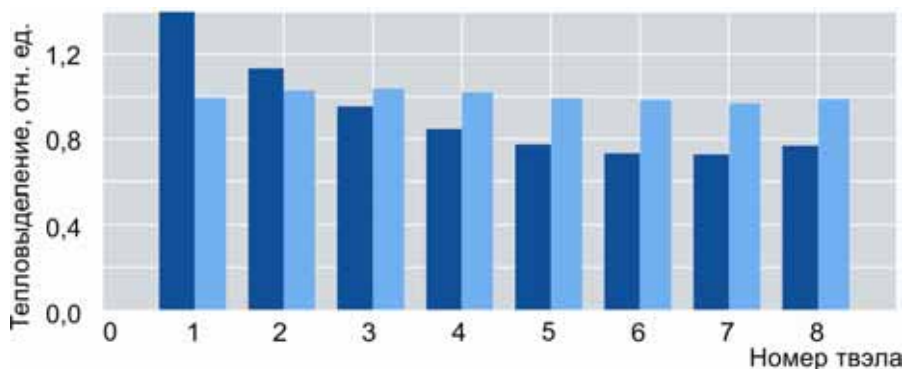


Рис. 1.10. Радиальное распределение тепловыделения в экспериментальных тепловыделяющих сборках ИРТ-3М в начале (■) и конце (■) облучения (нумерация идёт от внешнего твэла)

Состояние экспериментальных тепловыделяющих сборок во время облучения оценивали по изменению гидравлического сопротивления каналов с ЭТВС и показаниям системы контроля герметичности оболочек твэлов. Штатной системой контроля герметичности оболочек твэлов за всё время облучения признаков разгерметизации и нарушения целостности оболочек твэлов обеих экспериментальных тепловыделяющих сборок выявлено не было. Гидравлическое сопротивление каналов с ЭТВС определяли как по результатам исследования гидравлических характеристик каналов во время остановок реактора, так и с использованием эксплуатационных данных. В результате было получено, что коэффициент гидравлического сопротивления ЭТВС с каналом увеличился в конце облучения не более чем на 10 %.

После завершения облучения были проведены послереакторные исследования, включающие в себя:

- визуальный осмотр с использованием радиационно стойкой телевизионной подводной камеры для определения состояния внешнего вида ЭТВС;
- измерение зазоров между твэлами с помощью щупов;
- гидростатическое взвешивание для оценки среднего значения распухания ЭТВС.

Сравнение результатов гидростатического взвешивания, проведённого до и после облучения, показало увеличение объёма первой ЭТВС на  $(22,5 \pm 3,5)$  см<sup>3</sup>, а второй — на  $(19,5 \pm 3,5)$  см<sup>3</sup>. Данное изменение, вероятно, обусловлено увеличением средней толщины твэла приблизительно на 0,05 мм, что согласуется с результатами измерений межтвэльных зазоров при помощи щупов. Из полученных результатов также следует, что при среднем выгорании урана-235 в ЭТВС примерно 60 % объём топливного сердечника твэлов увеличивается в среднем на 5–6 %, частиц уран-молибденового сплава — на 16–18 %, а среднее удельное увеличение объёма уран-молибденовых частиц составляет примерно 1,87 % на один процент разделившихся ядер.

В результате проведённых ресурсных испытаний достигнуто среднее выгорание урана-235 в обеих экспериментальных тепловыделяющих сборках более 60 % без признаков разгерметизации твэлов. Экспериментально подтверждена работоспособность ТВС типа ИРТ-3М с низкообогащённым уран-молибденовым топливом, что свидетельствует о возможности использования данного вида топлива в реакторах бассейнового типа ИР-8, ИРТ-МИФИ, ИРТ-Т.

#### Список литературы

1. С.В. Майнсков, Т.А. Осипова, В.В. Пименов и др. Исследования по обоснованию режимов испытаний головных экспериментальных топливных сборок типа ИРТ-3М с низкообогащённым топливом. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 24–27. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/go\\_2014\\_nauchn\\_sayt\\_0.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/go_2014_nauchn_sayt_0.pdf). Дата обращения: 03.06.2016.
2. А.Л. Ижутов, В.А. Старков, В.В. Пименов и др. Реакторные испытания тепловыделяющихборок типа ИРТ-3М с низкообогащённым ураномолибденовым топливом. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 23–25. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyu\\_godovoy\\_otchyot\\_zh\\_2015\\_na\\_sayt.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyu_godovoy_otchyot_zh_2015_na_sayt.pdf). Дата обращения: 26.12.2016.

*А.Л. Ижутов, В.А. Старков, В.В. Пименов, С.В. Майнсков*

## РЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО ДОСПЕКАНИЯ ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА УРАНА С РЕГЛАМЕНТИРОВАННОЙ МИКРОСТРУКТУРОЙ ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ 500–700 °С

Работоспособность твэлов при высоком выгорании топлива во многом определяется поведением сердечника — его физико-механическими, физико-химическими, теплофизическими свойствами, радиационной стойкостью, способностью к удержанию продуктов деления и прочим. Напряжение на оболочке, ограничивающее её эксплуатационные характеристики в стационарных и переходных режимах работы, зависит от давления газообразных продуктов деления и механического взаимодействия топлива и оболочки. Одним из направлений повышения работоспособности твэлов является оптимизация структуры и состава оксидного топливного сердечника. При этом наиболее



важными являются характеристики радиационной ползучести и доспекаания сердечника, определяющие напряжение на оболочке и, соответственно, ресурс эксплуатации твэла. Данные о методике и результатах исследования радиационной ползучести крупнозернистого оксидного топлива представлены в работах [1–3].

Для того чтобы оценить вклад доспекаемости в общую деформационную картину, после проведения предварительных нейтронно-физических и теплофизических расчётов облучательное устройство было модифицировано [4]:

- количество исследуемых образцов в облучательном устройстве увеличено с двух до десяти для более наглядного фиксирования деформации топливного сердечника;
- не предусмотрен нагружающий сильфон, так как исследование доспекаания топлива планировалось проводить без приложенной нагрузки.

На рис. 1.11 представлены результаты изменения размерных характеристик образцов при доспекании в условиях облучения в реакторе РБТ-6.

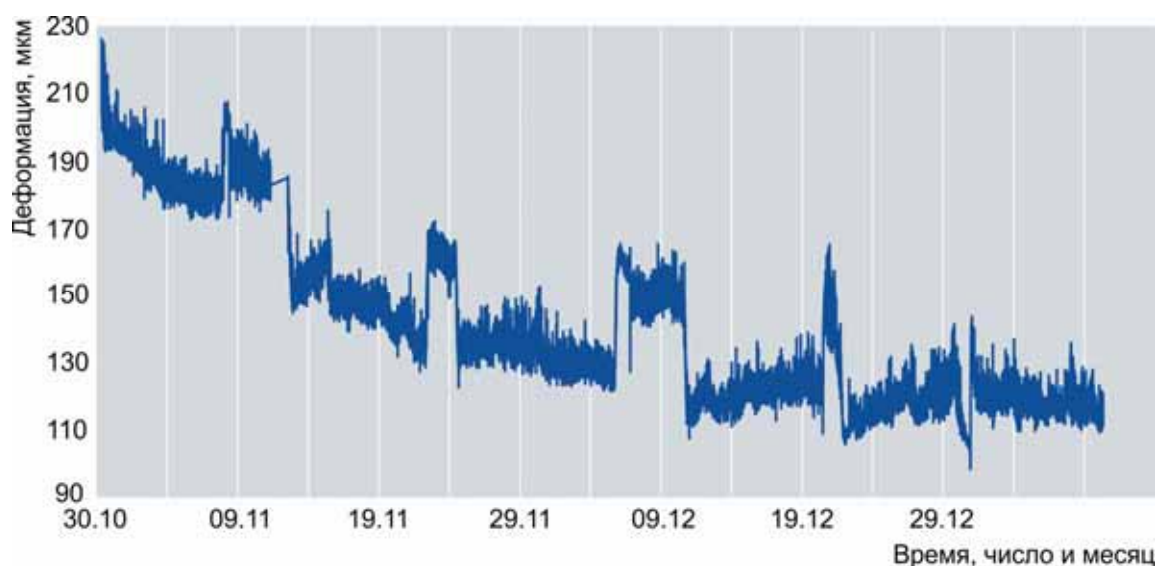


Рис. 1.11. Диаграмма деформации образцов при исследовании доспекаания оксидного топлива в условиях реакторного облучения

Были проведены послереакторные исследования образцов, извлечённых из облучательного устройства. Величина пористости в исследуемых образцах после облучения находилась в пределах 2,2–4,0 %, а средний размер пор — 1,2–1,3 мкм. Полученные данные могут быть использованы для прогнозирования напряжённо-деформированного состояния перспективного уранового оксидного топлива.

#### Список литературы

1. Ильиных Г.А., Серёдкин С.В. Методика и результаты исследования радиационной ползучести уранового оксидного топлива с большим размером зерна при температуре 700–1050 °С. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 37–44. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/go\\_2014\\_nauchn\\_sayt\\_0.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/go_2014_nauchn_sayt_0.pdf). Дата обращения: 27.12.2016.
2. Ильиных Г.А., Нуждов А.А., Палачёв П.С., Рогозянов А.Я. Методика и результаты исследования радиационной ползучести диоксида урана с регламентированной микроструктурой. — Годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР»,

2012. С. 33–35. — 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: 27.12.2016.
3. Малыгин В.Б., Михеев Е.Н., Федотов А.В. и др. Результаты реакторных исследований радиационной ползучести уранового оксидного топлива с большим размером зерна при температуре 700–1050 °С. — Сборник тезисов докладов X Российской конференции по реакторному материаловедению, Дмитровград, 27–31 мая 2013 года. — Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. С. 18.
  4. Ильиных Г.А., Серёдкин С.В., Ижутов А.Л. Разработка методики исследования радиационной доспекаемости уранового оксидного топлива с крупным размером зерна. — Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 46–52. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy\\_godovoy\\_otchyot\\_za\\_2015\\_na\\_sayt.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy_godovoy_otchyot_za_2015_na_sayt.pdf). Дата обращения: 27.12.2016.

*Г.А. Ильиных, С.В. Серёдкин, В.Е. Алексеев,  
Г.П. Кобылянский, И.Н. Волкова*

## ПРОВЕДЕНИЕ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ ОБРАЗЦОВ МЕТАЛЛА ОПОРНОЙ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ЧЕТВЁРТОГО БЛОКА НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

Нейтронное облучение образцов металла опорной конструкции реактора четвёртого энергоблока Нововоронежской АЭС — стали марки Ст3 — проводили по договору между ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"» и АО «ГНЦ НИИАР» в рамках программы работ на 2013–2016 годы по обоснованию прочности и ресурса оборудования и трубопроводов в границах третьего физического барьера четвёртого блока Нововоронежской АЭС при продлении срока эксплуатации до шестидесяти лет. Целью работы являлось проведение нейтронного облучения образцов для прогнозирования свойств металла опорной конструкции реакторов ВВЭР-440 при низкотемпературном облучении. Задача состояла в выполнении нейтронно-физических и теплофизических расчётов условий облучения для разработки конструкции облучательного устройства, его изготовления, проведении облучения образцов в реакторе РБТ-6 в течение около 36 эфф. сут и определении накопленного образцами флюенса за время облучения.

Образцы, предназначенные для облучения в реакторе РБТ-6, были изготовлены как из стали марки Ст3, вырезанной из опорной конструкции реактора четвёртого энергоблока Нововоронежской АЭС, так и стали той же марки в необлучённом состоянии (табл. 1.7). На образцы было нанесено никелевое покрытие для предотвращения коррозии.

Облучение образцов проводили в реакторе РБТ-6 в условиях омывающего потока теплоносителя активной зоны при температуре, равной приблизительно 60 °С. Для того чтобы создать поток теплоносителя через образцы, в ячейку активной зоны установили устройство для реакторного облучения из стали марки 12Х18Н10Т (рис. 1.12). Устройство представляло собой трубу квадратного сечения на уровне активной зоны, переходящую ниже в хвостовик (трубу круглого сечения) для фиксации в ячейке реактора. Внутри была размещена решётка-дно для установки кассеты

с образцами. Все элементы кассеты (рис. 1.13), имеющей десять отсеков для размещения образцов и два отсека для установки нейтронно-активационных детекторов, были выполнены также из стали марки 12Х18Н10Т.

Таблица 1.7

### Типоразмеры образцов

Тип	Исследуемый параметр	Габариты, мм			Количество, шт
		Высота	Ширина	Длина	
1	Вязкость разрушения при остановке трещины	12,5	30	82,5	10
2		12,5	30	31,5	10
3	Ударная вязкость при испытании на ударный изгиб	5	5	27,5	100
4	Механические свойства при кратковременном растяжении	5	Диаметр рабочей части и головки — 3 и 7 соответственно	27	50

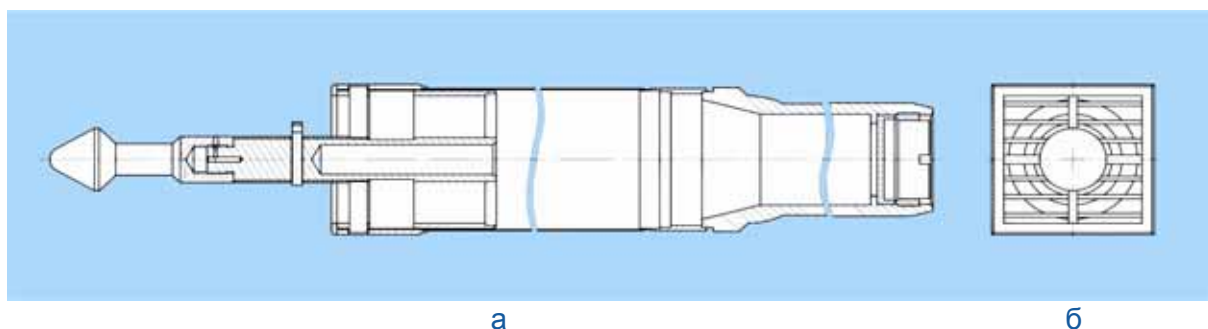


Рис. 1.12. Эскиз устройства для реакторного облучения (а) и его поперечное сечение (б)

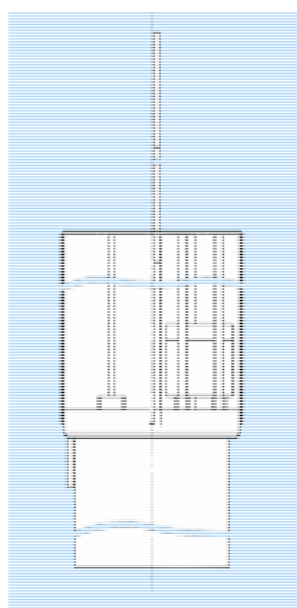


Рис. 1.13. Эскиз кассеты для образцов

Теплофизический расчёт проводили в модуле Flow Simulation программного комплекса SolidWorks. Для расчёта была построена трёхмерная модель на основе разработанной конструкторской документации. По результатам расчёта было установлено, что температура на образцах при реакторном облучении не превысит 60–61 °С.

Было проведено четыре цикла облучения (четыре кампании работы реактора). Общее время облучения с учётом времени выхода реактора на рабочую мощность 6 МВт составило 36,8 эфф. сут. Согласно результатам проведённого нейтронно-физического расчёта среднее значение флюенса нейтронов с энергией более 0,5 МэВ по образцам составляет  $6,36 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$ . Фактическая величина флюенса нейтронов, достигнутая на образцах за время облучения, была определена с помощью нейтронно-активационных детекторов. Измерения гамма-активности нейтронно-активационных детекторов на основе железа проводили на гамма-спектрометрической установке с детектором из высокочистого германия (HPGe) типа GEM-25185-P и многоканальным анализатором DSPECplus фирмы «Ортек» (табл. 1.8).

Таблица 1.8

**Результаты измерений  
нейтронно-активационных детекторов на основе железа**

Маркировка детектора	Расстояние*, мм	Флюенс нейтронов с энергией более 3 МэВ, $\times 10^{18} \text{ см}^{-2}$	Скорость реакции, $\times 10^{-12} \text{ с}^{-1}$	Активность на конец облучения, $\times 10^4 \text{ Бк}$
Fe/19	0	10,12	1,216	4,45
Fe/43	114	9,116	1,096	4,94

\* По высоте облучательного устройства относительно центральной плоскости активной зоны.

В соответствии с техническим заданием и календарным планом договора были выполнены следующие работы:

- разработана конструкция и изготовлено облучательное устройство, выполнены теплофизические расчёты условий облучения;
- проведены нейтронно-физические расчёты с целью определения плотности потока нейтронов с энергией более 0,5 МэВ, тепловыделения и расчёта времени облучения образцов из стали марки Ст3;
- проведён расчёт группового энергетического спектра нейтронов в местах расположения нейтронно-активационных детекторов и образцов;
- проведено облучение образцов в реакторе РБТ-6 при расчётной плотности потока быстрых (с энергией более 0,5 МэВ) нейтронов около  $2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ;
- определены расчётные значения флюенса нейтронов с энергией более 0,5 МэВ по итогам облучения;
- представлены данные о результатах измерения нейтронно-активационных детекторов на основе железа.

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

## МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО КАРБОНИТРИДНОГО ТОПЛИВА

С целью обоснования выбора конструкции облучательного устройства для проведения исследований по изучению контактной совместимости кандидатных материалов (вольфрам, молибден и сплавы на их основе) с карбонитридным топливом проведены нейтронно-физические и теплофизические расчёты. Предлагаемый вариант конструкции устройства, предназначенного для облучения в ячейке второго ряда отражателя реактора СМ, состоит из подвески с рабочим участком, содержащим три макета твэлов (рис. 1.14), и экрана. В состав каждого макета твэла входят две исследуемые и две вспомогательные топливные таблетки. Исследуемые таблетки изготавливают из уран-циркониевого карбонитрида  $\text{UZrCN}$  с обогащением топливной композиции по урану-235, равным

19,75 %. Вспомогательные таблетки изготавливают тоже из карбонитрида, но с пониженным содержанием урана-235, которое обеспечивается иным стехиометрическим составом или сниженным обогащением (до 0,7 %) по сравнению с исследуемыми таблетками. Между таблетками находятся проставки из тугоплавких материалов высотой от 1 до 2 мм. Экран с рабочей частью из гафния, представляющей собой цилиндрическую трубу на уровне активной зоны и служащий для уменьшения доли тепловых нейтронов в спектре, устанавливают в ячейку реактора перед загрузкой рабочего участка.

Для выполнения нейтронно-физического расчёта условий испытаний макетов твэлов моделирование облучательного устройства проводили с помощью имитатора IMCOR\_SM, созданного на базе прецизионной программы MCU-RR [1], реализующей алгоритм решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло. Для расчёта использовали два состояния активной зоны, соответствующих середине и концу кампании. В модели при расчёте состояния в середине кампании глубина погружения угловых компенсирующих органов принимали равной 127,5 мм, а при расчёте состояния в конце кампании угловые компенсирующие органы были полностью извлечены. При таком положении компенсирующих органов расчётное значение реактивности реактора находилось в пределах 0,1–0,7 %. В результате проведённых нейтронно-физических расчётов определена толщина гафниевого экрана, обеспечивающего максимальное тепловыделение в топливе до  $500 \text{ Вт/см}^3$ , в облучательном устройстве с капсулой из жаропрочной стали. Наружный диаметр гафниевого экрана равен 59,5 мм, толщина — 2,5 мм. Диаметр выбран таким образом, чтобы экран с обеих сторон равномерно омывался водой первого контура, что обеспечивает надёжное охлаждение. Если

при планировании эксперимента с применением капсулы из нержавеющей стали всё же будет необходимо понизить тепловыделение в исследуемых таблетках до  $500 \text{ Вт/см}^3$ , то это будет сделано за счёт незначительного увеличения толщины экрана. По результатам расчёта определено, что для достижения предельного выгорания по урану-235 в 40 % облучать макеты твэлов необходимо приблизительно семь лет.

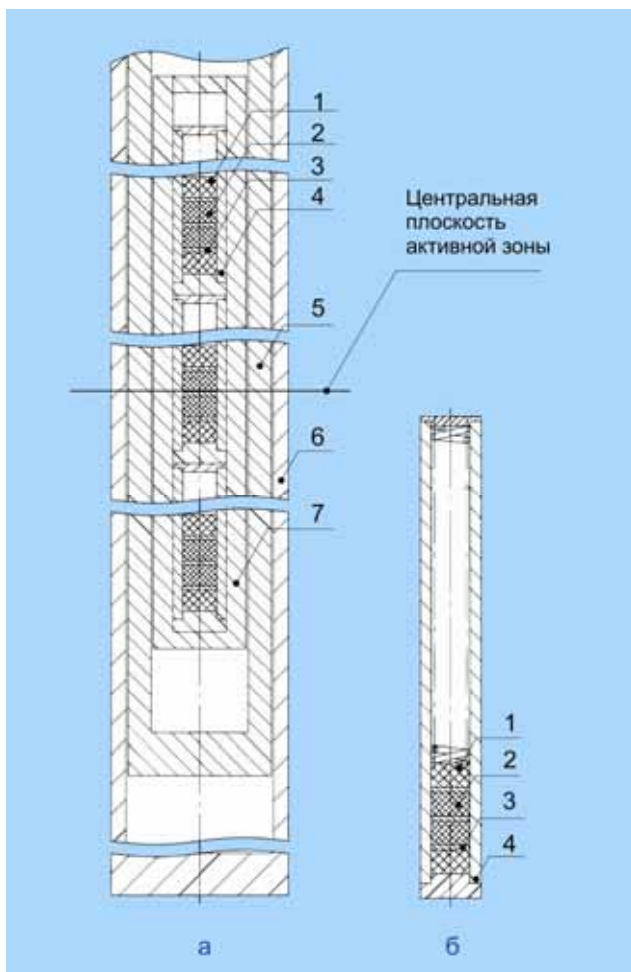


Рис. 1.14. Эскиз рабочего участка облучательного устройства (а) и макета твэла (б): 1 — вспомогательная таблетка; 2 — исследуемая таблетка; 3 — проставка; 4 — оболочка макета; 5 — корпус капсулы; 6 — корпус ампулы; 7 — молибденовый контейнер

Теплофизические расчёты облучательного устройства проводили с целью подбора величины зазоров между цилиндрическими элементами конструкции облучательного устройства, 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 задавались по результатам нейтронно-физических расчётов. Расчёты проведены с использованием программного комплекса конечно-элементного анализа ANSYS [2] в осесимметричной постановке, с учётом аксиальных потоков тепла и теплообмена излучением между элементами конструкции облучательного устройства.

В расчётах проведена оценка влияния изменения коэффициента теплопроводности газовой смеси (с учётом выхода газообразных продуктов деления (рис. 1.15) в процессе облучения и изменения зазора между топливом и оболочкой за счёт температурного расширения и радиационного распухания топливных элементов) на температуру топлива и элементов конструкции облучательного устройства.

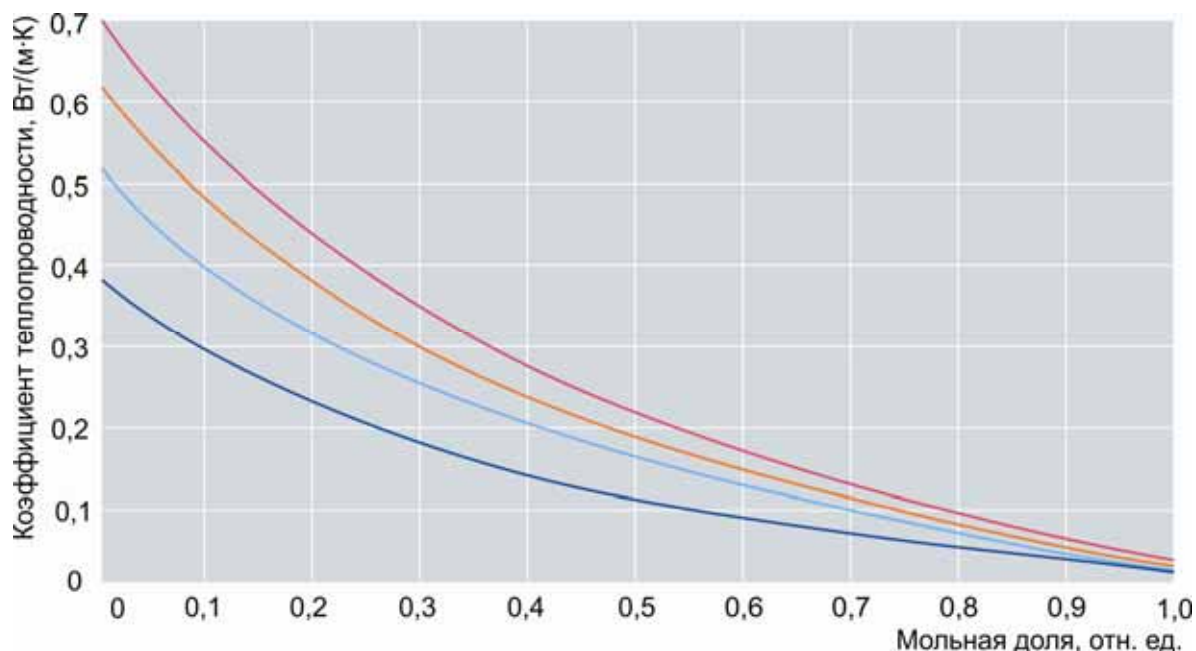


Рис. 1.15. Зависимость коэффициента теплопроводности газовой смеси гелия, ксенона и криптона от мольной доли стабильных газообразных продуктов деления при температуре 1 000 (—), 1 500 (—), 2 000 (—) и 2 500 (—) К

Результаты расчётов температуры топлива и элементов конструкции облучательного устройства с капсулой из жаропрочной стали 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. 1.16. Опыт испытания подобных устройств в ячейках отражателя второго ряда показывает, что в облучательных устройствах такой конструкции возможно увеличение температуры облучения на 200–300 °С за счёт создания разрежения газа в полости капсулы.

Таким образом, в устройствах с малыми зазорами между молибденовым контейнером и корпусом капсулы и между корпусами ампулы и капсулы, как и при использовании корпуса капсулы из нержавеющей стали, возможно поддержание в процессе облучения температуры топлива, близкой к 1 600 К.

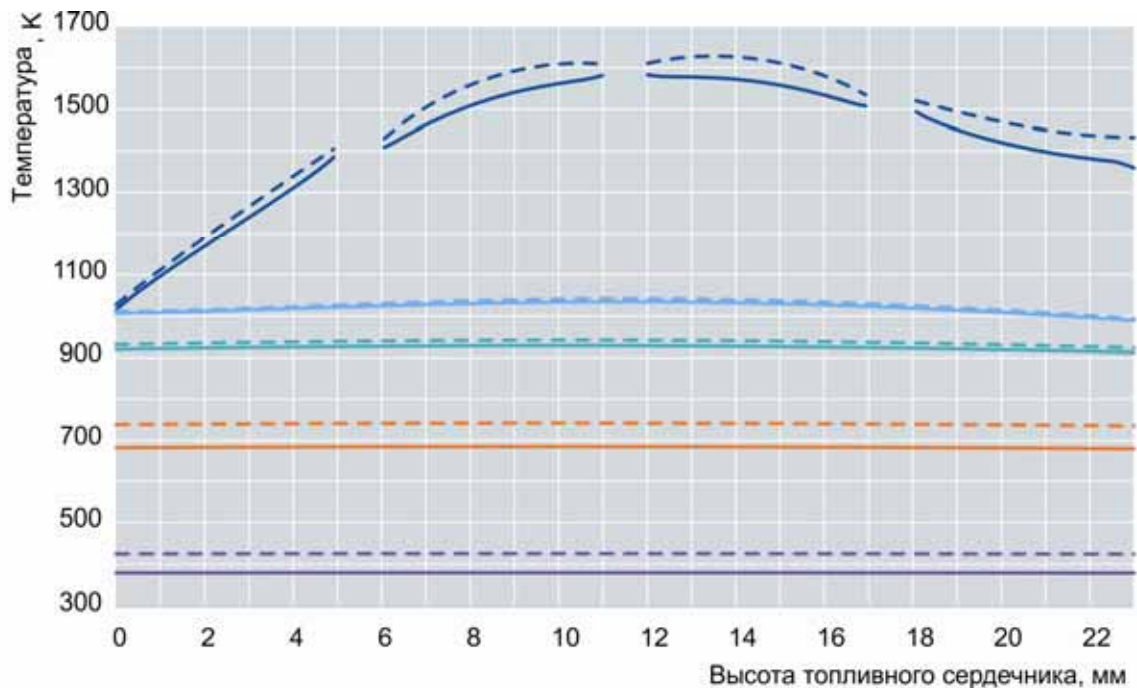


Рис. 1.16. Распределение температуры в облучательном устройстве: по центру (---) и на поверхности (—) таблетки, на внутренней и внешней поверхности вольфрамовой оболочки (--- и — соответственно), молибденового контейнера (--- и —), капсулы из жаропрочной стали (--- и —)

#### 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*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛНОТЫ РАЗЛОЖЕНИЯ АММИАКА В УСЛОВИЯХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА РЕАКТОРА СМ

В рамках международного контракта с компанией «Арева» (Франция) в реакторе СМ проведены методические эксперименты по подготовке к испытаниям для изучения коррозионного растрескивания под напряжением образцов сплава 718. По условиям контракта исследования должны проводиться в условиях борно-литиевого с дозированием газообразного водорода водно-химического режима реакторов типа PWR.

## Нормируемые параметры теплоносителя:

Водородный показатель (рН).....	7,2–7,4
Концентрация, мг/кг:	
лития .....	5,0–5,5
борной кислоты .....	6,9–8,3
железа .....	Менее 0,05
хлоридов .....	Менее 0,05
сульфатов .....	Менее 0,05
Содержание газа, нсм <sup>3</sup> /кг:	
водорода .....	30–70
кислорода .....	Менее 0,0035

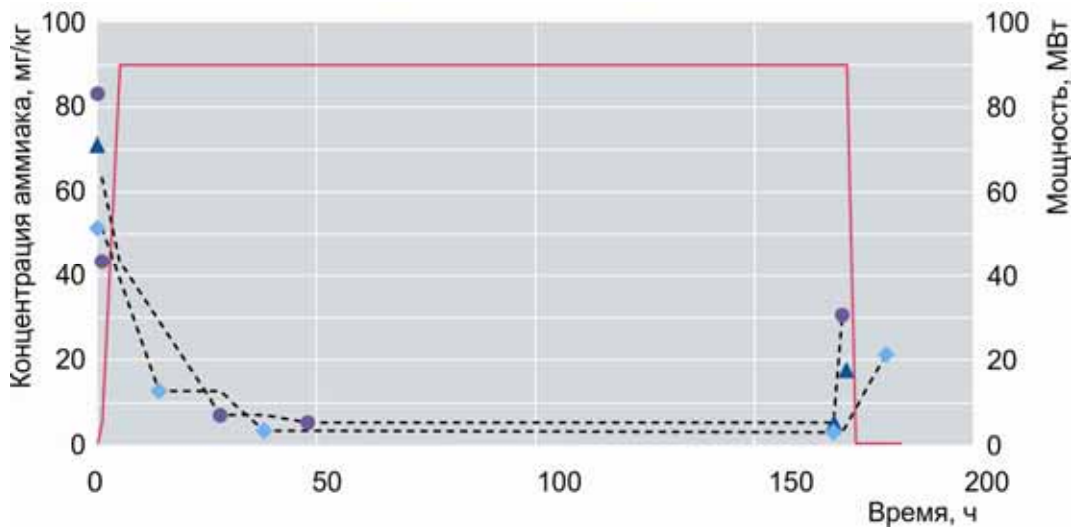
В целях безопасности заданные значения концентрации водорода предполагается получать путём радиационного разложения аммиака, добавляемого в теплоноситель:  $2\text{NH}_3 = \text{N}_2 + 3\text{H}_2$ . В этом случае стехиометрическая концентрация аммиака при условии его полного разложения должна составлять 15–36 мг/кг. Однако данный процесс является обратимым и многоступенчатым [1], на его протекание влияют как радиационно-термические условия (мощность излучения, температура, давление), так и химические (наличие борной кислоты, кислорода, азота, который в реакторе СМ применяют для поддержания давления). Поэтому на практике обычно проводят специальные уточняющие исследования.

При организации водно-химического режима одной из задач было установление полноты радиационно-термического разложения аммиака в условиях двух экспериментальных ампульных каналов ближнего и среднего ряда отражателя активной зоны реактора СМ, отличающихся плотностью потока быстрых нейтронов, в составе стенда сопровождения эксперимента, особенностью которого является отсутствие циркуляции теплоносителя. Температуру теплоносителя при работе реактора на мощности поддерживали на уровне 300 °С, давление — 15,7 МПа. Анализировали концентрацию аммиака в теплоносителе на различных этапах работы реактора СМ: в исходном состоянии, в течение первых двух суток работы на мощности, перед остановкой и после неё. Исследования проводили для каждого канала в отдельности в течение трёх и двух микрокампаний соответственно. После установки канала с облучательным устройством в реактор и его подключения к стенду сопровождения весь контур проливали дистиллятом до полного устранения хлорид-ионов и только затем заполняли теплоносителем с необходимым количеством реагентов. Изначально приготовили раствор с заданной концентрацией компонентов и концентрацией аммиака заведомо больше расчётной величины, затем снизили до нормируемого значения. Показано (рис. 1.17), что вне зависимости от исходного значения, аммиак практически полностью разлагается. После снижения мощности реактора концентрация аммиака в контуре растёт, что объясняется попаданием свежей порции теплоносителя из компенсатора объёма во время снижения температуры.

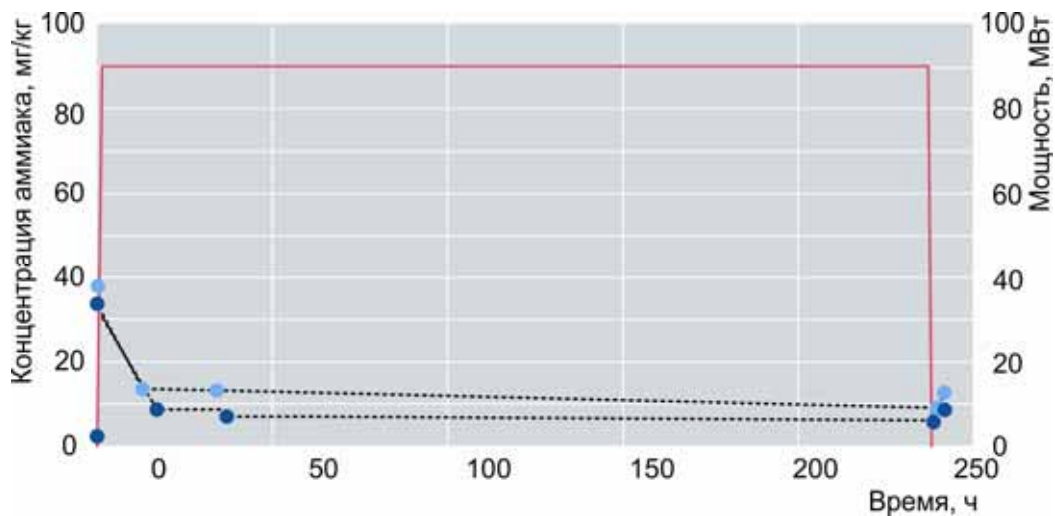
Результаты исследований показывают, что при работе реактора СМ на мощности расчётные значения концентрации аммиака (15–36 мг/кг) в условиях ампульных каналов ближнего и среднего ряда отражателя активной зоны в составе стенда сопровождения эксперимента обеспечивают заданные значения содержания водорода (30–70 нсм<sup>3</sup>/кг). Дополнительно в ходе методических экспериментов была также отработана технология поддержания концентрации борной кислоты и ионов лития — основных координирующих реагентов данного типа водно-химического режима — с учётом их поведения в условиях реакторного облучения [2]. Выполнен-



ные эксперименты в совокупности с нейтронно-физическими расчётно-экспериментальными исследованиями и инженерно-конструкторскими решениями позволили приступить непосредственно к проведению испытаний опытных образцов.



а



б

Рис. 1.17. Разложение аммиака в канале ближнего (а) и среднего (б) ряда отражателя для различных микрокампаний при изменении мощности реактора СМ (—)

#### Список литературы

1. Пикаев А.К., Кабакчи С.А., Макаров И.Е. Высокотемпературный радиоллиз воды и водных растворов. — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 136 с.
2. Герасимов В.В., Касперович А.И., Мартынова О.И. Водный режим атомных электростанций. — М.: Атомиздат, 1976. — 400 с.

А.Л. Ижуров, А.Л. Петелин,  
О.Н. Владиморова, С.А. Сазонтов,  
С.В. Серёдкин, Э.В. Зюзина, Л.В. Афанасьева

## ОБЕСПЕЧЕНИЕ ТРЕБУЕМОГО СООТНОШЕНИЯ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ С ДВУМЯ ПАРАЛЛЕЛЬНЫМИ КАНАЛАМИ

В настоящее время в реакторе БОР-60 в составе облучательного устройства испытывают твэлы с перспективным видом ядерного топлива. Для обеспечения требуемых условий испытаний облучательное устройство включает в себя (рис. 1.18):

- твэльный нагреватель для повышения температуры теплоносителя на входе в устройство до параметров, присущих промышленным реакторам на быстрых нейтронах [1];
- элементы с замедлителем (гидрид циркония) для повышения тепловыделения и темпа выгорания топлива в испытываемых твэлах [2].

Во внутреннюю полость корпуса облучательного устройства установлена гильза, а в гильзу — подвеска. Твэлы нагревателя подвешены на гребёнке, которая закреплена на гильзе, а исследуемые твэлы — на гребёнке, которая закреплена в подвеске. Корпус устройства содержит отверстия для направленного потока теплоносителя. Стержни с замедлителем нейтронов закреплены в корпусе. В нижней части корпуса — газовая полость для теплоизоляции от соседних штатных тепловыделяющихборок.

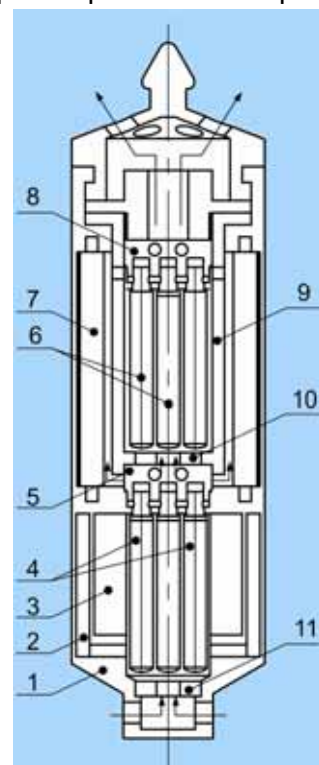


Рис. 1.18. Схема облучательного устройства для испытания твэлов: 1 — корпус; 2 — газовая полость; 3 — втулка вытеснителя; 4 — твэлы нагревателя; 5 — гребёнка нагревателя; 6 — исследуемые твэлы; 7 — элемент с замедлителем нейтронов; 8 — гребёнка; 9 — гильза; 10 — дроссельная шайба гильзы; 11 — дроссельная шайба корпуса

При проведении реакторных испытаний поток теплоносителя первого контура реактора через отверстия в хвостовике попадает во внутреннюю полость корпуса, нагревается твэлами нагревателя до заданной температуры и разделяется на два параллельных потока. Один из них контактирует с наружной поверхностью исследуемых твэлов, а второй служит для охлаждения стержней замедлителя, расположенных на периферии облучательного устройства. В верхней части пучка исследуемых твэлов оба потока соединяются, и теплоноситель через боковые отверстия в головке выходит из внутренней полости устройства.

В результате проведённых на стадии разработки облучательного устройства теплогидравлических расчётов были определены значения расхода теплоносителя через устройство, полости с исследуемыми твэлами и элементами с замедлителем, соотношение между которыми необходимо было обеспечить при проведении испытаний в требуемых температурных условиях. Для этого в корпус и гильзу облучательного устройства установили дроссельные шайбы, внутренний диаметр которых определяли экспериментальным путём.

Расход теплоносителя через облучательное устройство определяется влиянием дополнительного гидравлического сопротивления, вносимого установкой дроссельной шайбы № 1. Дроссельная шайба № 2 распределяет общий расход теплоносителя по двум параллельным каналам через исследуемые твэлы и стержни с замедлителем.

На первом этапе экспериментальных исследований на специальном стенде для проведения проливки экспериментальных устройств ядерных реакторов были определены гидравлические характеристики облучательного устройства в зависимости от внутреннего диаметра дроссельной шайбы № 1. Эти экспериментальные данные позволили подобрать и установить в корпус устройства дроссельную шайбу, обеспечивающую требуемое значение общего расхода теплоносителя. На втором и третьем этапах экспериментальных исследований аналогично с первым этапом были получены гидравлические характеристики облучательного устройства с закрытыми отверстиями в наконечнике гильзы и полости с исследуемыми твэлами. В результате анализа гидравлических характеристик, определённых на втором и третьем экспериментальных этапах, получена гидравлическая характеристика канала с исследуемыми твэлами и установленной дроссельной шайбой № 1, что было необходимо для обеспечения требуемого значения расхода теплоносителя через полость, в которой размещены исследуемые твэлы. Эта гидравлическая характеристика зависит от внутреннего диаметра дроссельной шайбы № 2. На четвертом этапе экспериментальных исследований был установлен внутренний диаметр дроссельной шайбы № 2, соответствующий требуемой гидравлической характеристике. Для этого варьировали внутренний диаметр дроссельной шайбы № 2 и определяли гидравлические характеристики канала с исследуемыми твэлами (рис. 1.19).

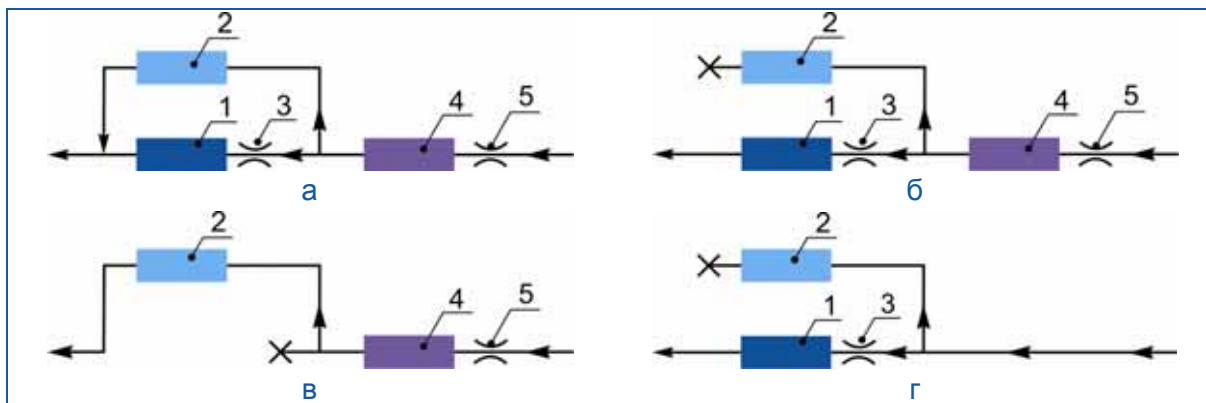


Рис. 1.19. Гидравлическая схема облучательного устройства на первом (а), втором (б), третьем (в) и четвёртом (г) экспериментальных этапах: 1 — канал пучка исследуемых твэлов; 2 — канал стержней с замедлителем; 3 — дроссельная шайба № 2; 4 — канал пучка твэлов нагревателя; 5 — дроссельная шайба № 1

Экспериментальным путём были обеспечены значения расхода теплоносителя через облучательное устройство и полость с исследуемыми твэлами, необходимые для проведения испытаний при требуемых температурных условиях облучения. Выполненный в дальнейшем методический эксперимент в реакторе БОР-60 по измерению температуры в облучательном устройстве подтвердил правильность принятых технических решений.

#### Список литературы

1. Патент 2524683 С1, Российская Федерация, <sup>(51)</sup>МПК G21C17/00 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания материалов в ядерном реакторе / Ерёмин С.Г., Плотников А.И., Жемков И.Ю. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: <http://www1.fips.ru/wps/portal/Registers/>. Дата обращения: 22.12.2016.
2. Патент 2560919 С1, Российская Федерация, <sup>(51)</sup>МПК G21C23/00 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытаний ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах / Ерёмин С.Г., Плотников А.И., Жемков И.Ю., Варивцев А.В. — Официальный сайт

ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: <http://www1.fips.ru/wps/portal/Registers/>. Дата обращения: 21.12.2016.

*А.В. Боев, И.Ю. Жемков, А.Н. Козолуп,  
Н.С. Погляд, А.И. Плотников, М.Г. Шаронова*

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЗАМЕДЛИТЕЛЯ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКЕ РЕАКТОРА БОР-60

В реакторе БОР-60 проводят испытания различных видов ядерного топлива для перспективных реакторов на быстрых нейтронах, при этом первоочередной задачей является обеспечение требуемых условий испытаний, в максимальной степени соответствующих проектным условиям эксплуатации того или иного вида топлива. Важнейшими регламентируемыми параметрами при испытаниях экспериментальных твэлов являются темп выгорания топлива и линейная тепловая нагрузка, которые зависят от скорости делений ядер топлива в твэлах.

Обогащение испытываемых топливных композиций по делящимся нуклидам обычно значительно ниже (10–20 %), чем обогащение штатного ядерного топлива реактора БОР-60 (около 70 %). Плотность потока нейтронов в реакторе БОР-60 также зачастую ниже (до  $3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ), чем в проектируемых реакторах на быстрых нейтронах, топливо которых подлежит испытанию. В результате скорость делений ядер топлива в исследуемых твэлах относительно низка и не обеспечивает требуемых тепловых нагрузок и темпов выгорания топлива. Ранее для решения данной проблемы использовалось два метода:

- 1) увеличение обогащения испытываемого ядерного топлива (повышение темпа выгорания и линейной тепловой нагрузки);
- 2) увеличение диаметра испытываемых твэлов (повышение линейной тепловой нагрузки).

Данные методы по отдельности и в комбинации не могли в достаточной мере обосновать применимость полученных в реакторе БОР-60 результатов к другим реакторам на быстрых нейтронах. Однако существует возможность повышения скорости путём снижения энергии нейтронов, что достигается размещением элементов с замедлителем нейтронов вблизи исследуемых твэлов.

Для увеличения скорости реакции деления ядер топлива в экспериментальных твэлах предлагается заменить в разборной ЭТВС, применяемой для проведения реакторных испытаний различных видов ядерного топлива в реакторе БОР-60 (рис. 1.20), часть твэлов на элементы с замедлителем нейтронов. Рассмотрены различные материалы на основе эффективных замедлителей нейтронов, содержащих легкие атомы: водород, бериллий, углерод, бор-11. Выполненные исследования показали, что наиболее перспективным замедлителем для реакторов на быстрых нейтронах является гидрид циркония ( $\text{ZrH}_x$ ), поскольку его замедляющая способность высока, а в реакторах БОР-60 и БН-600 имеется многолетний опыт его применения для локального смягчения спектра нейтронов в боковом экране (наработка радионуклидов) и стержнях системы управления и защиты (нейтронная ловушка).

Для обоснования конструкции ЭТВС с замедляющими элементами проведены расчёты по прецизионному коду MCU-RR. В расчётах рассмотрены три варианта исполнения экспериментальных тепловыделяющих сборок (рис. 1.21).

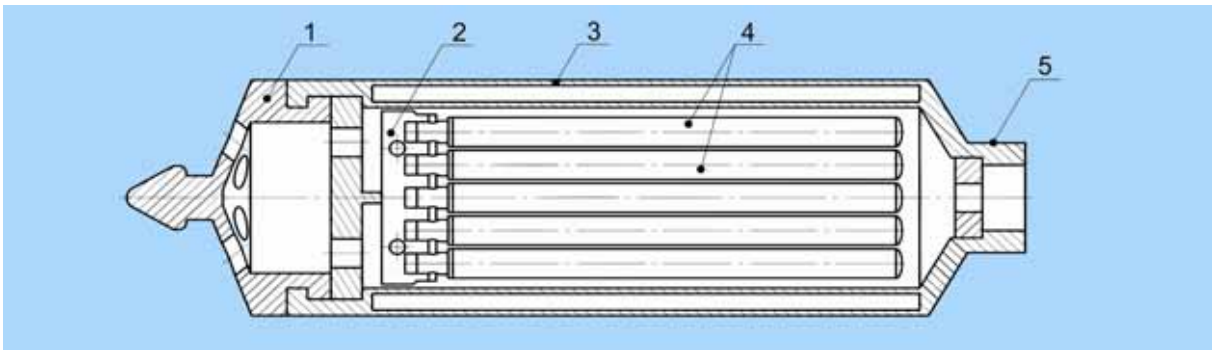


Рис. 1.20. Продольное сечение ЭТВС: 1 — съёмная головка; 2 — дистанционирующая решётка; 3 — чехол; 4 — пучок твэлов; 5 — хвостовик

Результаты расчётов показывают, что размещение элементов с замедлителем позволяет значительно увеличить число тепловых и эпитепловых нейтронов в области расположения экспериментальных твэлов. При этом доля быстрых нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ) в плотности потока и скорость набора повреждающей дозы в стали уменьшаются незначительно: 1,00; 0,98 и 0,97 отн. ед. для первого, второго и третьего вариантов твэлов соответственно.

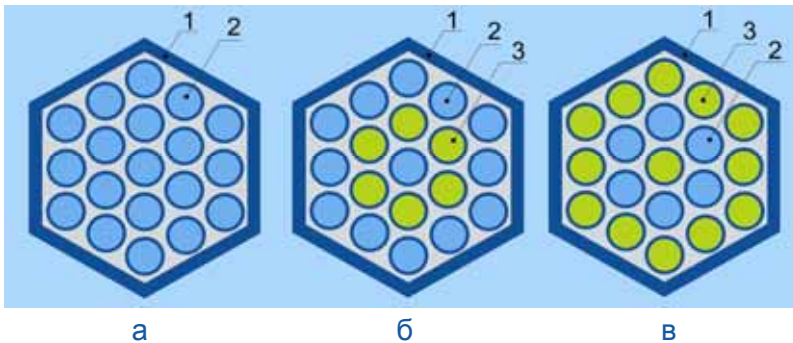


Рис. 1.21. Поперечное сечение ЭТВС первого (а), второго (б) и третьего (в) вариантов исполнения: 1 — чехол, 2 — твэл, 3 — элемент с замедлителем

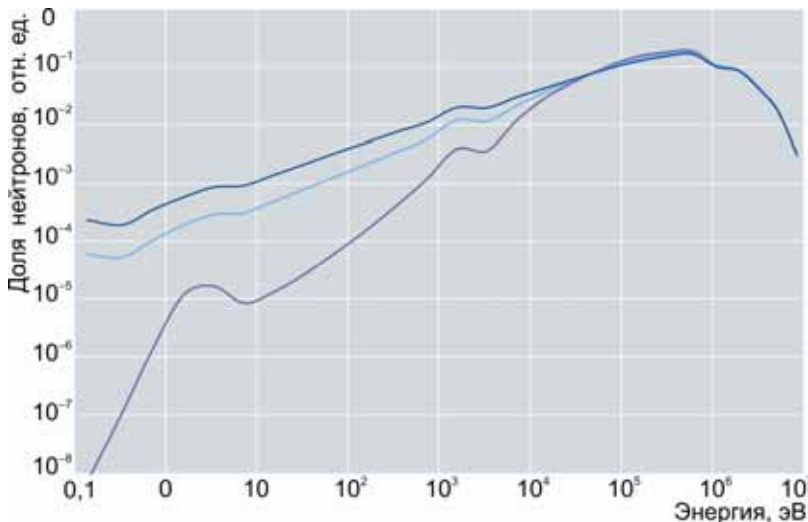


Рис. 1.22. Спектры нейтронов в твэлах первого (---), второго (—) и третьего (—) вариантов исполнения

Для этих трёх вариантов на рис. 1.22 представлены спектры нейтронов, усреднённые по топливной части твэлов ЭТВС (26 групп библиотеки сечений БНАБ), а на рис. 1.23 — аксиальные распределения средней по всем твэлам линейной тепловой нагрузки, нормированной на тепловую мощность реактора (50 МВт). Координата отсчитывается относительно центральной плоскости активной зоны.

Применение ЭТВС с замедлителем значительно расширяет экспериментальные возможности реактора БОР-60 в части испытаний перспективных видов топлива. Предложенное техническое решение, защищённое патентом Российской Федерации на изобретение\*, позволяет формировать для экспери-

\* Патент 2560919 С1, Российская Федерация, <sup>(51)</sup>МПК G21C23/00 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытаний ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах / Ерёмин С.Г., Плотников А.И., Жемков И.Ю., Варивцев А.В. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: <http://www1.fips.ru/wps/portal/Registers/>. Дата обращения: 21.12.2016.

ментальных твэлов требуемые условия облучения в широком диапазоне, включая темп выгорания топлива, линейную плотность теплового потока твэлов, спектр нейтронов, соотношение повреждающей дозы и выгорания топлива. При необходимости можно достичь более значительного смягчения спектра нейтронов в твэлах за счёт увеличения количества элементов с замедлителем в ЭТВС или диаметра замедляющих элементов (насколько позволяет геометрия твэлов и внутреннего пространства экспериментальных тепловыделяющих сборок) или применения в качестве замедлителя гидрида циркония в виде таблеток или прутков с более высокой плотностью.

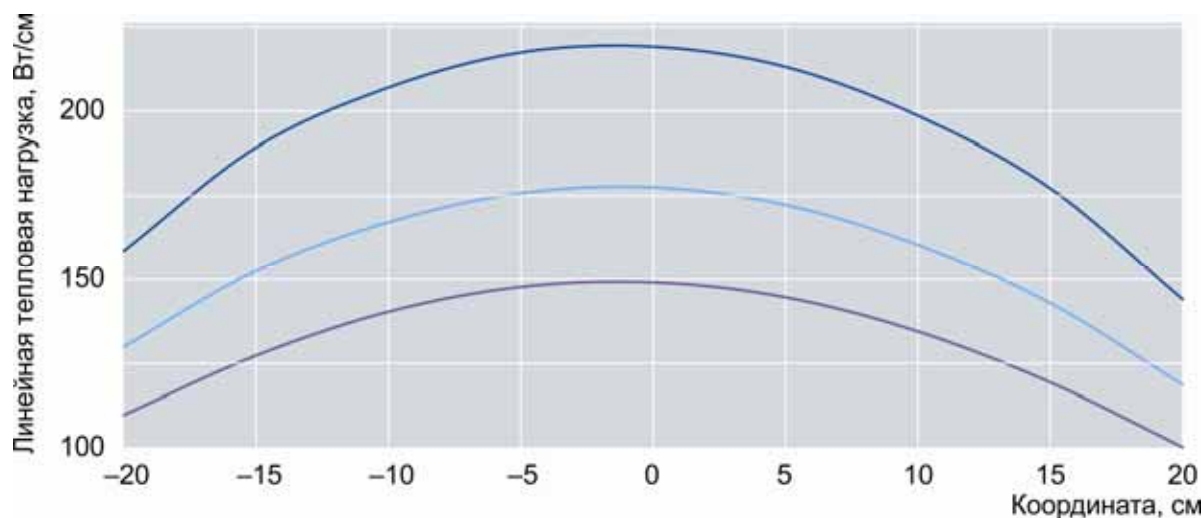


Рис. 1.23. Аксиальное распределение линейной тепловой нагрузки для первого (—), второго (—) и третьего (—) вариантов твэлов

В настоящее время в реакторе БОР-60 облучаются твэлы с перспективным видом топлива в составе ЭТВС с замедлителем.

*И.Ю. Жемков, А.В. Варивцев,  
А.В. Боев, Н.С. Погляд, Ю.В. Набойщиков*

## РАЗРАБОТКА ЭКСПРЕСС-МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ ГАЗОНАКОПЛЕНИЯ В КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ, ОБЛУЧАЕМЫХ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Основными параметрами, определяющими продолжительность использования конструкционных материалов в активной зоне реактора, являются флюенс нейтронов и накопленная повреждающая доза в материале. Кроме указанных параметров, важной характеристикой, влияющей на свойства конструкционных материалов под действием облучения и правильность интерпретации полученных результатов, является газонакопление. Накопление газообразных элементов в конструкционных материалах зависит от их нуклидного состава, спектра нейтронов и продолжительности облучения (флюенса нейтронов) в реакторе.

Образование газов в облучаемых конструкционных материалах может быть рассчитано с использованием различных специализированных программных комплексов, но выполнение расчётов по данным программам требует значительных временных затрат. Разработка же экспресс-методики оценки газонакопления позволит оперативно

определять накопление газов в облучаемых в реакторе БОР-60 конструкционных материалах, а также оценивать газообразование в материалах до их постановки в реактор на облучение.

Расчётные исследования проводились для современного состояния реактора БОР-60 и были направлены на поиск корреляции значений газообразования в конструкционных материалах и флюенса нейтронов различных энергий. На рис. 1.24 представлены спектры нейтронов в центральной плоскости активной зоны в экспериментальной нетопливной сборке, установленной во втором ряду (область А), и на верхней границе активной зоны в экспериментальной нетопливной сборке, установленной в седьмом ряду активной зоны на границе с боковым экраном (область В). Из представленных данных видно, что спектр нейтронов, а следовательно, и газообразование в конструкционных материалах могут отличаться значительно в различных областях активной зоны реактора БОР-60. Следует отметить, что во времени спектр нейтронов практически не меняется и является довольно стабильной характеристикой реактора БОР-60, которая определяется в основном ближайшим окружением сборки.

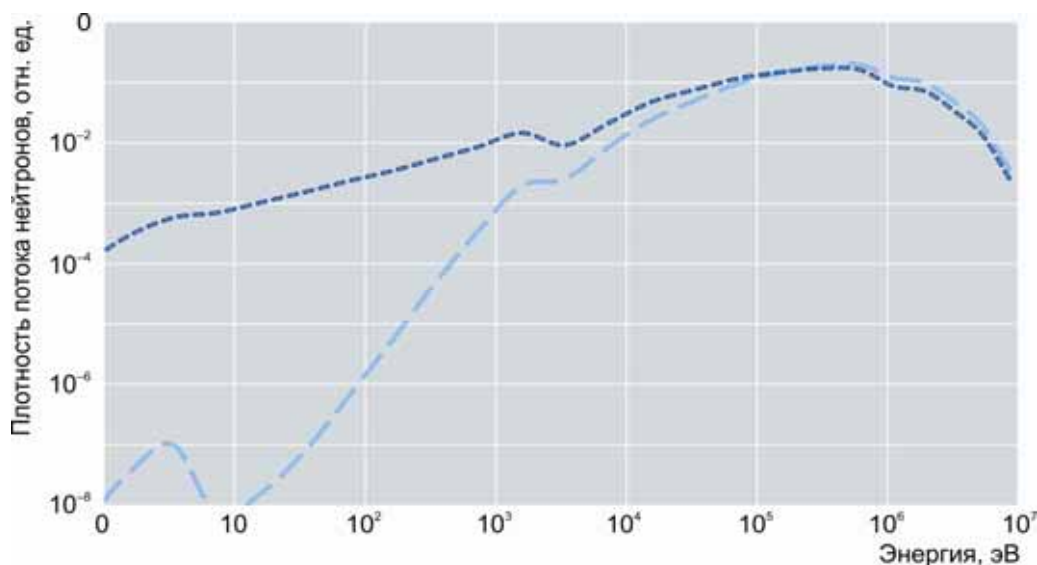


Рис. 1.24. Диапазон изменения спектра нейтронов в активной зоне реактора БОР-60 в областях А (—) и В (---)

Для оценки газообразования в конструкционных материалах использовали принцип суммирования значений удельного вклада накопленных атомов газов от различных изотопов. В качестве исходных элементов, входящих в состав конструкционных материалов, были выбраны углерод, алюминий, кремний, ванадий, хром, железо, никель, медь, цирконий, ниобий, молибден, тантал, вольфрам и свинец с естественным изотопным составом. Определяли накопление таких газов, как водород, гелий, азот, кислород, фтор, неон, аргон и криптон. Из полученных данных следует, что при облучении исходных изотопов наработка атомов различных газов значительно отличается. Однако газообразование в сталях практически полностью определяется накоплением водорода и гелия, вклад остальных газов не превышает 0,01 %, поэтому в данной методике накопление других газов не рассматривали.

Согласно результатам исследований накопление водорода и гелия для большинства исходных изотопов конструкционных материалов линейно зависит от набранного флюенса нейтронов и в общем случае газообразование будет определяться формулой

$$N_i = m_{\text{обр}} \sum_j k_i^j \Phi_i^j a^j, \quad (1.1)$$

где  $m_{\text{обр}}$  — масса образца, г;

$k_i^j$  — скорость накопления  $i$ -го газа при облучении  $j$ -го изотопа, ат.\* · см<sup>2</sup>/г;

\* Ат. — атом.

$\Phi_i^j$  — флюенс нейтронов, при котором зависимость от места облучения в активной зоне реактора БОР-60  $j$ -го изотопа конструкционных материалов минимальна;  
 $a^j$  — массовая доля облучённого исходного изотопа, отн. ед.

Единственным исключением наблюдаемой линейной зависимости газонакопления от флюенса нейтронов является образование водорода из углерода, которое подчиняется зависимости

$$N_H = m_{\text{обр}} a^c (b_3 \Phi_{H,C}^3 + b_2 \Phi_{H,C}^2 + b_1 \Phi_{H,C}), \quad (1.2)$$

где  $b_3, b_2, b_1$  — полиномиальные коэффициенты.

Наилучшая корреляция значений накопления водорода и гелия для большинства изотопов конструкционных материалов достигается для нейтронов с энергией свыше 1,0 МэВ. Как известно, в 26-групповой библиотеке констант БНАБ, используемой при сопровождении эксплуатации реактора БОР-60, граница групп не содержит значение 1,0 МэВ, поэтому для простоты дальнейшего использования выбиралась ближайшая группа. В табл. 1.9 представлены значения скорости накопления водорода и гелия в зависимости от флюенса нейтронов, при котором место облучения исходных изотопов конструкционных материалов в активной зоне реактора БОР-60 не важно.

Таблица 1.9

### Скорость накопления водорода и гелия в зависимости от флюенса нейтронов

Элемент	Водород			Гелий		
	Группы БНАБ	Энергетический диапазон нейтронов, МэВ	Скорость накопления атомов газа, ат. · см <sup>2</sup> /г	Группы БНАБ	Энергетический диапазон нейтронов, МэВ	Скорость накопления атомов газа, ат. · см <sup>2</sup> /г
Железо	1–5	0,8–10,5	$5,15 \cdot 10^{-5}$	1–6	0,4–10,5	$1,12 \cdot 10^{-6}$
Хром	1–5	0,8–10,5	$3,24 \cdot 10^{-5}$	1–5	0,8–10,5	$1,05 \cdot 10^{-6}$
Никель	1–6	0,4–10,5	$4,08 \cdot 10^{-4}$	1–7	0,2–10,5	$1,50 \cdot 10^{-5}$
Кремний	1–5	0,8–10,5	$9,43 \cdot 10^{-5}$	1–5	0,8–10,5	$4,35 \cdot 10^{-5}$
Медь	1–5	0,8–10,5	$1,38 \cdot 10^{-4}$	1–5	0,8–10,5	$2,34 \cdot 10^{-6}$
Углерод	1–10	0,0215–10,5	*	1–5	0,8–10,5	$6,36 \cdot 10^{-5}$
Алюминий	1–5	0,8–10,5	$7,23 \cdot 10^{-5}$	1–5	0,8–10,5	$1,20 \cdot 10^{-5}$
Ванадий	1–5	0,8–10,5	$6,14 \cdot 10^{-6}$	1–5	0,8–10,5	$1,57 \cdot 10^{-7}$
Цирконий	1–5	0,8–10,5	$9,36 \cdot 10^{-7}$	1–11	0,01–10,5	$4,66 \cdot 10^{-8}$
Ниобий	1–5	0,8–10,5	$2,09 \cdot 10^{-6}$	1–5	0,8–10,5	$5,44 \cdot 10^{-7}$
Молибден	1–5	0,8–10,5	$9,00 \cdot 10^6$	1–9	0,0465–10,5	$9,90 \cdot 10^8$
Свинец	1–5	0,8–10,5	$3,53 \cdot 10^{-10}$	1–9	0,0465–10,5	$2,43 \cdot 10^8$

\* Полиномиальные коэффициенты, равные  $1,74 \cdot 10^{-56}$  ат. · см<sup>6</sup>/г;  $2,37 \cdot 10^{-34}$  ат. · см<sup>4</sup>/г и  $1,06 \cdot 10^{-11}$  ат. · см<sup>2</sup>/г, соответственно зависимости (1.2).

Из анализа результатов исследования следует, что методическая неопределённость для большинства изотопов, за исключением накопления водорода из углерода, которое не подчиняется линейному закону, не превышает  $\pm 2\%$ . Однако выход водорода из углерода на несколько порядков ниже его выхода из остальных изотопов конструкционных материалов. Кроме того, массовая доля самого углерода в большинстве конструкционных материалов, облучаемых в реакторе БОР-60, не превышает 1%, а значит, неопределённостью, вносимой в итоговое газонакопление водорода из углерода, можно пренебречь. Исключением также являются изотопы (сами изотопы или



дочерние ядра, образованные в процессе облучения), в которых накопление гелия в различных спектрах отличается: молибден, никель, медь и железо. Неопределённость, вносимая данными изотопами вне зависимости от их доли в исходных конструкционных материалах, не превышает  $\pm 5\%$ .

Ограничением применимости разработанной экспресс-методики является невозможность учёта ряда изотопов, содержащихся в конструкционных материалах (например, тантала и вольфрама), для которых сложно определить явную зависимость накопления от флюенса нейтронов при облучении в различных областях активной зоны реактора.

*Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков*

## ХАРАКТЕРИСТИКИ ИННОВАЦИОННОЙ МИШЕНИ ДЛЯ НАКОПЛЕНИЯ МОЛИБДЕНА-99 НА ОСНОВЕ НИЗКООБОГАЩЁННОГО УРАНА И РЕЗУЛЬТАТЫ ЕЁ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

В АО «ГНЦ НИИАР» спроектирована, изготовлена и испытана инновационная кольцевая мишень для наработки молибдена-99, в которой сердечник из интерметаллида урана  $UAl_3$  с обогащением урана по изотопу урана-235 менее 20 % заключён в тонкостенную оболочку из алюминиевого сплава (рис. 1.25). Сердечник выполнен в виде свободной засыпки порошка интерметаллида урана с размером частиц 50–200 мкм и пористостью 40–50 %. Наличие насыпного сердечника даёт возможность после разборки облучённой мишени в начале процесса радиохимической переработки использовать при растворении

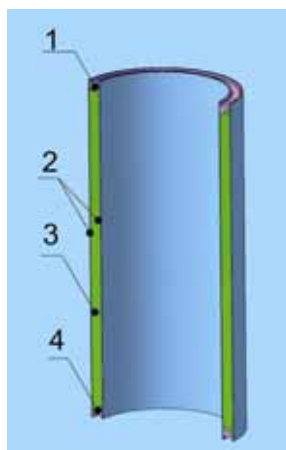


Рис. 1.25. Продольное сечение кольцевой тонкостенной мишени: 1 — верхняя крышка; 2 — наружная и внутренняя обечайки; 3 — порошок интерметаллида урана; 4 — нижняя крышка

только порошок интерметаллида урана либо без оболочки, либо расфасованный при сборке мишени в тонкую алюминиевую фольгу. В первом случае вклад материала оболочки в общую массу алюминия в перерабатываемом материале, на которую существуют ограничения, отсутствует, во втором — он минимален. За счёт этого увеличивается содержание делящегося материала в мишени, что при обеспечении надлежащего теплосъёма позволяет увеличить её мощность. Основные характеристики мишени:

Диаметр, мм:	
внешний .....	53
внутренний .....	44,3
Длина, мм:	
мишени .....	112
сердечника .....	105
Толщина оболочки .....	0,35–0,4 мм
Состав сердечника мишени .....	$UAl_3$
Плотность сердечника .....	4,1 г/см <sup>3</sup>
Массовая доля урана в сплаве .....	74,5 %
Обогащение урана по урану-235 .....	19,7 %
Масса урана-235 в сердечнике мишени .....	35,19 г

Облучательное устройство для наработки молибдена-99 представляет собой конструкцию, состоящую из соединённых между собой стержнем верхней и нижней концевых деталей (рис. 1.26), между которыми располагают от одной до трёх мишеней.

Все детали устройства изготовлены из алюминиевых сплавов. Устройство с мишенями для наработки молибдена-99 охлаждают теплоносителем первого контура реактора. Для этого используют канал проточного типа из сплава алюминия. Расчётные значения нейтронно-физических параметров облучения мишеней приведены в табл. 1.10.

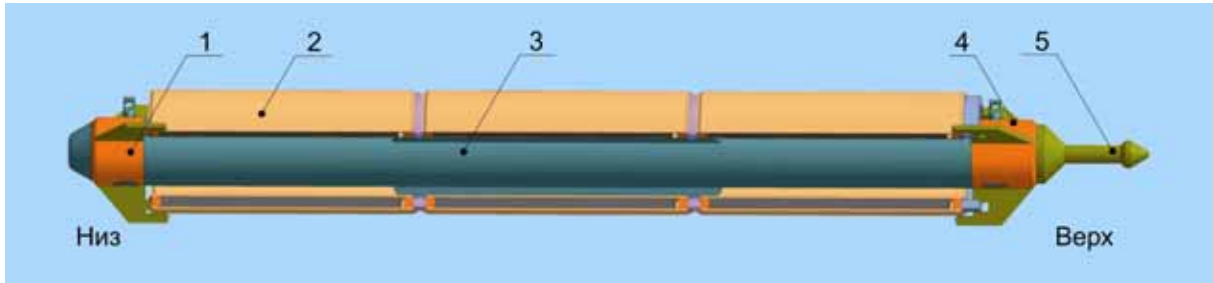


Рис. 1.26. Эскиз облучательного устройства с мишенями:  
1 — кольцо нижнее; 2 — мишень; 3 — стержень; 4 — кольцо верхнее; 5 — грибок

Таблица 1.10

### Характеристики тепловыделения в мишенях

Номер мишени*	Мощность мишени, кВт	Коэффициент неравномерности тепловыделения		Максимальная объёмная плотность тепловыделения, кВт/см <sup>3</sup>
		по длине	по периметру	
1	31,6 ± 1,6	1,42	1,11	0,84
2	40,6 ± 2,0	1,12	1,10	0,85
3	31,4 ± 1,6	1,42	1,11	0,84
Всего	103,6 ± 3,0	1,32	1,10	—

\*Мишени нумеруются снизу вверх.

Результаты теплогидравлических расчётов охлаждения кольцевых мишеней:

Расход теплоносителя через канал ..... 12,3 м<sup>3</sup>/ч (3,4 л/с)

Температура, °С:

теплоносителя на выходе из облучательного устройства ..... 69

оболочки мишени ..... 138

сердечника (максимальная) ..... 450

Скорость в зазоре, м/с:

между внутренней поверхностью кольцевой мишени  
и центральным стержнем облучательного устройства ..... 1,4

между внешней поверхностью кольцевой мишени  
и корпусом канала ..... 1,7

Поверхностная плотность теплового потока ..... 1,52·10<sup>6</sup> Вт/м<sup>2</sup>

Коэффициент запаса до кризиса теплоотдачи ..... Не менее 3,2

Реакторное испытание опытного образца кольцевой мишени для наработки молибдена-99 было проведено с 16 по 22 декабря 2016 года в реакторе РБТ-6. Мощность реактора измеряли по его технологическим параметрам, а мощность облучательного устройства с мишенью рассчитывали с учётом реальной загрузки активной зоны реактора и изменений положения рабочих органов системы управления и защиты (рис. 1.27). Нарушения герметичности мишени в процессе испытаний по результатам радиационного контроля активности инертных радиоактивных газов в надбассейновом пространстве реактора РБТ-6 не выявлено.



Рис. 1.27. Изменение мощности реактора (—) и облучательного устройства (—) во время испытания мишени

В результате проведённого реакторного испытания в номинальном мощностном режиме показана работоспособность инновационной кольцевой мишени, предназначенной для применения в технологии получения радионуклида молибдена-99 из низкообогащённого урана.

*А.Л. Ижutow, В.В. Иванов, С.А. Сазонтов,  
В.А. Старков, В.В. Пименов, Т.А. Осипова, В.А. Узиков*

## КОНЕЧНО-ЭЛЕМЕНТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ УСТОЙЧИВОСТИ КОЛЬЦЕВОЙ ТОНКОСТЕННОЙ МИШЕНИ ДЛЯ НАРАБОТКИ МОЛИБДЕНА-99

Технология переработки облучённых мишеней предъявляет ряд требований к их конструкции, заключающихся, в частности, в необходимости использования в качестве конструкционных материалов сплавов алюминия определённого химического состава, а в качестве ураносодержащего материала сердечника — интерметаллидов урана. Дополнительные ограничения связаны с геометрическими размерами и массой алюминия в партии мишеней, которые одновременно облучаются, а затем перерабатываются. Поэтому оболочка мишени должна быть как можно тоньше, но при этом обеспечивать необходимый запас прочности при транспортировании мишени, снаряжении облучательного устройства и установке его в реактор.

Конструкция рассматриваемой мишени представляет собой (см. рис. 1.25) две соосно расположенные трубы — обечайки, выполненные из алюминия технической чистоты марки А7, в зазоре между которыми засыпан порошок интерметаллида урана. Зазоры герметично закрыты крышками (сплав АДО). Высота мишени равна 112 мм, толщина стенок труб —  $(0,35 \pm 0,1)$  мм. Предполагается, что в облучательное устройство будут размещать одну над другой три мишени, при этом требование по суммарной массе алюминия в мишенях будет выполнено. В расчётной модели толщина стенок обечаек принята минимальной — 0,25 мм.

За счёт разогрева исходного газа (воздуха) в сердечнике мишени и выделения газообразных продуктов при делении урана-235 в ходе облучения в пространстве между внешней и внутренней обечайкой создаётся давление, которое может вызвать потерю устойчивости внутренней тонкостенной цилиндрической обечайки мишени. В целях опре-

деления критического давления в зазоре между обечайками кольцевой мишени проведено исследование устойчивости с использованием программной системы конечно-элементного анализа ANSYS [1]. Конечно-элементная модель, применяемая для решения поставленной задачи, построена на использовании объёмных конечных элементов. Основным подход при моделировании потери устойчивости тонкостенных оболочек состоит в выполнении статического нелинейного расчёта с последовательно возрастающей нагрузкой [1, 2]. При этом фиксируется критическая нагрузка, при которой конструкция теряет устойчивость. Потерю устойчивости мишени исследовали в упругой постановке задачи, то есть в области упругих деформаций (линейной зависимости напряжения от деформации), и в упругопластической постановке с учётом физической геометрической нелинейности (нелинейной зависимости деформации от напряжения и перемещения), что позволяет моделировать поведение конструкции, теряющей устойчивость, близко к её реальному поведению. Нелинейные физические свойства материала труб были заданы в виде кривой деформационного упрочнения алюминия марки А7 (рис. 1.28) при температуре, равной 300 °С [3]. В качестве упругих и термоупругих характеристик материалов приняты гарантированные физико-механические свойства согласно стандарту [4]. Поскольку основной причиной расхождения результатов конечно-элементного моделирования потери устойчивости оболочек с экспериментальными данными считается высокая чувствительность оболочек к несовершенству формы их поверхности, расчёт был проведён с учётом изначально заданной овальности оболочек в пределах допуска на диаметр в соответствии с конструкторской документацией.

Согласно результатам теплогидравлических расчётов режима охлаждения кольцевой мишени под облучением температура её оболочки достигает 150 °С, а температура сердечника — 450 °С. Учитывая эти данные, в целях моделирования наиболее неблагоприятных условий и для приведения граничных условий в соответствие с условиями реальных испытаний мишени температура её была принята равной 300 °С. Давление газа в зазоре между внешней и внутренней обечайкой задавалось в виде последовательно возрастающей нагрузки от 0 до 2 МПа.

Как следует из рис. 1.29, при достижении нагрузки давлением в 0,64 (расчёт в упругой постановке) и 0,52 МПа (расчёт в упругопластической поставке) последующее нагружение конструкции вызывает значительные радиальные перемещения, что говорит об исчерпании её несущей способности в виде потери устойчивости. Результаты расчёта в упругой постановке дают несколько завышенные, в сравнении упругопластической, значения критического давления. Причины этого расхождения в нелинейности поведения материала оболочки при начальных несовершенствах формы мишени.

Картина деформирования мишени, соответствующая началу потери устойчивости в упругопластической постановке, и фотография реальной мишени после испытания нагревом до 220 °С приведены на рис. 1.30. По расчётным оценкам в полости мишени в процессе испытания создалось суммарное давление до 1,8 МПа (за счёт воздуха и влаги), в результате которого на внутренней поверхности мишени образовалось вздутие, то есть внутренняя обечайка мишени потеряла устойчивость. По техническим условиям испытания фиксация момента образования вздутия и величины внутреннего давления предусмотрена не была, поэтому результаты испытаний не позволяют достоверно определить значение критического давления, при котором наступает потеря устойчивости мишени.

Процесс деформирования конструкции оболочки при потере устойчивости носит нелинейный характер, локализующийся в зоне максимальных перемещений. В соответствии с рис. 1.30 получено хорошее совпадение форм потери устойчивости кольцевой мишени, зафиксированное в эксперименте и в результате расчёта. В реальной модели форма по-

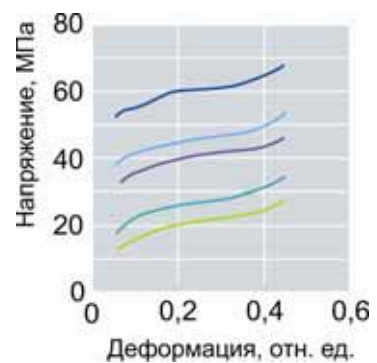


Рис. 1.28. Кривые деформационного упрочнения алюминия марки А7 при температуре 300 (—), 350 (—), 400 (—), 500 (—), 600 (—) °С

тери устойчивости в большей степени зависит от особенностей несовершенств геометрии обечаек, неизбежных при изготовлении, моделирование которых является достаточно сложной задачей и возможно только после фактических замеров мишени.

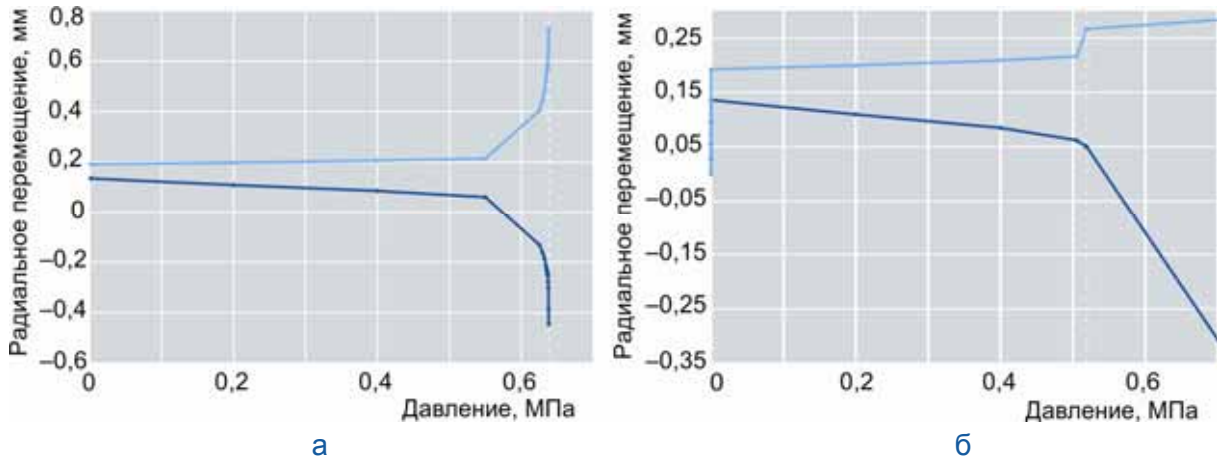


Рис. 1.29. Радиальные перемещения конструкции мишени при монотонно возрастающей нагрузке в упругой (а) и упругопластической (б) постановке

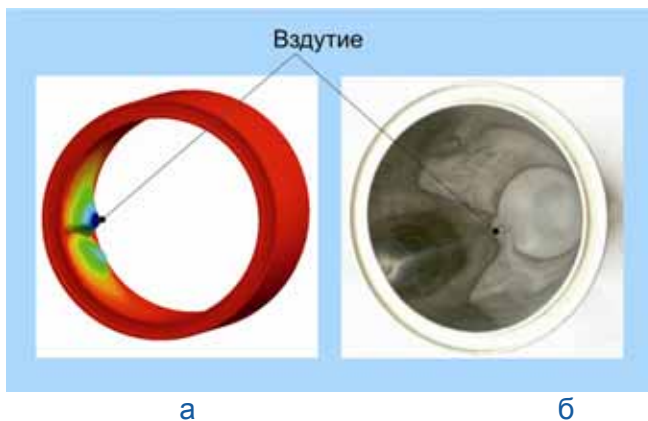


Рис. 1.30. Формы потери устойчивости: а — моделирование; б — испытание реальной мишени

Учёт физической и геометрической нелинейности поведения, а также несовершенств геометрии мишени в расчётной модели позволяют максимально достоверно смоделировать поведение реальной конструкции при нагрузках, приводящих к потере устойчивости. Результаты нелинейного статического анализа устойчивости и результаты определения напряжённо-деформированного состояния мишени показали, что при температуре её оболочек до 300 °С и внутреннем давлении газа до 0,5 МПа устойчивость мишени обеспечивается. Данные, полученные в результате

конечно-элементного моделирования и испытаний мишени, хорошо согласуются, позволяя утверждать, что предложенная пространственная конечно-элементная расчётная модель тонкостенной кольцевой мишени может быть использована в дальнейших разработках конструкций мишеней в части расчёта на прочность и устойчивость.

#### Список литературы

1. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общ. ред. Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.
2. Товстик П.Е. Устойчивость тонких оболочек: асимптотические методы. — М.: Наука, Физматлит, 1995. — 320 с.
3. Полухин П.И., Гун Г.Я., Галкин А.М. Сопротивление пластической деформации металлов и сплавов: справочник. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Металлургия, 1983. — 352 с.
4. ПНАЭ Г-7-002-86. Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.

Н.В. Куреев, Л.В. Захарова

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ СЕРДЕЧНИКА КОЛЬЦЕВОЙ МИШЕНИ ДЛЯ НАРАБОТКИ МОЛИБДЕНА-99

В рамках реализации комплексного проекта по разработке технологии получения радионуклида молибдена-99 с использованием низкообогащённого урана выполнены работы по изготовлению опытной партии мишеней кольцевой конструкции. Кольцевая мишень изготовлена из сплава алюминия в виде двух коаксиально расположенных обечаек (внутренней и наружной) цилиндрической формы, соединённых между собой кольцевыми крышками (см. рис. 1.25). Сердечник мишени в виде порошка интерметаллида  $UAl_x$  на основе низкообогащённого урана располагается в кольцевом пространстве между обечайками.

Одной из основных задач работы по изготовлению опытной партии кольцевых мишеней являлась разработка технологии заполнения капсулы порошком интерметаллида  $UAl_3$  и изготовления сердечника мишени со стабильными свойствами, соответствующими требованиям технического задания. Для проведения исследований, в том числе и отработки технологии изготовления сердечника мишени, использовали порошки гранулированного интерметаллида естественного урана двух фракций: 60–100 и 100–200 мкм. Проведённые испытания показали более высокие технологические свойства — насыпную плотность и текучесть — у порошка второго фракционного состава.

Отработку технологии заполнения капсулы мишени проводили, также используя порошок интерметаллида естественного урана, с помощью специально разработанного устройства заполнения кольцевой мишени. Было изготовлено три мишени по различным технологиям заполнения. При проведении данных исследований было отмечено неравномерное заполнение мишени порошком интерметаллида по периметру, поэтому при засыпке порошка предложено заготовки вращать. Анализ результатов исследований показал, что заполнение заготовок кольцевых мишеней порошком интерметаллида нужно проводить послойно порциями по 20–40 г. После засыпки каждой порции порошка необходимо провести операцию виброуплотнения. Используя разработанную технологию заполнения, изготовили четыре мишени с сердечником из интерметаллида низкообогащённого урана.

В процессе облучения кольцевой мишени в реакторе возможно повышение температуры сердечника мишени до 450 °С, а температура оболочки может достигать 150 °С. В таких условиях влага, содержащаяся в интерметаллиде (влага в порошках, особенно мелкодисперсных, пусть даже в незначительном количестве всегда присутствует), может существенно повысить давление в сердечнике кольцевой мишени. При этом может произойти деформация оболочки, вплоть до её разгерметизации. Результаты нелинейного статического анализа устойчивости и результаты определения напряжённо-деформированного состояния мишени показали, что при температуре её оболочки до 300 °С и внутреннем давлении газа до 0,5 МПа устойчивость мишени обеспечивается\*.

Для определения содержания влаги в порошке интерметаллида провели операцию сушки порции порошка при температуре 300 °С с одновременным вакуумированием. Содержание влаги определяли по разности массы порошка до и после сушки. Данный эксперимент показал довольно высокое значение массовой доли воды в интерметаллиде —  $(0,09 \pm 0,01) \%$ . Для проверки влияния содержащейся в порошке интерметаллида влаги на устойчивость оболочки были проведены температурные испытания одной из изготовленных мишеней. Для этого мишень поместили в сушильный шкаф, нагрели до температуры 220 °С и выдержали при этой температуре в течение 30 мин. В результате данного испытания произошла деформация внутренней обечайки мишени

\* Киреев Н.В., Захарова Л.П. Конечно-элементное исследование устойчивости кольцевой тонкостенной мишени для наработки молибдена-99. — Настоящий отчёт. С. 44–46.

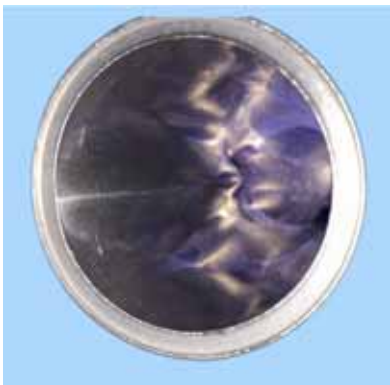


Рис. 1.31. Внешний вид мишени после испытания

(рис. 1.31). Расчётная оценка суммарного давления, создаваемого находящимся в мишени воздухом и паром, образующимся в мишени за счёт влаги, составила 1,8 МПа. Результаты исследований показали, что при температуре мишени, равной 220 °С, и массовой доли влаги в порошке, равной 0,09 %, давление в полости мишени может достигнуть критического, при котором наступает потеря устойчивости оболочки.

Одной из обязательных операций при изготовлении мишеней является контроль равномерности распределения делящегося материала по площади сердечника. Для осуществления такого контроля была разработана и изготовлена установка измерения распределения урана в кольцевых мишенях. Для измерения распределения урана в сердечнике использован метод радиационной плотнометрии, в котором определяется степень ослабления сердечником гамма-излучения изотопа бария-133. На основании метрологических исследований была аттестована методика измерения распределения урана по площади боковой поверхности кольцевой мишени. Проведённые по данной методике измерения опытной партии мишеней показали соответствие полученных данных техническим условиям.

В результате выполненной работы по изготовлению опытной партии мишеней из низкообогащённого урана для наработки изотопа молибдена-99 модернизировано устройство для заполнения заготовок мишеней порошком интерметаллида (в частности, организовано автоматическое вращение заготовки), разработаны рекомендации по технологии изготовления сердечника мишеней, аттестована методика измерения распределения урана по площади боковой поверхности кольцевой мишени.

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

## АНАЛИЗ МЕТОДОВ РАСЧЁТНОГО ОБОСНОВАНИЯ ПРОЧНОСТИ КОРПУСА РЕАКТОРА СМ

Согласно стандарту [1] при продлении срока службы любого оборудования важнейшее значение уделяется расчётному обоснованию. Ещё с начала девяностых годов прошлого века в НИИАРе проводили расчётные исследования с целью продления срока эксплуатации оборудования действующих реакторов, проектировали, изготавливали и вводили в эксплуатацию которое в шестидесятых — семидесятых годах. В этот период расчёты прочности выполняли с использованием аттестованных Ростехнадзором расчётных кодов РРОВ (АО «НИКИЭТ»), «Разъём» и «Темп-6» (АО «ОКБ "Гидропресс"»). В последнее время расчётные обоснования продления сроков службы проводят, используя современные методы анализа конструкций на прочность. Согласно стандарту [2] в расчётах прочности оборудования реакторных установок в обязательном порядке необходимо учитывать все действующие нагрузки, включая переменные температурные поля, и режимы эксплуатации, такие, например, как испытания оборудования, нарушение нормальных условий эксплуатации, а также сейсмику.

В соответствии с проектом реконструкции реактора в 1991 году был проведён расчёт прочности корпуса с крышкой реактора СМ с использованием программы «Расчёт

разветвлённых осесимметричных оболочек вращения (РПОВ)». В 2015 году, используя расчётные возможности лицензированной программной системы ANSYS [3], была осуществлена работа по продлению срока службы корпуса реактора СМ методом конечных элементов. В расчётной схеме корпуса использовали следующие нагрузки: внутреннее давление; давление в межкорпусном пространстве; нагрузку от массы экрана, разделителя и центральной зоны  $P_1$ , а также поддона; усилия, возникающие в результате динамической нагрузки от струи теплоносителя  $P_2$  и со стороны подводящих и отводящих трубопроводов; усилие затяжки шпилек в разъёмных соединениях  $F_w$  и прокладке  $F_{pr}$ ; неравномерное температурное поле. Удалённые силы  $P_1$  и  $P_2$  (рис. 1.32), действующие за пределами обечайки корпуса на расстоянии  $L_1$  и  $L_2$  соответственно, определены расчётным путём в виде эквивалентных сил: сосредоточенных осевых  $N_1$  и  $N_2$  и изгибающих моментов  $M_1$  и  $M_2$ , что вносит определённую погрешность в результаты расчёта.

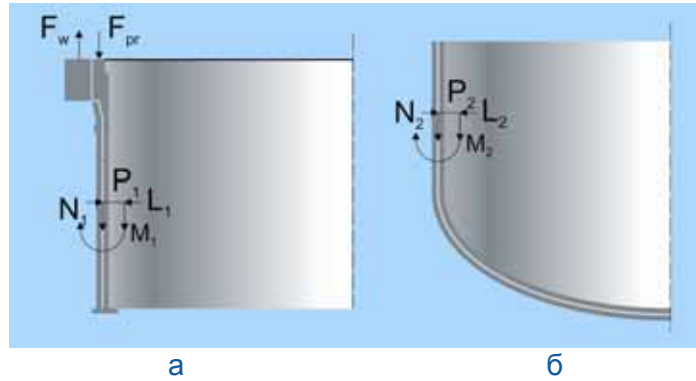


Рис. 1.32. Расчётные схемы верхней (а) и нижней (б) части корпуса

В программе ANSYS нагрузки и граничные условия прикладываются на конкретные элементы или узлы геометрии, что исключает введение эквивалентных расчётных нагрузок, как в программе РПОВ, и максимально приближает расчётную модель к реальной конструкции. При построении конечно-элементной модели корпуса использовали метод твёрдотельного 3D-моделирования. Геометрическая модель корпуса, построенная с помощью системы автоматизированного проектирования КОМПАС-3D, была импортирована в проект задачи, после чего разбита на конечно-элементную сетку (рис. 1.33). Конечно-элементная модель корпуса включала более 530 тыс. элементов и 1,8 млн узлов.



Рис. 1.33. Конечно-элементная сетка корпуса реактора

Согласно результатам ранее выполненного расчёта наиболее нагруженными являются зоны соединения фланца корпуса с обечайкой и крышкой, патрубка с обечайкой корпуса и фланцевые соединения. Для получения уточнённых результатов расчёта в этих зонах использована опция программы ANSYS — подмоделирование (вырезание интересующей области из полной геометрии). Основным принципом подмоделирования заключается в интерполяции полей перемещений, полученных из расчёта полной модели, на узлы границ подмодели и приложении их как кинематических нагрузок. Это позволяет получить более мелкую конечно-элементную сетку по сравнению с полной моделью и более точную информацию, не увеличивая размерность расчёта полной модели.

Температурные поля в программе РПОВ задаются осесимметрично по высоте расчётной схемы корпуса. Результат импортирования в программный комплекс ANSYS массива данных трёхмерного распределения температурных полей в элементах конструкции корпуса реактора и сопряжённых элементах в стационарном режиме работы и режиме срабатывания аварийной защиты для определения значений температурного



напряжения приведён на рис. 1.34. Результаты теплового расчёта свидетельствуют о значительной асимметрии в распределении температуры по элементам корпуса реактора, возникающей из-за неравномерного распределения в нём тепловых потоков. Такое распределение температуры в программе PPOB отобразить невозможно. Из-за быстрого охлаждения корпуса с образованием языков холодной воды на его стенках в условиях аварийного режима возникает большой градиент температуры, приводящий к образованию больших растягивающих напряжений в зоне соединения патрубков с коллектором корпуса.

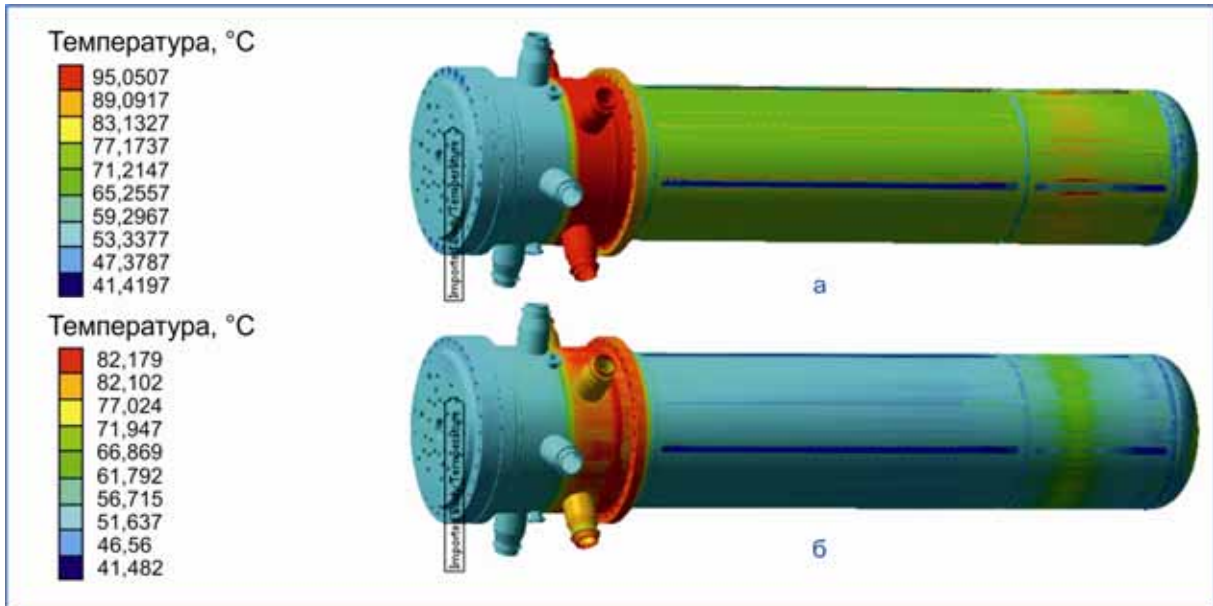


Рис. 1.34. Распределение температурного поля в стационарном режиме (а) и режиме срабатывания аварийной защиты (б)

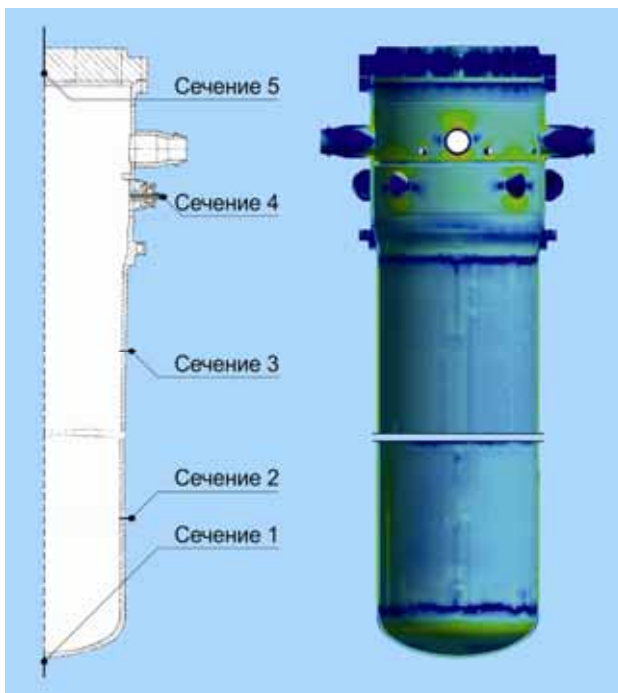


Рис. 1.35. Сечения корпуса реактора

В данной работе оценка прочности корпуса реактора выполнена в соответствии со стандартом [1] по величине приведённых значений общего мембранного напряжения  $\sigma_1$ ; напряжения  $\sigma_2$ , определяемого по суммам значений мембранного и общего изгибного напряжения. Рассматриваемые сечения корпуса реактора СМ и распределение напряжения в режиме нормальных условий эксплуатации, необходимые для оценки прочности, представлены на рис. 1.35. Сравнение значений максимального расчётного напряжения, полученных с использованием программ PPOB и ANSYS, представлено в табл. 1.11 в виде абсолютного расхождения результатов, то есть разности между значениями, полученными по разным программам, выраженной в процентах. Анализ представленных данных показал, что результаты расчёта по программе PPOB в основном выше

результатов полученных по программе ANSYS в среднем на 20 %. Сравнение результатов, выполненных в тех зонах, на напряжённо-деформированное состояние которых не влияют соседние элементы оборудования, даёт расхождение в пределах 2 %.

Таблица 1.11

**Значения напряжения в сечениях корпуса реактора,  
полученные с использованием различных программных продуктов**

Номер сечения	Режим	$\sigma_1$ , МПа		Абсолютное расхождение, %	$\sigma_2$ , МПа		Абсолютное расхождение, %
		PPOB	ANSYS		PPOB	ANSYS	
1	Нормальные условия эксплуатации	–	–	–	148,0	128,0	13,5
	Срабатывание аварийной защиты	–	–	–	153,0	142,0	7,2
	Гидроиспытания	–	–	–	185,0	154,0	16,8
2	Нормальные условия эксплуатации	128,5	102,0	20,0	–	–	–
	Срабатывание аварийной защиты	134,0	114,0	15,0	–	–	–
	Гидроиспытания	161,5	131,0	18,9	–	–	–
3	Нормальные условия эксплуатации	138,2	105,0	24,0	169,0	115,0	32,0
	Срабатывание аварийной защиты	147,1	116,0	21,1	198,0	138,0	30,3
	Гидроиспытания	177,0	135,0	23,7	203,0	165,0	18,7
4	Нормальные условия эксплуатации	21,5	17,0	20,9	31,0	40,0	–29,0
	Срабатывание аварийной защиты	22,5	23,0	–2,2	32,7	46,0	–40,7
	Гидроиспытания	25,5	25,0	2,0	40,0	50,0	–25,0
5	Нормальные условия эксплуатации	–	–	–	89,9	78,0	13,2
	Срабатывание аварийной защиты	–	–	–	94,5	95,0	–0,5
	Гидроиспытания	–	–	–	109,8	108,0	1,6

В результате проведённого анализа влияния различных методик на результаты расчётов прочности оборудования действующих реакторов НИИАРа были выявлены консервативные и неконсервативные положения этих методик.

*Список литературы*

1. НП 024-2000. Требования к обоснованию возможности и продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии. Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности. — М: Госатомнадзор России, 2000. — 6 с.
2. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоиздат, 1989. — 525 с.
3. Каплун А.Б., Морозов Е.М., Олферьева М.А. ANSYS в руках инженера. Практическое руководство. — М: Издательская группа УРСС (Editorial URSS), 2003. — 272 с.

*Л.В. Захарова, Н.В. Куреев*

## НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ОБЛУЧЕНИЮ

Проблема радиационного повреждения материалов является ключевой в обеспечении безопасной эксплуатации ядерных реакторов. Для её решения исследуют изменения свойств материалов в зависимости от спектра и флюенса нейтронов в облучательных каналах исследовательских реакторов. Качество реакторного испытания конструкционных материалов напрямую зависит от знания характеристик нейтронного поля, которые используют при планировании экспериментов, облучении изделий и трактовке получаемых результатов. Требуемая неопределённость в определении радиационных эффектов в материалах находится на уровне около 15 %, поэтому неопределённость измерения флюенса нейтронов не должна превышать 5–10 %.



Рис. 1.36. Структура технологического процесса нейтронно-дозиметрического сопровождения реакторного эксперимента

Основным методом нейтронных измерений на ядерных реакторах является нейтронно-активационный метод [1–3], наиболее полно удовлетворяющий специфическим условиям измерений (широкий диапазон энергии и интенсивности нейтронного излучения, высокий уровень радиации, повышенные значения температуры, малые габариты и труднодоступность мест измерений и многое другое). В АО «ГНЦ НИИАР» разработана методология и реализованы технические средства для нейтронно-дозиметрического сопровождения экспериментов по облучению материалов в широком диапазоне условий (флюенс быстрых нейтронов до  $5 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ , плотность потока быстрых нейтронов до  $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ , повреждающая доза до 100 сна) с точностью, удовлетворяющей современным требованиям материаловедения. В разработанной методологии оценки условий облучения образцов для материаловедческих исследований особое внимание уделено решению задачи обеспечения достоверности экспериментальных величин, которая гарантируется объективной оценкой неопределённости измерений.

Исследование характеристик нейтронного поля нейтронно-активационным методом является многоэтапным процессом, который включает в себя изготовление и аттестацию активационных детекторов, их последующее облучение и измерение наведённой активности, расчёт активационных интегралов, восстановление энергетического спектра нейтронов и, наконец, расчёт повреждающих доз (рис. 1.36). Разработанная методика оценки неопределённости активационных интегралов, заданной в виде ковариационной матрицы, позволяет учесть все составляющие неопределённости измерения, а используемая методика восстановления спектра нейтронов по расчётным значениям активационных интегралов, в свою очередь, гарантирует объективную оценку неопределённости спектра [4]. При расчёте повреждающей дозы и оценке её неопределённости используют результаты восстановления спектров.

В течение отчётного года было обеспечено экспериментальное нейтронно-дозиметрическое сопровождение серии экспериментов по исследованию конструкционных материалов, выполненных в реакторах СМ, БОР-60, МИР.

#### Список литературы

1. Брискман Б.А., Генералова В.В., Крамер-Агеев Е.А. и др. Внутрореакторная дозиметрия. Практическое руководство. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 200 с.
2. Брегадзе Ю.И., Степанов Э.К., Ярына В.П. Прикладная метрология ионизирующих излучений. — М.: Энергоатомиздат, 1990 — 264 с
3. Е. И. Григорьев. Нейтронно-активационные детекторы. Состояние и перспективы // Измерительная техника, 1996, № 1. С. 48.
4. Теллин А.И., Рязанов Д.К., Личадеев В.В. Расчётно-экспериментальные исследования характеристик поля нейтронов в стенде «Корпус». — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2016. Вып. 1. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 52–94.

*А.И. Теллин, А.Р. Белозёрова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева*

## АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ

Обеспечение безопасности технологических процессов обращения с ядерными делящимися материалами в нормальных и аварийных режимах работы любого объекта атомной энергетики — одна из ключевых задач при его проектировании и эксплуатации. Специфика исследовательской организации с опытным производством состоит в том, что технологические процессы обращения с такими материалами часто меняются. Меняется и используемое оборудование. Для проектируемых и вводимых в эксплуатацию объектов требуется детальный анализ и обоснование ядерной безопасности в нормальных режимах работы и постулируемых аварийных ситуациях. Кроме того, уточняющий анализ ядерной безопасности необходимо проводить при вводе новых нормативных документов по безопасности и по предписанию надзорных органов. В отчётном 2016 году расчётный анализ и обоснование безопасности обращения с ядерными делящимися материалами были выполнены для следующих направлений деятельности:

- вакуумная обработка и подготовка партий топлива для реакторов на быстрых нейтронах;
- хранение отработанных фильтров вытяжной вентиляции, содержащих ядерные делящиеся материалы;
- хранение ядерных делящихся материалов лаборатории средств их учёта и контроля;
- хранение и перемещение изделий с делящимися материалами на реакторной установке БОР-60;
- хранение среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов;
- расчётное обоснование безопасного количества калифорния-252, выделяемого из облучённых мишеней и используемого для изготовления источников нейтронного излучения.

Для анализа ядерной безопасности были использованы результаты расчётов значений эффективного коэффициента размножения нейтронов, полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A. Анализ безопасности при нормальной эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях был выполнен в полном

соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла. По результатам нейтронно-физических расчётов установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности.

Особое значение обоснование ядерной безопасности приобретает в процессе производства топлива для ядерных реакторов из-за большого количества и разнообразия технологических операций при работе с исходным сырьем, изготовлении твэлов и ТВС, промежуточных контрольных операциях, хранении и транспортировании сырья и изделий. К одной из наиболее значимых работ отчётного года следует отнести расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности технологической операции вакуумной обработки и подготовки партий топлива. Подготовка гранулята для засыпки в твэльные трубки с операциями вакуумной отгонки проводится в радиационно-защитной камере. Операции включают в себя: доставку в камеру и временное размещение в ней контейнеров с гранулятом; вакуумную отгонку солей, оставшихся в грануляте после отмывки их в камере мойки; рассев гранулята на классификаторе; измельчение крупных фракций гранулята, не прошедших через сита классификатора; доизмельчение гранулята; перемешивание фракций гранулята в смесителе; транспортировку готового гранулята из камеры. Были разработаны математические модели и выполнены расчёты параметров ядерной безопасности для всего оборудования радиационно-защитной камеры, всех технологических операций при изготовлении ядерного топлива для реакторов типа БН и БОР-60 и его временном хранении в камере, промежуточных транспортных операций как в режиме нормальной эксплуатации, так и при постулируемых исходных событиях аварийных ситуаций. На рис. 1.37 показаны результаты расчёта эффективного коэффициента размножения нейтронов для одного из элементов оборудования радиационно-защитной камеры — печного контейнера — с гранулятом топлива реактора БОР-60 массой 24,38 кг при аварийном заполнении контейнера водой и размещении в воде различной плотности. По результатам этих расчётов было установлено, что максимальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов достигается при плотности воды внутри и вне печного контейнера, равной  $1,0 \text{ г/см}^3$ .

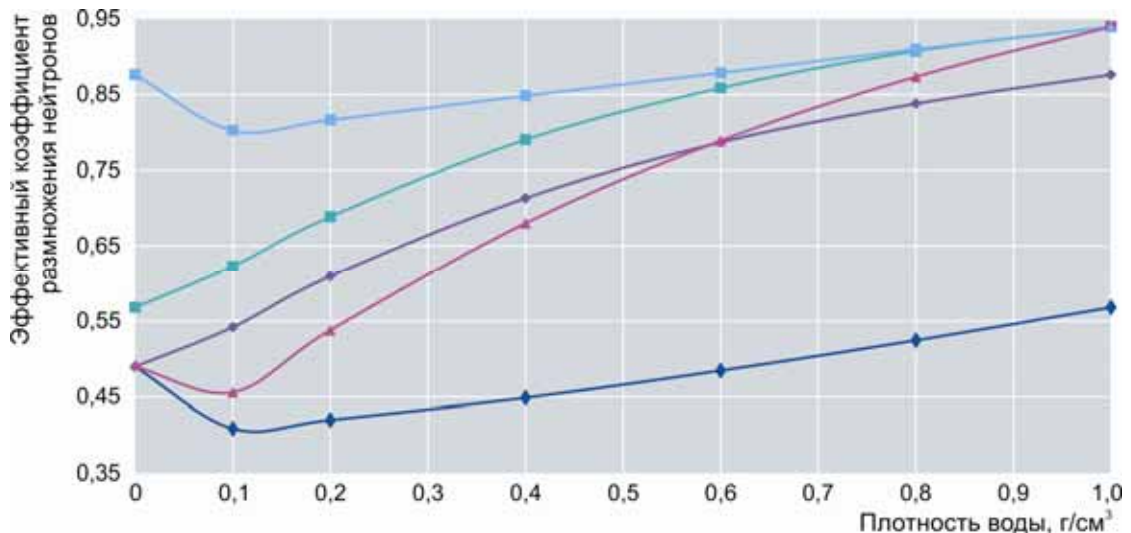


Рис. 1.37. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов, рассчитанная для печного контейнера при загрузке в него гранулята, от плотности воды внутри и вне контейнера при заданных параметрах: внутри — воздух (—◆—) или вода (—■—) плотностью  $1,0 \text{ г/см}^3$ , а плотность воды вне контейнера меняется; меняется плотность воды внутри, а вне — воздух (—◆—) или вода (—■—) плотностью  $1,0 \text{ г/см}^3$ ; меняется плотность воды внутри и вне контейнера (—▲—)

В результате подобных расчётов, проведённых для всего оборудования, размещённого в камере, были установлены ограничения по количеству и геометрии размещения

оборудования с ядерными делящимися материалами при технологических операциях, а также ограничения по массе загружаемого в оборудование гранулята. Ограничения установлены на основе итерационных расчётов с учётом возможных ошибок персонала, смещения изделий при внешних воздействиях и заполнении помещения и отдельных единиц оборудования водой различной плотности.

В 2016 году была продолжена работа по уточняющему анализу ядерной безопасности хранилищ ядерных делящихся материалов исследовательских ядерных установок института для выполнения требований федеральных норм и правил [1]. Были проведены расчёты для хранилищ реакторной установки БОР-60 и лаборатории средств учёта и контроля ядерных материалов. По результатам этого анализа подтверждены проектные нормы загрузки хранилищ, учитывающие более жёсткие требования современных нормативных документов по безопасности. При этом надо отметить, что максимальные значения эффективного коэффициента размножения нейтронов часто достигаются при промежуточных значениях концентрации замедлителя нейтронов (рис. 1.38).

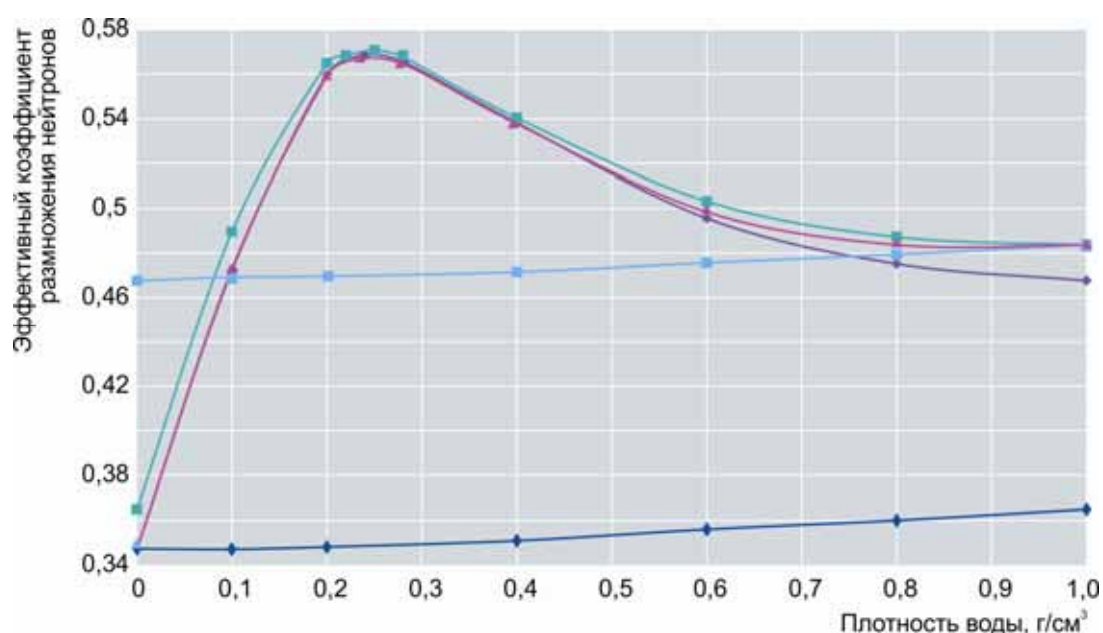


Рис. 1.38. Зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов, рассчитанная для хранилища необлучённых ТВС реактора БОР-60, от плотности воды внутри и вне ТВС при заданных параметрах: внутри — воздух (—◆—) или вода (—■—), а плотность воды между ТВС меняется; меняется плотность воды внутри, а вне — воздух (—◆—) или вода (—▲—); меняется плотность воды внутри и между ТВС (—■—)

При производстве калифорния-252 из облучённых мишеней выделяют химический элемент в виде смеси изотопов калифорния с массовым числом в диапазоне от 249 до 252, то есть и нуклиды с нечётным массовым числом, по массе которых согласно нормативным требованиям [2] накладываются ограничения. Были определены нормы безопасного количества калифорния, выделяемого из облучённых мишеней и используемого для изготовления источников нейтронного излучения. Исходя из практически достижимой массы нарабатываемого в реакторе СМ калифорния было рекомендовано ограничить допустимое количество всех изотопов калифорния, включая и калифорний-252, в процессах переработки и хранения в отдельных упаковках до значения, применяемого к суммарной массе нечётных изотопов согласно документу [2], — 0,0039 кг.

Твёрдые радиоактивные отходы, образующиеся в процессе промышленной или исследовательской работы с делящимися материалами, представляют собой потенциальную опасность с точки зрения возможности образования критической массы при их хранении в случае поступления значимого количества ядерных делящихся материалов с отходами, которые можно отнести к замедлителям нейтронов (полиэтилен,

пластикат и т.д.). Поэтому были проведены оценочные расчёты параметров ядерной безопасности вводимого в эксплуатацию хранилища среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов. Отходы предполагается хранить в контейнерах прямоугольной формы многоуровневыми штабелями в бетонных шахтах специального здания. Было рассчитано, что допустимые параметры ядерной безопасности хранения отходов обеспечиваются как в нормальных условиях, так и в аварийных ситуациях (заполнение хранилища водой) независимо от морфологического состава отходов при условии, что в каждом контейнере может находиться не более 21,25 г ядерных делящихся материалов — плутония, урана-235 или их смеси.

В отчётном году был выполнен также расчётный анализ ядерной безопасности хранения отработанных камерных фильтров вытяжной вентиляции. Рассмотрены три типа фильтров, которые используют в радиационно-защитных камерах и для которых установлена максимальная норма накопления ядерных делящихся материалов до 300 г. Консервативно рассмотрены два типа материалов: диоксид плутония ( $\text{PuO}_2$ ) и смешанное уран-плутониевое топливо (30 %  $\text{PuO}_2$  + 70 %  $\text{UO}_2$ ) с обогащением 90 % по урану-235. В результате анализа установлено, что фильтры вытяжной вентиляции с массой ядерных делящихся материалов не более 300 г могут быть размещены группами по три фильтра. Фильтры в группе могут быть расположены не более чем в два слоя по высоте с любым шагом, расстояние между группами должно быть не менее 400 мм. Также фильтры могут быть распределены по одному в один слой по высоте в узлах прямоугольной решётки с шагом не менее 250 на 350 мм. Тогда количество фильтров в слое не ограничивается. При таком размещении фильтров в воде любой плотности значение эффективного коэффициента размножения нейтронов не превысит 0,98. Максимальное же значение этого коэффициента достигается в случае, когда в фильтрах — вода, а между фильтрами — воздушная среда.

#### *Список литературы*

1. НП-061-05. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии [Электронный ресурс]. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2005. — 12 с. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: <http://meganorm.ru/Index2/1/4293850/4293850800.htm>. Дата обращения: 09.01.2017.
2. ПБЯ-06-09-90. Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерно опасных делящихся материалов [Электронный ресурс]. Правила и нормы в атомной энергетике. — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 1990. — 31 с. — Справочная система «Техэксперт». — Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/1200062965>. Дата обращения: 09.01.2017.

*Л.В. Булычева, А.П. Малков, Е.С. Фраз*

## ФОРМИРОВАНИЕ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ И АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ЕГО РАБОТЫ

Загрузка активной зоны ядерного реактора должна обеспечивать запас реактивности, достаточный для обеспечения требуемой продолжительности кампании при безусловном выполнении требований ядерной безопасности. Из-за высокой плотности потока нейтронов, малых размеров активной зоны и, соответственно, высокой

скорости выгорания топлива реактор СМ имеет короткую кампанию — 10–12 сут. Поэтому требуется оперативно и качественно выбирать загрузку активной зоны для каждой очередной кампании.

Обеспечение требований ядерной безопасности (допустимых значений подкритичности, эффективности рабочих органов системы управления и защиты, коэффициентов неравномерности энерговыделения) в процессе перегрузки достигается соблюдением принципов формирования загрузки. Для реактора СМ они формулируются следующим образом [1, 2]:

- масса урана-235 в активной зоне без учёта топливных подвесок и при двадцати восьми ТВС в активной зоне не должна превышать 25 кг;
- запрещается загрузка более одной необлучённой ТВС в квадрант (1/4 часть активной зоны) без дополнительного обоснования безопасности;
- среднее выгорание топлива в квадранте активной зоны не должно отличаться более чем на 5 % от среднего выгорания топлива в активной зоне.

Выбор загрузки активной зоны реактора СМ на начало очередной кампании обычно проводят за несколько суток до окончания текущей кампании [3]: исходя из загрузки активной зоны реактора на начало текущей кампании и установленного графика его работы оценивают выгорание топлива в ТВС к моменту завершения кампании, планируют загрузку необлучённых и перестановку имеющихся тепловыделяющих сборок в активной зоне реактора, руководствуясь вышеназванными принципами распределения топлива в активной зоне и полученными данными по выгоранию топлива. В процессе анализа возможных вариантов загрузки активной зоны оценивают максимальную тепловую нагрузку на твэлах во всех сборках. Также оценивают изменение реактивности при перегрузке и минимальную продолжительность кампании, используя опытно-экспериментальные данные и аппроксимационные зависимости, полученные расчётно-экспериментальными методами. Расчёт всех требуемых характеристик и выбор вариантов загрузки активной зоны реактора СМ проводят с использованием инженерной методики, реализованной в среде Microsoft Excel [3].

Для проверки расчётных оценок и подтверждения выполнения требований ядерной безопасности перед каждой кампанией реактора по завершению перегрузки в процессе длительной (более трёх суток) остановки проводят экспериментальное определение эффективности рабочих органов системы управления и защиты, запаса реактивности и подкритичности. Штатные органы системы управления и защиты реактора СМ не компенсируют запас реактивности активной зоны, загруженной необлучённым топливом. Поэтому обеспечение подкритичности активной зоны не менее 1,1 % является одной из ключевых задач обеспечения безопасности реактора, решить которые можно, используя принципы формирования загрузки реактора. По результатам выполненных в 2016 году градуировок рабочих органов системы управления и защиты подкритичность реактора при извлечённых из активной зоны рабочих органов аварийной защиты находилась в диапазоне от 1,1 до 3,6 % реактивности. При этом оценка подкритичности, выполненная на этапе разработки программы перегрузки, была всегда консервативной (фактическое значение подкритичности было выше прогнозного значения) и находилась в диапазоне от 1,5 до 4,0 % реактивности.

График изменения энерговыработки в отчётном году по кампаниям реактора представлен на рис. 1.39. Там же приведены прогнозные значения энерговыработки по исчерпанию запаса реактивности, которые оценивают исходя из остатка запаса реактивности на конец конкретной кампании. Применяемый алгоритм выбора загрузки активной зоны позволил обеспечить достаточный для выполнения заданного графика работы реактора запас реактивности.

Улучшение показателей использования дорогостоящего высокообогащённого топлива является одним из главных направлений повышения эффективности исследовательских реакторов. Данные по показателям использования топлива за последние



годы эксплуатации реактора СМ. (табл. 1.12) свидетельствуют, что после перевода реактора СМ в 2005 году на более ураноёмкое топливо [2] значительно снизился расход необлучённых ТВС.

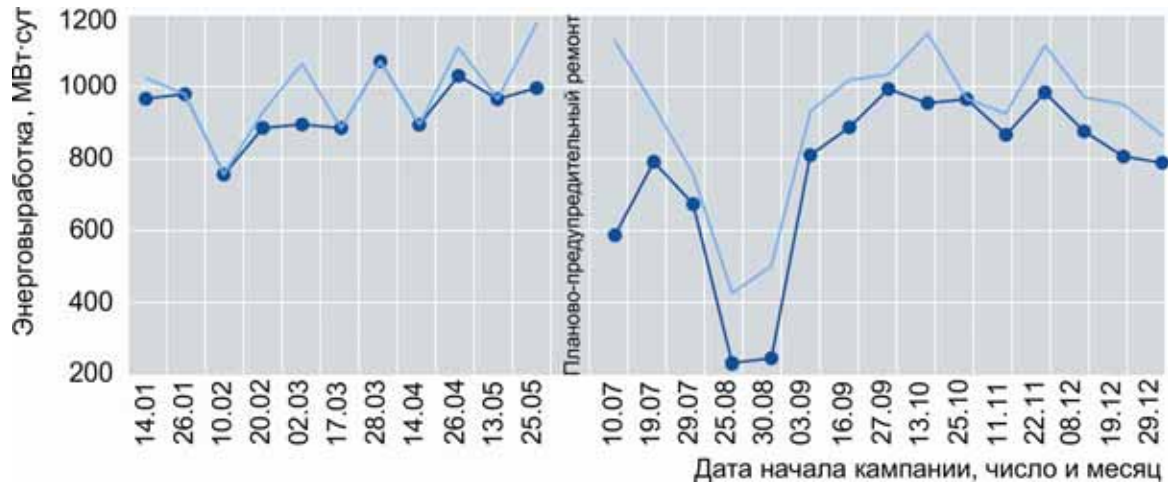


Рис. 1.39. Изменение энерговыработки реактора СМ за кампанию (—●—) и по истечению запаса реактивности (—)

Таблица 1.12

#### Средние за год значения показателей использования топлива реактора СМ

Год	Среднее выгорание топлива в активной зоне, %		Масса урана-235 в активной зоне на начало кампании, кг	Энерговыработка, МВт·сут	Расход необлучённых ТВС, шт.		Среднее выгорание топлива в ТВС, выгружаемых из активной зоны, %
	на начало кампании	на конец кампании			за год	на 1000 МВт·сут	
2003	14,5	18,2	25,4	21 125	106	5,02	29,8
2004	14,7	18,3	25,3	21 923	101	4,61	30,9
2005	18,0	21,3	27,5	21 639	73	3,37	35,2
2006	19,3	22,7	27,9	21 881	69	3,15	36,1
2007	21,3	24,7	27,7	22 114	62	2,80	39,7
2008	21,4	24,7	27,7	22 954	70	3,05	39,4
2009	20,4	23,8	27,7	22 782	67	2,94	38,4
2010	21,2	24,6	27,6	22 033	62	2,82	41,1
2011	22,1	25,2	27,6	22 093	63	2,85	43,4
2012	22,1	25,3	27,8	20 724	57	2,75	43,6
2013	22,3	25,6	27,6	22 515	61	2,71	44,0
2014	22,6	25,8	27,7	21 691	59	2,72	45,3
2015	22,1	25,3	27,9	22 333	62	2,78	44,0
2016	21,1	25,2	28,0	21 767	60	2,75	44,5

Дальнейшая экономия топлива была достигнута за счёт использования алгоритма перегрузок топлива, позволившего получить максимальные эффекты реактивности от загрузки топлива в ячейки активной зоны. При реализации этого алгоритма необлучённые ТВС загружали преимущественно в центральные ячейки активной зоны: эффект реактивности от загрузки топлива в эти ячейки максимальный и требуемый запас реактивности набирается при меньшем количестве загружаемых необлучённых сборок. При достижении выгорания в 10–25 % сборки из центральных ячеек переставляли в периферийные — на границе активной зоны и отражателя. По достижению высокого выгорания топлива,

ТВС из периферийных ячеек выгружали из активной зоны, освобождая место для последующих перестановок. Реализация описанного алгоритма позволила повысить среднее выгорание топлива в выгружаемых тепловыделяющих сборках с 36,1 % в 2006 году до 44–45 % в последние годы эксплуатации.

В отчётном году было выполнено 11 градуировок органов системы управления и защиты реактора СМ (табл. 1.13).

Таблица 1.13

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

Характеристика	Диапазон изменения значения	Среднее значение
Эффективность:		
центрального компенсирующего органа	3,4–4,2	4,0
одного компенсирующего органа	1,5–3,0	2,2
Суммарная эффективность:		
четырёх рабочих органов аварийной защиты	3,3–4,8	4,2
компенсирующих органов и центрального компенсирующего органа	12,2–14,7	12,9
Запас реактивности	8,7–11,1	10,2
Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погружённых компенсирующих органах и центральном компенсирующем органе	1,5–4,0	2,7

Основные эксплуатационные и физические характеристики реактора СМ, усреднённые по 26 кампаниям 2016 года:

Выгорание топлива, %:

в активной зоне с учётом топливных подвесок компенсирующих органов и без их учёта (в скобках):

в начале кампании ..... 22,1 (23,7)  
 в конце кампании ..... 25,2 (27,0)  
 в выгруженных ТВС (среднее) ..... 44,5

Масса урана-235, кг:

в активной зоне (с учётом топливных подвесок компенсирующих органов)  
 в начале кампании ..... 27,99  
 выгоревшего в активной зоне за кампанию ..... 1,154

Расход необлучённых ТВС, шт.:

за год ..... 60  
 в среднем за кампанию ..... 2,31  
 в среднем на 1000 МВт·сут ..... 2,75

Энерговыработка за кампанию ..... 838,07 МВт·сут

Темп потери реактивности на выгорание топлива ..... 0,0049  $\beta_{эфф}/(\text{МВт}\cdot\text{сут})$

Компенсирующая способность органов системы управления и защиты ..... 12,9  $\beta_{эфф}$

Запас реактивности в начале кампании ..... 10,2  $\beta_{эфф}$

Во всех проведённых кампаниях заданный график работы реактора был обеспечен выбором загрузки активной зоны. При этом нарушений требований ядерной безопасности допущено не было.

### Список литературы

1. Малков А.П., Краснов Ю.А. Особенности формирования загрузки активной зоны реактора СМ. — Сборник рефератов и статей «Новые технологии для энергетики, промышленности и строительства». — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1998. С. 125—129.

2. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л., и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации и основные показатели последующей работы. — Тезисы докладов Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», Димитровград, 5–9 декабря 2011 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 144–150.
3. Краснов Ю.А., Малков А.П., Пайдулов А.В., Пименов В.В. Инженерно-физическое сопровождение эксплуатации реактора СМ. — Сборник докладов конференции «Инновации в атомной энергетике», Москва, 25–26 ноября 2015 г. — М.: АО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля», 2015. С. 52–60.

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

## ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ

Одним из основных направлений использования критических стенов, имеющих в своем составе критическую сборку — физическую модель действующего исследовательского реактора, является проведение работ для обоснования концепции модернизации активной зоны реактора и принимаемых проектных решений.

В течение нескольких лет в институте велись поисковые исследования возможных вариантов оптимизации компоновки нейтронной ловушки реактора СМ. Был предложен вариант компоновки нейтронной ловушки и конструкции рабочих органов аварийной защиты. Этот вариант предусматривал отказ от бериллиевых вкладышей нейтронной ловушки и центрального компенсирующего органа кольцевой формы, размещение в высвободившемся пространстве центральной замедляющей полости реактора дополнительных мишеней для облучения материалов с увеличением их общего количества с 27 до 57 шт. и использование рабочих органов аварийной защиты увеличенного диаметра в двух функциях: аварийной защиты и компенсирующих органов. Для экспериментальной проверки предложенных решений была проведена серия экспериментов на критической сборке реактора СМ, в результате которых подтверждена принципиальная возможность использования рабочих органов аварийной защиты реактора в данном режиме при размещении в активной зоне нейтронной ловушки предложенной конструкции, определены влияние вносимых в активную зону изменений на эффективность рабочих органов системы управления и защиты и эффекты реактивности, связанные с вносимыми изменениями. В данной работе приведены основные результаты экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора СМ, полученные на критической сборке в отчетном году.

В настоящее время центральная замедляющая полость реактора СМ имеет следующую конструкцию: цилиндрическая полость для размещения мишеней (рис. 1.40) формируется четырьмя бериллиевыми вкладышами сложной формы; в цилиндрическую полость установлен сепаратор для размещения мишеней из 27 циркониевых труб; межтрубное пространство занято проточным теплоносителем; внутри бериллиевой части

\* Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

вкладыша закреплена нижняя направляющая труба рабочего органа аварийной защиты. В исследуемом варианте нейтронной ловушки реактора СМ облучаемые мишени предполагается размещать в сепараторе из 57 циркониевых труб, а в качестве рабочих органов аварийной защиты и компенсирующих органов использовать поглощающие стержни увеличенного диаметра с нижним бериллиевым вытеснителем.

Для проведения эксперимента был изготовлен макет центральной замедляющей полости сепараторного типа крестообразной формы: кожух, дистанционирующие решётки и трубки для установки мишеней (рис. 1.41), а также модифицированные органы аварийной защиты увеличенного диаметра с бериллиевым вытеснителем (рис. 1.42). На рис. 1.43 представлен эскиз предполагаемого рабочего органа аварийной защиты диаметром 30 мм из 19 пэлов с вытеснителем в виде стакана из циркония, заполненного бериллиевой засыпкой. В реакторной конструкции было необходимо также разместить пэлы с зазорами для обеспечения компенсации теплового расширения.

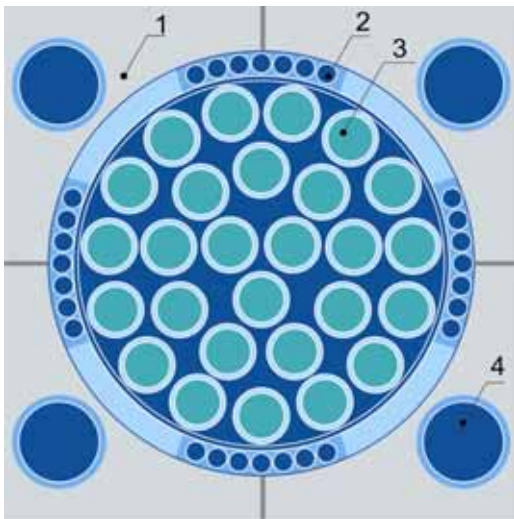


Рис. 1.40. Конструкция высокопоточной нейтронной ловушки реактора СМ: 1 — фигурный бериллиевый вкладыш; 2 — поглотитель центрального компенсирующего органа; 3 — трубы сепаратора; 4 — вытеснитель рабочего органа

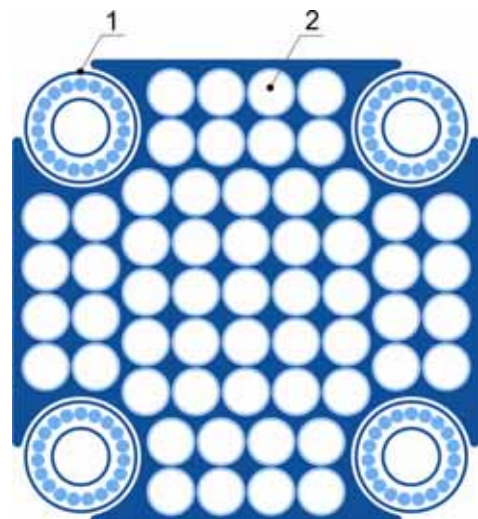


Рис. 1.41. Сечение макета центральной замедляющей полости сепараторного типа крестообразной формы: 1 — рабочий орган аварийной защиты; 2 — трубы сепаратора

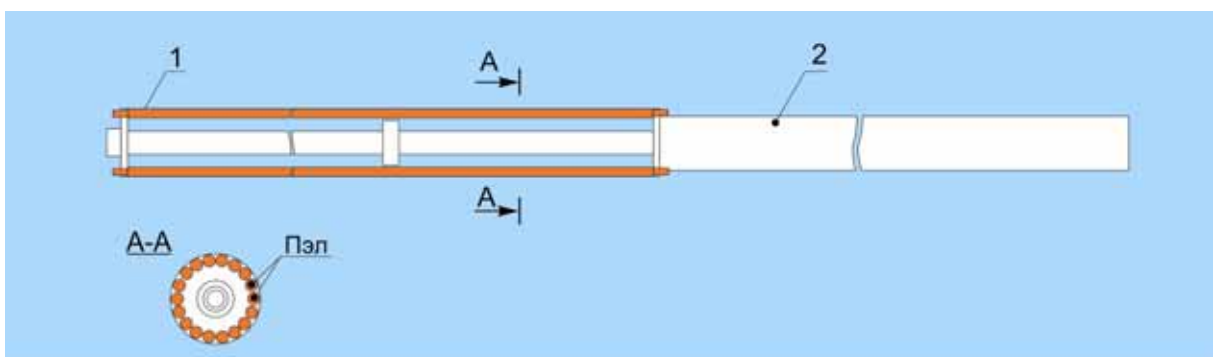


Рис. 1.42. Макет и поперечное сечение модифицированного рабочего органа аварийной защиты реактора СМ: 1 — пэл; 2 — вытеснитель

Хотя эскизные чертежи этого органа для реактора СМ содержали 19 пэлов, расположенных вплотную друг к другу, при изготовлении макета для критической сборки СМ удалось в нужном диаметре разместить только 18 пэлов из-за их технологических особен-

ностей (наличие сварного шва в месте присоединения хвостовиков, увеличивающих диаметр пэла). Помимо этого, изготовленный для проведения экспериментов макет рабочего органа аварийной защиты имел меньший диаметр вытеснителя, чем в эскизном чертеже, поскольку были использованы имеющиеся в наличии вытеснители рабочего органа компенсирующего стержня критической сборки реактора МИР, диаметр которых равен 24 мм.



Рис. 1.43. Эскиз и поперечное сечение модифицированного рабочего органа аварийной защиты реактора СМ: 1 — штанга; 2 — поглотитель; 3 — штифт; 4 — хвостовик; 5 — бериллиевая засыпка

По результатам экспериментальных исследований показано, что замена штатной конструкции нейтронной ловушки на центральную замедляющую полость сепараторного типа крестообразной формы с модифицированными органами аварийной защиты приводит к потере запаса реактивности, снижению эффективности компенсирующих органов, увеличению эффективности рабочих органов аварийной защиты. Однако увеличением загрузки топлива в активной зоне можно компенсировать потери запаса реактивности и эффективности компенсирующих органов. Суммарная компенсирующая способность

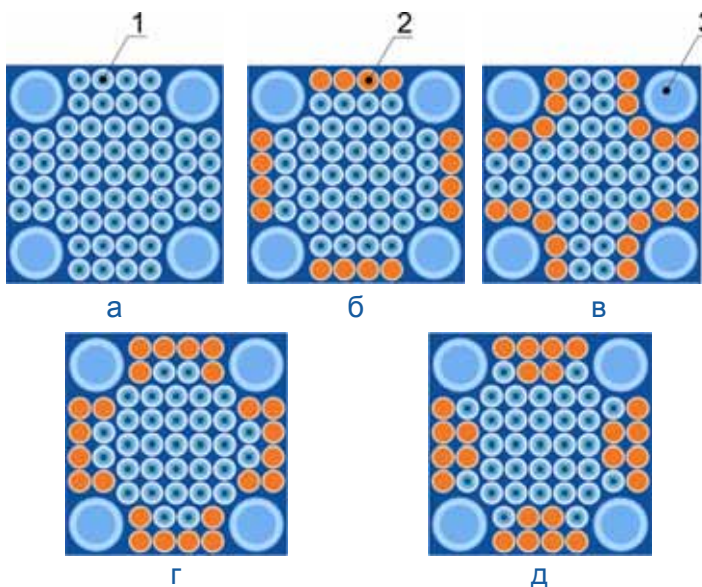


Рис. 1.44. Варианты заполнения ячеек сепаратора:  
1 — имитатор мишени со стальным сердечником;  
2 — бериллиевый вытеснитель; 3 — вытеснитель рабочего органа аварийной защиты

- а) 57 имитаторов мишеней со стальными сердечниками;
- б) 16 бериллиевых вытеснителей во внешнем ряду сепаратора и 41 имитатор мишеней со стальными сердечниками;
- в) 20 бериллиевых вытеснителей в ячейках сепаратора вокруг рабочих органов аварийной защиты и 37 имитаторов мишеней со стальными сердечниками;

угловых компенсирующих органов и зоны компенсирующих органов центральных рабочих органов аварийной защиты позволит обеспечить существующую продолжительность кампании при необходимом стартовом уровне подкритичности.

Для компенсации потерь реактивности при неполном заполнении ловушки облучаемыми материалами были исследованы различные варианты заполнения трубок центральной замедляющей полости имитаторами мишеней и бериллиевыми вытеснителями, которые представлены на рис. 1.44 под буквами соответственно их упоминанию в тексте:

- г) 24 бериллиевых вытеснителя (внешний ряд полностью и по два у рабочих органов аварийной защиты во втором ряду сепаратора) и 33 имитатора мишеней со стальными сердечниками;
- д) 24 бериллиевых вытеснителя (внешний ряд полностью и по два в центре второго ряда сепаратора) и 33 имитатора мишеней со стальными сердечниками.

По результатам экспериментов установлено, что замена имитаторов мишеней бериллиевыми вытеснителями в представленных вариантах компоновки ловушки приведёт к увеличению запаса реактивности до  $1,6 \beta_{эфф}$ , незначительному снижению эффективности компенсирующих органов, увеличению эффективности рабочих органов аварийной защиты в 1,09–1,15 раза. При замене мишеней на бериллиевые вытеснители в центральной замедляющей полости ожидается уменьшение годового расхода необлучённых ТВС до 0,54 шт. на мишень, что снизит потребление топлива и улучшит экономические показатели использования реактора.

С учётом полученных результатов планируется продолжить работы по обоснованию возможности реализации в реакторе СМ новой компоновки нейтронной ловушки в следующих направлениях:

- эксперименты на физической модели реактора по исследованию распределения энерговыделения в активной зоне;
- расчёт параметров оптимального гидропрофилирования расхода теплоносителя в активной зоне с новой компоновкой нейтронной ловушки по полученным результатам;
- уточняющий анализ безопасности реактора с новой компоновкой нейтронной ловушки.

*А.П. Малков, Д.В. Фомин, А.В. Пайдулов\*, Ю.А. Краснов*

## ПОКАЗАТЕЛИ ФОРМИРОВАНИЯ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МИР

Материаловедческий исследовательский реактор МИР предназначен для проведения испытаний тепловыделяющих сборок, их фрагментов и твэлов ядерных реакторов различного назначения в режимах, близких по своим параметрам к предполагаемым рабочим, а также производства радионуклидов. В одно и тоже время в реакторе проводят испытания нескольких опытных тепловыделяющих сборок и экспериментальных устройств, отличающихся конструкцией, материальным составом, содержанием делящихся материалов, мощностью, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Поэтому главное требование, предъявляемое к реактору, — возможность обеспечения, поддержания и контроля заданных условий облучения одновременно для всех исследуемых тепловыделяющих сборок при безусловном выполнении требований ядерной безопасности.

Особенностью эксплуатации петлевых исследовательских реакторов с большим количеством экспериментальных каналов является отличие величины полного запаса реактивности активной зоны от используемого в кампании запаса реактивности на величину эффективности органов регулирования, необходимых для поддержания заданных режимов испытаний по мощности в петлевых установках. Чаще всего такие реакторы эксплуатируют на уровне мощности ниже номинальной. Мощность реактора в конкретной кампании определяется требуемой мощностью экспериментальных устройств. И чем

\* Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

меньше мощность реактора при условии обеспечения заданных режимов испытаний в экспериментальных каналах, тем меньше расход необлучённого топлива и ниже темпы накопления отработавшего ядерного топлива. Кроме того, не всегда все работоспособные экспериментальные петлевые установки с имеющимися параметрами теплоносителя востребованы заказчиками, а в ряде случаев приоритет испытаний в отдельных петлевых установках препятствует проведению экспериментов в каналах других установок. Поэтому в петлевых реакторах коэффициент использования реактора по времени обычно заметно отличается от коэффициента использования мощности и коэффициента использования экспериментальных каналов (рис. 1.45).

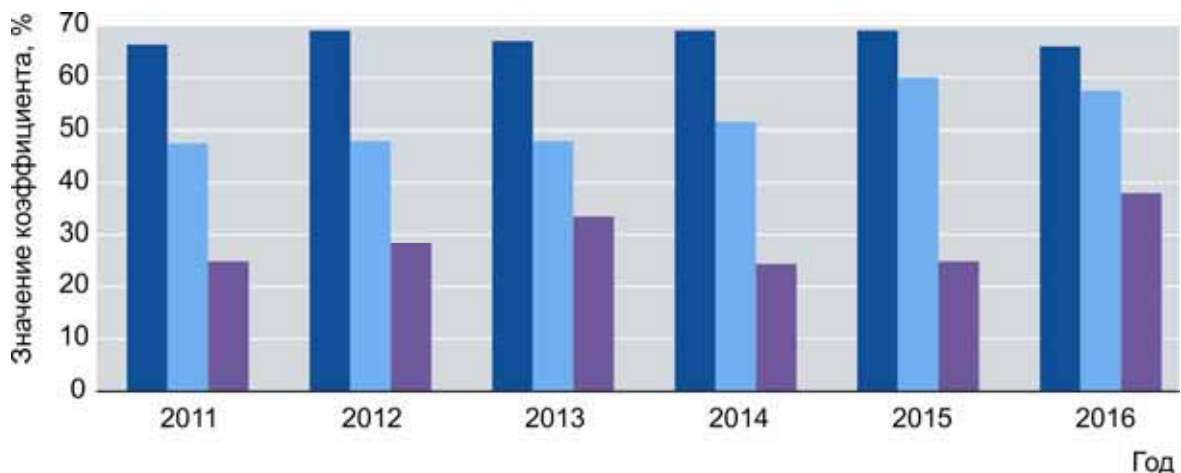


Рис. 1.45. Коэффициенты (использования экспериментальных каналов (■) и мощности (■) и временной (■)), иллюстрирующие работу реактора МИР за последние годы

Из представленной гистограммы видно, что значение временного коэффициента использования реактора в последние годы эксплуатации находится на стабильном уровне. В наибольшей степени меняется коэффициент использования экспериментальных каналов, что определяется конъюнктурой заказов на реакторные ресурсы.

Снижение расхода дорогостоящего высокообогащённого топлива исследовательских реакторов является одним из ключевых направлений повышения эффективности их использования. Для петлевого реактора это направление не относится к однозначно приоритетному, поскольку главная задача — это обеспечение заданных режимов испытаний экспериментальных устройств. Тем не менее стремление минимизировать потребление топлива на основе результатов анализа показателей его использования также является одной из задач выбора загрузки реактора МИР. В реакторе МИР экономия топлива осуществляется по следующим направлениям:

- 1) оптимизация загрузки активной зоны для повышения выгорания топлива в рабочих ТВС, выгружаемых из реактора;
- 2) повторное использование рабочих ТВС, не достигших предельного выгорания топлива, из бассейна выдержки.

Оптимизация распределения топливных сборок с различным выгоранием топлива по активной зоне позволяет поддерживать более низкий уровень мощности в тех областях активной зоны, в которых в данный момент не проводится испытаний в петлевых каналах, а значит, и общей мощности реактора. Правильный выбор распределения тепловыделяющих сборок с различным выгоранием топлива в активной зоне может являться условием сокращения количества органов системы управления и защиты, введённых в активную зону для формирования условий испытаний в петлевых каналах. Так реактор может работать с меньшим избыточным запасом реактивности и более высоким средним

выгоранием топлива в активной зоне при минимизации флюенса нейтронов на рабочих органах системы управления и защиты.

В 2016 году среднее выгорание топлива в активной зоне сохранилось на уровне 2015 года, но ниже предыдущих годов (рис. 1.46). Прежде всего это связано с тем, что для испытания экспериментальных необлучённых тепловыделяющих сборок типа ИРТ-3М из-за геометрических параметров экспериментальных каналов потребовалось выгрузить бериллиевые блоки из ячеек, в которых облучали эти устройства, что привело к заметному снижению запаса реактивности. Также в отчётном году провели два эксперимента типа LOCA, один — типа RAMP с небольшим количеством испытываемых твэлов и серию экспериментов с поглотителями нейтронов. Совокупную потерю в запасе реактивности из-за перечисленных экспериментальных устройств потребовалось компенсировать дополнительной загрузкой топлива.

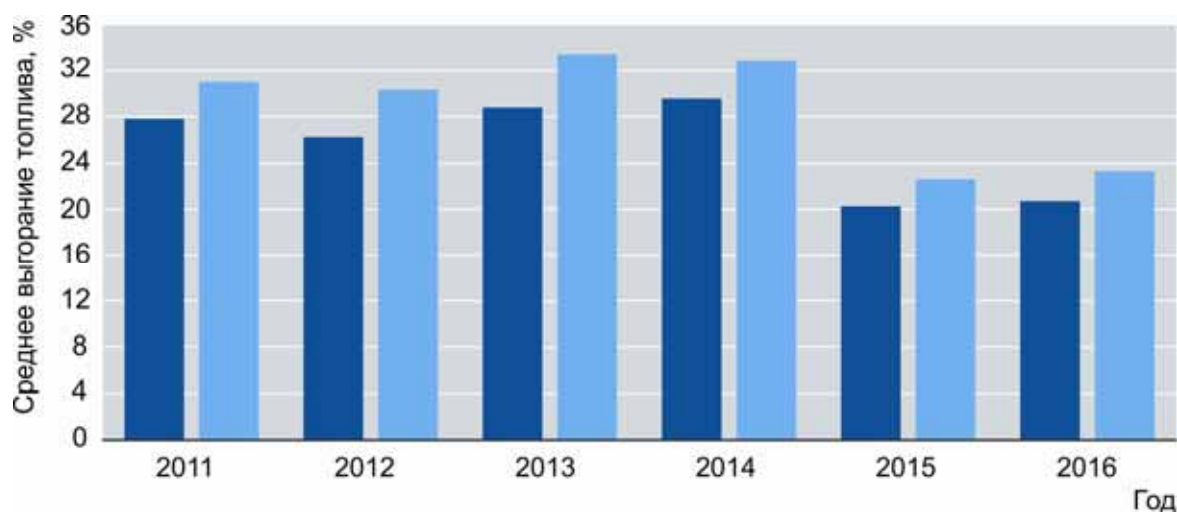


Рис. 1.46. Среднее выгорание топлива в рабочих ТВС реактора МИР на начало (■) и конец (■) кампании

Дополнительно на расход топлива влияет процесс продолжающегося отравления бериллиевой кладки ядрами лития-6 и гелия-3 с большим сечением поглощения нейтронов. Однако оптимизацией загрузки активной зоны реактора с задачей обеспечения заданных условий облучения экспериментальных устройств при минимально возможной мощности реактора общий годовой расход необлучённых тепловыделяющих сборок удалось сохранить на уровне 50–60 сборок в год. На рис. 1.47 представлены результаты расчётов концентрации эффективного поглотителя в бериллиевых блоках за период с 1997 по 2016 год.

Пики на графиках соответствуют увеличению концентрации гелия-3 вследствие распада трития при остановках реактора. Высокие пики — длительная остановка (около месяца) для проведения ежегодного планового профилактического ремонта реактора, низкие — остановки реактора между кампаниями для перегрузки активной зоны и экспериментальных устройств. График демонстрирует общую тенденцию увеличения концентрации поглотителя нейтронов в активной зоне с увеличением времени эксплуатации бериллиевой кладки.

Обеспечение требований ядерной безопасности — ключевая задача выбора загрузки любого ядерного реактора. Для безусловного выполнения этой задачи формирование загрузки активной зоны выполняется по регламентированным правилам, а по завершению перегрузки проводится контроль параметров, важных для ядерной безопасности.

В отчётном году на реакторе МИР было выполнено девятнадцать градуировок органов системы управления и защиты, по результатам которых получены следующие



диапазоны изменения эффективности органов системы управления и защиты, запаса реактивности и подкритичности (табл. 1.14).

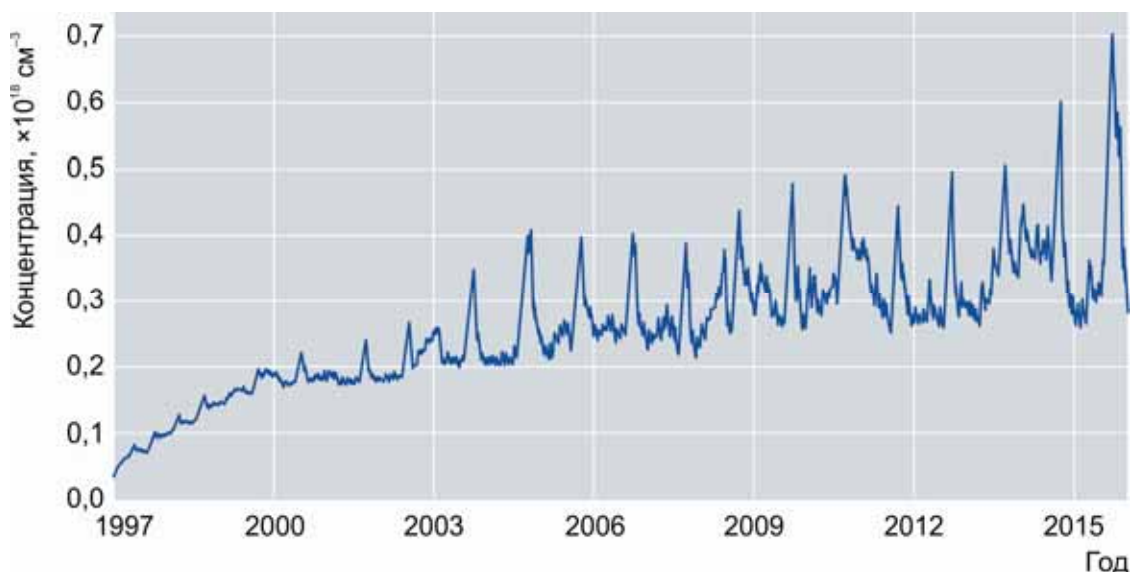


Рис. 1.47. Изменение концентрации эффективного поглотителя в бериллиевых блоках по годам

Таблица 1.14

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

Характеристика	Диапазон изменения значения	Среднее значение
Эффективность одного рабочего органа: аварийной защиты и компенсации реактивности	0,06–2,53	0,78
компенсатора с догрузкой	0,10–5,22	1,21
автоматического регулирования мощности	0,15–0,65	0,52
Суммарная эффективность рабочих органов аварийной защиты	3,37–8,18	5,38
Запас реактивности	1,6–14,4	8,42
Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погружённых компенсирующих органах	17,9–31,0	23,42

Приведённые значения эффективности рабочих органов системы управления и защиты не превышают паспортных предельных значений. Наименьшее значение подкритичности активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погружённых компенсирующих органах, полученное при эксплуатации реактора в 2016 году, составило 17,9  $\beta_{эфф}$  (11,64 % реактивности). Даже с учётом погрешности измерений оно значительно выше значения минимальной подкритичности, равного 4,4 % реактивности, — эксплуатационного предела для реактора МИР.

*А.М. Шараев\*, Д.В. Фомин, А.П. Малков, В.А. Свистунов*

\* Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

## ПЕРЕВОД РЕАКТОРА РБТ-6 НА НОВЫЙ ТИП ТОПЛИВА В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Реактор РБТ-6 работает на отработавшем топливе (ОТВС) реактора СМ. В 2005 году реактор СМ переведён на новый тип топлива и ТВС\*. Тепловыделяющие сборки нового типа имеют те же габаритные размеры, но набраны из твэлов с увеличенной на 20 % по сравнению с ранее использовавшимися твэлами загрузкой по урану-235 (6 г вместо 5 г урана-235 на твэл). В сборках нового типа чехол из нержавеющей стали заменён на чехол из циркониевого сплава. Имеющийся запас отработавших тепловыделяющих сборок старого типа близится к исчерпанию. Перевод реактора РБТ-6 на ТВС нового типа позволит обеспечить его топливом на перспективу.

Процедура перевода действующего ядерного реактора на новое топливо в процессе его эксплуатации не регламентирована государственными нормативными документами по безопасности. В процессе замены типа топлива для реактора РБТ-6 принята схема действий, апробированная и фактически реализованная при подобной процедуре для реактора СМ. Организационная схема решения поставленной задачи включает следующие основные этапы:

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

В процессе выполнения работ по переводу реактора РБТ-6 на новое топливо собрана и проанализирована информация по количеству и состоянию отработавшего топлива реактора СМ старого и нового типов для оценки перспектив его использования в реакторе РБТ-6. Выполненная оценка показала, что имеющегося запаса проектного топлива с учётом графика работы реактора хватит на один год его работы. Поэтому подготовительные исследовательские и организационно-технические работы по переводу реактора на новое топливо необходимо было начать незамедлительно. В рамках утверждённой программы работ была проведена серия экспериментов на реакторе по исследованию эффектов реактивности и эффективности рабочих органов системы управления и защиты при замене штатных тепловыделяющих сборок на ТВС с увеличенной загрузкой урана-235. Полученные результаты использованы для уточнения расчётных оценок воздействия загрузки сборки нового типа на размножающие свойства активной зоны. В результате расчётно-экспериментальных исследований была подтверждена возможность поэтапного перевода реактора РБТ-6 на топливо с увеличенной загрузкой урана-235 в твэле с сохранением основных проектных характеристик реактора при обоснованном выборе размещения тепловыделяющих сборок старого и нового типа на этапе формирования загрузки активной зоны.

---

\* Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л. и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации и основные показатели последующей работы. — Тезисы докладов Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», Димитровград, 5–9 декабря 2011 г. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 144–150.

В 2015 году начат перевод реактора РБТ-6 (рис. 1.48) на новое топливо: в периферийные ячейки активной зоны с невысокой мощностью (ячейки 85 и 88) были загружены две ТВС нового типа. При этом в данных ячейках ТВС старого типа с выгоранием топлива 30,5 и 35,7 % были заменены на тепловыделяющие сборки нового типа с выгоранием топлива 38,2 и 38,8 % соответственно. Результаты выполненных расчётов для обоснования безопасности показали, что после выполненной операции все характеристики реактора, важные для безопасности, в пределах погрешности расчёта не изменились.

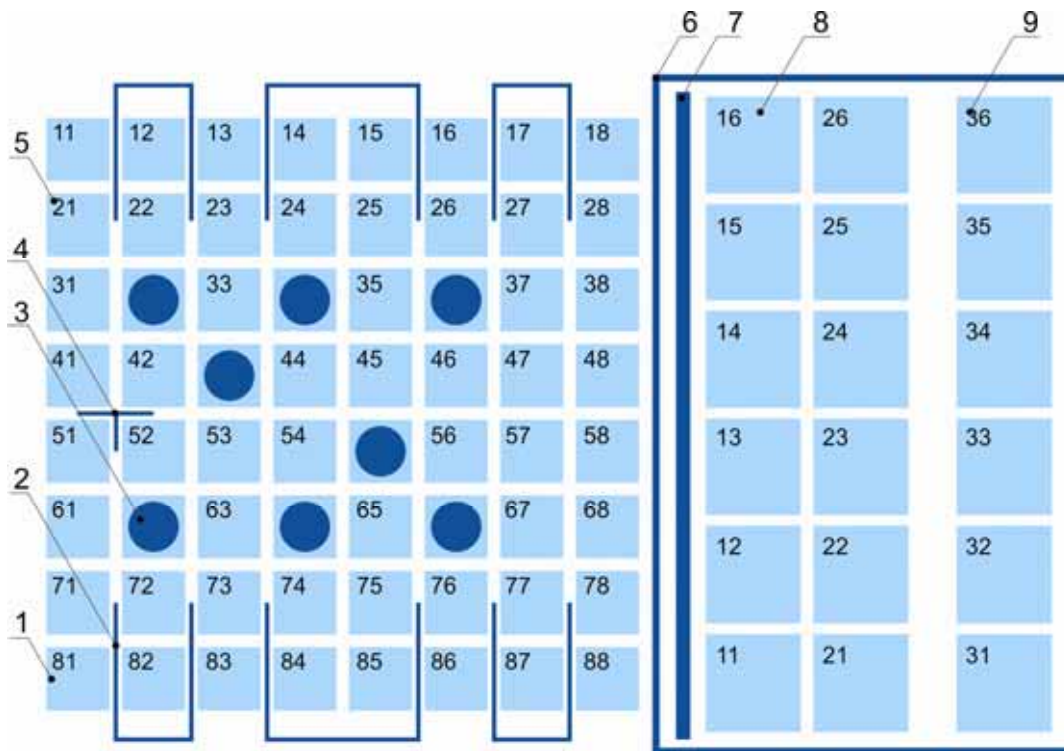


Рис. 1.48. Поперечное сечение активной зоны реактора РБТ-6 и стэнда «Корпус»: 1 — ТВС; 2 — пластины аварийной защиты и компенсирующие органы; 3 — канал облучения в активной зоне; 4 — рабочий орган аварийной защиты; 5 — номер ячейки активной зоны; 6 — выгородка стэнда; 7 — свинцовый экран; 8 — ампула; 9 — номер ячейки стэнда

В процессе работы реактора с новым типом тепловыделяющих сборок признаков их разгерметизации не было зафиксировано. С учётом полученного опыта было принято решение продолжить поэтапную замену ТВС старого типа на новые. Замену в течение 2016 года проводили партиями от двух до шести штук, обосновывая безопасность для каждой загрузки. К концу отчётного года количество ТВС нового типа в активной зоне реактора было доведено до тридцати двух штук, что составляет 57 % от общего числа тепловыделяющих сборок в активной зоне (рис. 1.49).

На рис. 1.50 представлено рассчитанное по программе MCU распределение энерговыделения по сечению активной зоны реактора с нормировкой на среднее значение мощности ТВС (в отн. ед.). Расчёт характеристик реактора, важных для безопасности: распределения мощности, плотности теплового потока на оболочке твэла, эффективности органов системы управления и защиты, эффектов реактивности, подкритичности после перегрузки, запаса реактивности — для всех выбранных компоновок активной зоны показал, что они находятся в проектных пределах. Фактические показатели работы реактора и отсутствие негерметичных тепловыделяющих сборок подтвердили правильность выбранного подхода к переводу реактора на новое топливо и возможность его дальнейшей эксплуатации с этим топливом.

41,2	26,9	41,8	41,7	41,9	41,5	41,6	41,8	0,29	0,40	0,48	0,65	0,67	0,54	0,45	0,35
42,2	36,4	34,9	41,1	37,5	37,3	35,6	41,9	0,52	0,77	0,91	1,19	1,14	1,19	0,90	0,62
41,9		29,9		38,5		42,5	43,2	0,81		1,57		1,75		1,44	0,89
18,3	23,3		44,3	44,5	37,4	38,0	37,5	0,95	1,40		1,71	1,75	1,85	1,48	1,08
14,5	22,8	36,9	44,1		38,7	38,1	37,5	0,96	1,31	1,47	1,72		1,86	1,47	1,07
41,8		29,3		39,2		42,5	44,0	0,80		1,50		1,77		1,39	0,86
42,2	36,1	38,6	37,3	41,1	37,7	36,5	41,8	0,52	0,77	0,87	1,17	1,12	1,13	0,86	0,60
41,3	41,4	41,9	41,6	42,0	41,6	41,8	41,9	0,28	0,36	0,47	0,64	0,65	0,52	0,44	0,34

Рис. 1.49. Картограмма загрузки активной зоны реактора РБТ-6 по состоянию на декабрь 2016 года с указанием выгорания топлива в ячейках\*

Рис. 1.50. Распределение энерговыделения по сечению активной зоны реактора РБТ-6\*

\* ■ — ячейки с ТВС нового типа.

В 2017 году планируется провести полную замену ТВС старого типа на новые, завершив комплекс расчётно-экспериментальных исследований физических характеристик активной зоны с новым топливом, внести все необходимые изменения в проектную, эксплуатационную и методическую документацию.

*М.Ф. Валишин, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов\*, В.В. Пименов, С.А. Сазонтов, А.М. Шареев\**

## РАСЧЁТ КОНЦЕНТРАЦИИ ПРОДУКТОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ В БЕРИЛЛИИ И ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ В КОНСТРУКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТАХ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МИР

Активная зона реактора МИР [1] имеет сложный материальный состав. Под воздействием реакторного излучения в материалах конструктивных элементов активной зоны происходят процессы, приводящие к накоплению в них продуктов ядерных реакций и структурных дефектов. В бериллии, одном из основных материалов активной зоны реактора, при облучении нейтронами происходят реакции, приводящие к накоплению нуклидов гелия-3, гелия-4, водорода, трития, лития-6 [2, 3]. Это ведёт к изменению нейтронно-физических характеристик реактора, поскольку литий-6 и гелий-3 имеют большое сечение поглощения тепловых нейтронов ( $940 \cdot 10^{-28}$  и  $5 \cdot 327 \cdot 10^{-28} \text{ м}^{-2}$  соответственно), и ухудшению механических свойств бериллиевых блоков кладки активной зоны [3, 4].

\* Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

Профиль энерговыделения в активной зоне реактора МИР и его мощность меняется от кампании к кампании. Следовательно, значения скорости накопления продуктов ядерных реакций в бериллиевых блоках, расположенных в различных участках активной зоны, будут разными и будут меняться во времени. Для реактора МИР разработана и реализована в среде Microsoft Excel методика расчёта накопления в бериллиевых блоках нуклидов гелия-3, водорода, трития, лития-6 и гелия-4 в зависимости от энерговыработки каналов с ТВС, размещённых в месте расположения блока, графика изменения мощности тепловыделяющих сборок, времени работы на мощности и остановки [4]. Расчёт скорости ядерных реакций, приводящих к накоплению ядер-трансмутантов в бериллии, в зависимости от мощности ТВС проведён с использованием программы MCU [5], в которой реализован алгоритм решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло.

При циклическом графике работы реактора изменение концентрации продуктов ядерных реакций в бериллии имеет общие закономерности. Ядерная концентрация лития-6 выходит на стационарный уровень приблизительно через два года эксплуатации бериллиевой кладки активной зоны. Накопление изотопов водорода имеет тенденцию к монотонному возрастанию в бериллиевых блоках, причём значение суммарной количественной концентрации трития и протия составляет до 15 % от концентрации всех продуктов ядерных реакций на бериллии. Наибольшую скорость наработки имеет гелий-4. Его концентрация значительно превышает концентрации других продуктов ядерных реакций на бериллии и количественная доля доходит до 85 % от суммарной концентрации всех ядер-трансмутантов. Наиболее сильно в процессе эксплуатации реактора меняется концентрация гелия-3 — продукта бета-распада трития. Ядерная концентрация трития за весь период эксплуатации реактора не достигает стационарного уровня. В процессе работы реактора на мощности она увеличивается, а во время остановок — уменьшается с превращением трития в гелий-3. Чем больше срок эксплуатации бериллиевой кладки и чем продолжительнее остановка реактора, тем выше на момент её окончания концентрация гелия-3. После выхода реактора на мощность гелий-3 ведёт себя как выгорающий поглотитель: при поглощении нейтрона ядром гелия-3 по  $(n, p)$ -реакции вновь образуется тритий. Тем не менее суммарная концентрация гелия-3 в бериллии от кампании к кампании монотонно возрастает.

Границы диапазона значений концентрации продуктов ядерных реакций в бериллиевых блоках активной зоны реактора МИР, рассчитанные на конец 2016 года, и усреднённые значения представлены в табл. 1.15.

Таблица 1.15

**Концентрация продуктов ядерных реакций  
в бериллиевых блоках активной зоны реактора МИР**

Элемент	Концентрация, $\times 10^{24} \text{ м}^{-3}$		
	Минимальная	Максимальная	Средняя по зоне
Литий	0,464	1,112	0,856
Тритий	0,273	69,633	28,904
Гелий-3	0*	0,491	0,131
Гелий-4	4,367	699,461	287,898
Водород	0,001	54,438	18,525

\* Так как блок был заменён во время планово-предупредительного ремонта реактора в 2016 году, гелий-3 не успел накопиться в значимом количестве.

Из-за наличия среди продуктов ядерных реакций в бериллии сразу двух поглощающих нейтроны нуклидов (лития-6 и гелия-3) для расчёта нейтронно-физических характеристик реактора удобно использовать условный эффективный поглотитель нейтронов (в рассматриваемом случае — гелий), сечение поглощения которого равно сечению поглощения одного из ядер-отравителей, а его концентрация будет рассчитываться по формуле

$$\rho_{\text{эфф}} = \rho_{\text{He}} + \frac{\sigma_{\text{Li}}}{\sigma_{\text{He}}} \rho_{\text{Li}}, \quad (1.3)$$

где  $\rho_{\text{Li}}$  и  $\rho_{\text{He}}$  — концентрация нуклидов лития-6 и гелия-3 соответственно,  $1/\text{м}^{-3}$ ;

$\sigma_{\text{Li}}$  и  $\sigma_{\text{He}}$  — микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов ядрами лития-6 и гелия-3,  $\text{м}^2$ .

График изменения средней по активной зоне концентрации нуклидов с большим сечением поглощения нейтронов за весь период эксплуатации бериллиевой кладки активной зоны реактора МИР представлен на рис. 1.51. Небольшие провалы в кривой накопления лития-6 означают, что во время планово-предупредительного ремонта соответствующего года два-три бериллиевых блока в активной зоне были заменены на необлучённые.

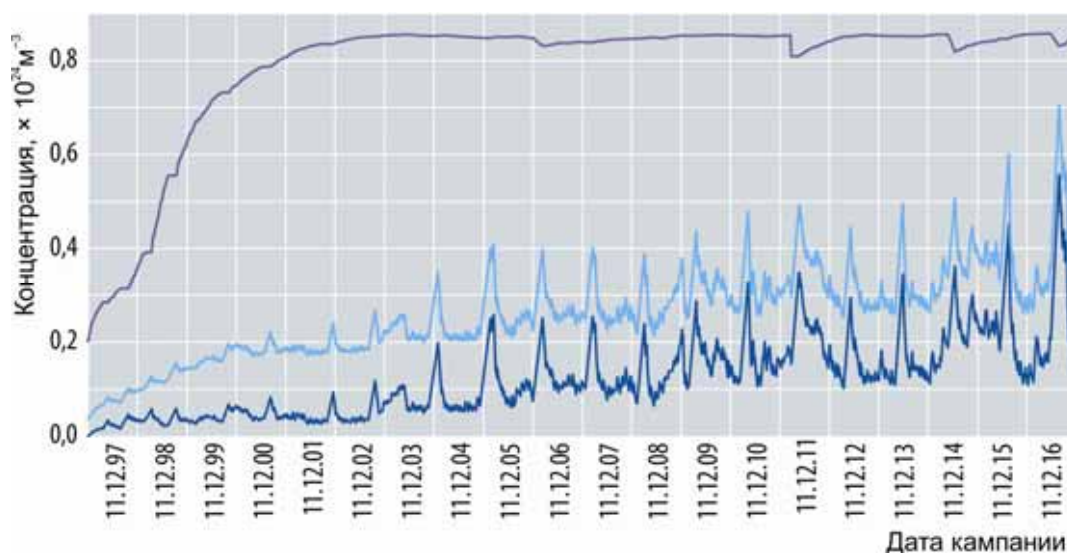


Рис. 1.51. Изменение концентрации эффективного поглотителя (—), гелия-3 (—) и лития-6 (—) в зависимости от времени кампании реактора

Интегральной характеристикой, определяющей работоспособность реакторных материалов, обычно выбирают предельный флюенс высокоэнергетических нейтронов. После достижения предельного флюенса в материале конструкционного элемента его целесообразно заменять. В зависимости от назначения реактора отношение значений мощности рабочих каналов, находящихся в различных областях активной зоны, может значительно меняться от кампании к кампании. По этой причине отслеживают историю радиационных нагрузок каждого из основных конструктивных элементов активной зоны: рабочих и петлевых каналов, направляющих труб рабочих органов системы управления и защиты, бериллиевых блоков — от момента их загрузки в активную зону.

Плотность потока нейтронов в элементе конструкции активной зоны реактора МИР описывают линейной зависимостью от мощности соседних с этим элементом ТВС (рабочих и петлевых):

$$\Phi = \sum_{i=1}^N \alpha_i W_i, \quad (1.4)$$

где  $\Phi$  — плотность потока быстрых нейтронов с энергией более 0,8 МэВ,  $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ;

$N$  — число соседних с этим элементом ТВС;

$W_i$  — мощность  $i$ -ой тепловыделяющей сборки, МВт;

$\alpha_i$  — коэффициент для соответствующего элемента конструкции,  $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}\text{МВт}^{-1}$ .

Эксплуатационные пределы и текущие (на конец 2016 года) значения флюенса быстрых нейтронов с энергией более 0,8 МэВ для основных конструкционных материалов, используемых в реакторе МИР, приведены в табл. 1.16.

Таблица 1.16

### Флюенс быстрых нейтронов, $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$

Конструктивный элемент	Текущее значение	Максимально допустимое значение
Бериллиевые блоки: активной зоны	0,019–2,251	2,5
первого ряда отражателя	0,588–1,55	2,5
Каналы: рабочие	0,037–4,406	4,5
петлевые	0,037–3,017	4,5
Направляющие трубы органов системы управления и защиты	0,538–3,472	2

Разработанная и программно реализованная процедура оперативного расчёта концентрации продуктов ядерных реакций в бериллии реактора МИР позволяет учитывать влияние этих продуктов на нейтронно-физические параметры активной зоны и проводить оценку допустимого времени эксплуатации, планировать периодичность осмотра во время планово-предупредительного ремонта и своевременно заказывать блоки для замены. Расчёт флюенса быстрых нейтронов в материалах конструктивных элементов реактора позволяет отслеживать его накопление и планировать замену элементов при достижении предельных значений.

#### Список литературы

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности / под ред. проф. В.А. Цыканова. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1991. С. 103.
2. Бекурц К., Виртц К. Нейтронная физика: пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1968. — 456 с.
3. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления гелия-3 и лития-6 в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР // Атомная энергия, 2008. Т. 104, вып. 2, С. 84–88.
4. Малков А.П., Калыгин В.В., Пименов В.В., Козыльков А.В. Ядерно-физические процессы в бериллии под облучением и их влияние на физические и технологические характеристики исследовательских реакторов. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2016. Вып. 1. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 13–25.
5. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программы MCU-RFFI расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов: препринт: ИАЭ–5837/5. — М.: Институт атомной энергии, 1994. — 30 с.

*А.П. Малков, В.В. Пименов, А.В. Козыльков\*, С.В. Майнсков*

\* Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

## РАЗРАБОТКА И МЕТРОЛОГИЧЕСКАЯ АТТЕСТАЦИЯ МЕТОДИК ИЗМЕРЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ НЕРАЗРУШАЮЩИМ МЕТОДОМ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО АНАЛИЗА

Изотопный состав плутония необходимо измерять при процедурах учёта и контроля ядерных материалов с целью подтверждения данных, декларируемых в учётных документах, при проведении физической инвентаризации, отправке и передаче материалов. Для этого применяют оперативный неразрушающий метод контроля, включающий гамма-спектрометрический анализ изотопного состава плутония. Процедура измерений должна быть строго регламентирована [1] и обеспечивать требуемую точность результатов, быть применимой к наиболее широко распространённым видам упаковки и изделиям, содержащим диоксид плутония и МОКС-топливо, — типичным единицам ядерных материалов. Для проведения измерений, удовлетворяющим этим требованиям, необходимы аттестованные методики.

С целью введения изотопных измерений плутония в штатные процедуры учёта и контроля ядерных материалов были разработаны и утверждены в виде нормативного документа предприятия методики измерений, то есть письменные процедуры измерений, регламентирующие все необходимые операции, которые должны выполняться, чтобы обеспечить надёжность получаемых результатов. В рамках разработки и аттестации методик были проведены серии измерений изотопного состава плутония на стандартных образцах плутония и контейнерных упаковках, содержащих плутоний, с использованием коаксиальных гамма-спектрометров высокого разрешения и программы анализа PC/FRAM [2, 3], а также планарных гамма-спектрометров высокого разрешения и программы анализа MGA [4, 5]. С помощью указанных программ был проведён анализ аппаратурных спектров, получены данные об изотопном составе. На основании предварительного анализа результатов определены оптимальные условия и диапазон измерений, разработаны проекты методик выполнения измерений.

Разработанные методики измерений предусматривают использование современной аппаратуры и программных средств неразрушающего анализа ядерных материалов [2, 3, 4, 5] и регламентируют определение изотопного состава плутония по одному или двум результатам измерения и анализа гамма-спектра. При проведении метрологических исследований варьировали:

- время измерения — в течение 300, 600, 900 или 1 200 с в зависимости от требуемой точности;
- толщину стенки контейнерной упаковки — от 0,5 до 10 мм стали;
- массовую долю плутония-239 — от 79 до 94 %.

Данные измерений изотопного состава плутония были обработаны в соответствии с требованиями нормативных документов [6, 7, 8], получены оценки составляющих неопределённости измерений для двух видов детекторов и двух кодов обработки спектров. По результатам метрологической экспертизы совокупности результатов измерений выданы свидетельства о метрологической аттестации разработанных методик измерения, а сами методики внесены в реестр утверждённых к применению методик предприятия.

Разработанные и аттестованные методики измерения изотопного состава плутония обеспечивают решение первоочередных задач подтверждающих измерений при проведении физической инвентаризации, отправке и передаче ядерных материалов. В дальнейшем эти методики будут усовершенствованы с целью расширения области их применения.



*Список литературы*

1. ОСТ 95 10571-2002. Учёт и контроль ядерных материалов. Система измерений. Основные положения. — М.: АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара», 2008. — 31 с.
2. Программа изотопного анализа PC/FRAM. Редакция 1.0 CPR-000101. — Мериден: Канберра Индастриз, Инк., 2002. — 102 с.
3. DSA-1000 Digital Spectrum Analyzer. Hardware Manual. 9230800A. — Meriden: Canberra Industries Inc, 2001. — 98 p.
4. Genie 2000, Spectroscopy System. Customization Tools Manual. 9230847F. — Meriden: Canberra Industries Inc. 2001. — 126 p.
5. UPuInSpector — спектрометрическая станция фирмы «Канберра» для измерения изотопного состава урана и плутония в ядерных материалах. Методические указания. Руководство по работе с аппаратурой. — Обнинск: Учебно-методический центр учёта и контроля ядерных материалов, 2008. — 46 с.
6. ГОСТ Р ИСО 5725-2-2002 Точность (правильность и прецизионность) методов и результатов измерений. Часть 2. Основной метод определения повторяемости и воспроизводимости стандартного метода измерений. — М.: Издательство стандартов, 2002. — 28 с.
7. ГОСТ Р 8.736. Государственная система обеспечения единства измерений. Измерения прямые многократные. Методы обработки результатов измерений. Основные положения. — М.: Издательство стандартов, 2013. — 24 с.
8. ГОСТ Р 8.563-2009. Государственная система обеспечения единства измерений. Методики (методы) измерений. — М.: Издательство стандартов, 2010. — 27 с.

*А.В. Ермакова, А.И. Теллин, А.К. Горобец, В.С. Офицеров*

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО МОДЕРНИЗАЦИИ УСТАНОВКИ КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАРТОВЫХ МАТЕРИАЛОВ В МИШЕНЯХ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОНУКЛИДОВ

Анализ результатов измерений мишеней-накопителей трансплутониевых элементов на установке определения равномерности распределения стартового материала [1] потребовал модернизации измерительного узла и защиты элементов гамма-спектрометра. Для проведения исследований с целью дальнейшей модернизации конструкции измерительного узла и защиты спектрометра была разработана и изготовлена лабораторная измерительная установка с системой позиционирования источника и объектов измерения (рис. 1.52).

Для проведения исследования влияния нейтронного излучения на результаты измерений использовали наборы источников на основе изотопов кюрия-244 и калифорния-252. Кюриевый источник располагали на расстоянии 60 мм от входного отверстия вольфрамового коллиматора детектора диаметром 5 мм. Аппаратурный спектр гамма-излучения от кюриевого источника представлен на рис. 1.53, а от пробы препарата, из которого были изготовлены мишени, — на рис. 1.54. На спектре отмечены расположенные в низкоэнергетической части спектра идентифицированные гамма-линии от изотопов кюрия, средняя и высокоэнергетическая часть спектра представлены в основном гамма-линиями осколков

деления с подавляющим вкладом от изотопов европия-152, 154 и незначительным вкладом от изотопов цезия-134, 137 и циркония-95.

Рис. 1.52. Общий вид лабораторной установки: 1 — защитный контейнер для источника излучения; 2 — приспособление для установки образцов; 3 — посадочное место под коллиматор; 4 — защита детектора, 5 — детектор; 6 — сосуд Дьюара

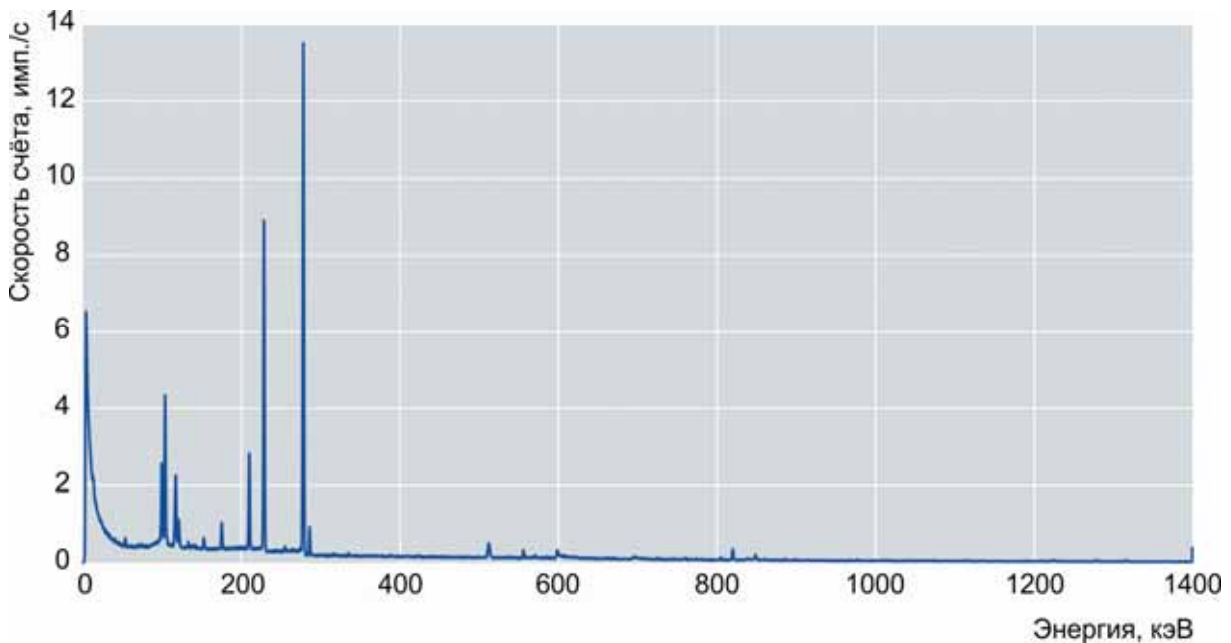
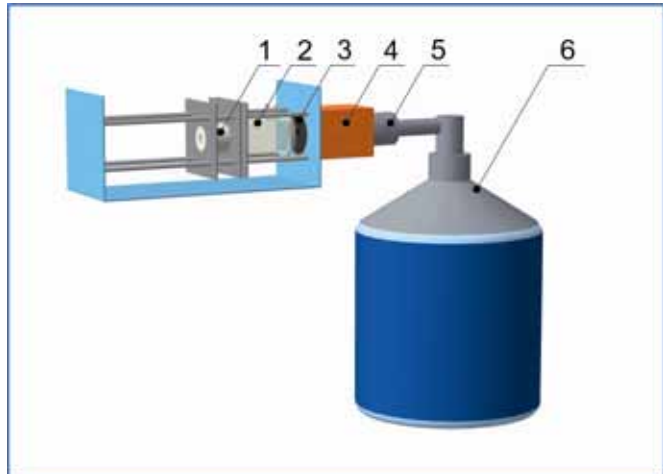


Рис. 1.53. Спектр гамма-излучения от альтернативного нейтронного источника на основе кюрия-244

Мишени из кюрия имеют значительный выход нейтронов. Учёт нейтронного излучения и его влияние на измеряемый спектр являются важными составляющими в интерпретации результатов измерений. Для учёта этого влияния была проведена серия модельных экспериментов с использованием лабораторных нейтронных источников типа альтернативного нейтронного источника на основе изотопов кюрия-244 и калифорния-252 с общим выходом нейтронов  $1,05 \cdot 10^5$  и  $2,96 \cdot 10^4 \text{ с}^{-1}$  соответственно. Исследования проводили, варьируя толщину борированного полиэтилена и свинца при различном расстоянии между источником и детектором. Результаты измерений с источником на основе калифорния-252 при расстоянии 13,5 см между источником и торцом защиты детектора с коллиматором диаметром 20 мм приведены на рис. 1.55. Форма аппаратного спектра в диапазоне энергии гамма-квантов от 500 до 900 кэВ имеет вид, похожий на наложение бета-континуума на пик полного поглощения — несимметричный пик полного поглощения с вытянутой правой ветвью. Увеличение толщины борированного полиэтилена приводит к заметному ослаблению данных пиков. С ростом толщины свинца не происходит видимого изменения формы пиков.



устанавливали пластины свинца толщиной 10 см. В области энергии до 300 кэВ наблюдаются интенсивные гамма-линии, которые можно использовать для анализа результатов методом измерений по собственному излучению. Данные линии принадлежат кюрию-244 и нептунью-239, являющимися продуктом альфа-распада америция-243, который неразрывно присутствует при производстве кюрия-244 [2]. Однако соотношение кюрия-244 и америция-243 в каждом препарате может отличаться.

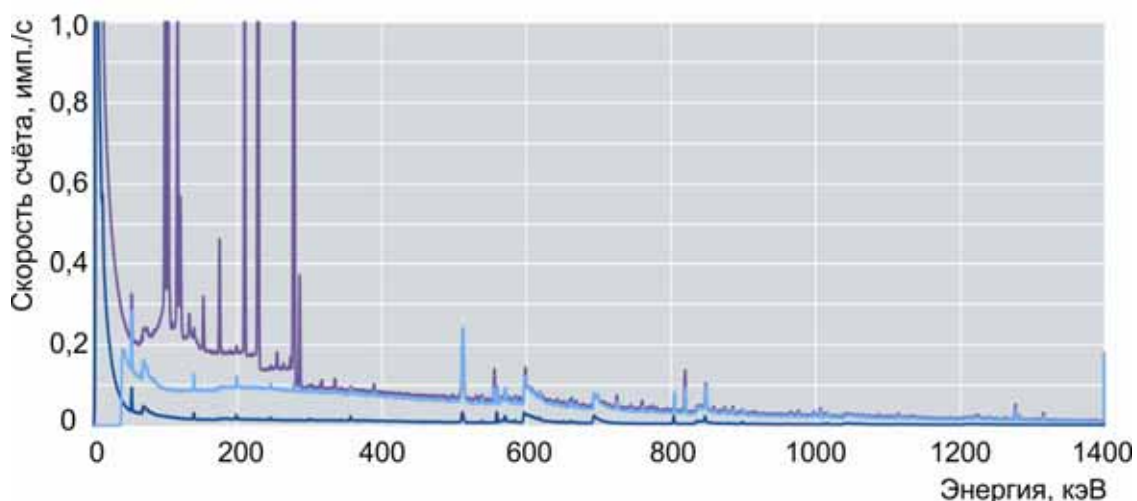


Рис. 1.56. Спектры гамма-излучения от источников на основе изотопов кюрия-244 и калифорния-252 в разной геометрии измерения: с открытым коллиматором и установленной свинцовой пластиной толщиной 10 см (—) или без свинца (—), с закрытым (—) коллиматором

Общий анализ результатов измерений наборов источников на основе изотопов кюрия-244 и калифорния-252 показал, что влияние нейтронного излучения на аппаратный спектр проявляется в фоновой составляющей спектра, имеющей вид аппаратного спектра тормозного излучения, и пиках гамма-излучения с сильно вытянутой правой стороной в области энергии от 500 до 900 кэВ. В первом случае можно применять свинцовую защиту как со стороны измеряемой мишени, так и со стороны детектора. Во втором случае, когда используется метод измерений по собственному излучению, данный эффект не оказывает влияния на результаты, так как анализируемая область спектра лежит вне зоны наблюдаемого эффекта. Для снижения общей загрузки можно применять блоки борированного полиэтилена толщиной от 6 до 12 см. При проведении измерений в условиях подкамерного помещения может возникнуть необходимость в комбинированной защите от гамма- и нейтронного излучения. В ограниченном пространстве при построении комбинированной защиты из свинца и борированного полиэтилена предпочтение следует отдать первому. Если защиты окажется недостаточно, одним из способов решения проблемы может стать удаление детектора от мишени на дополнительное расстояние, допускаемое конструкцией измерительной системы (до 5–10 см).

#### 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. — 8<sup>th</sup> ed. — New York: John Wiley&Sons, Inc., 1996. V. 2. — 1509 p.

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

## РЕЗУЛЬТАТЫ МЕТОДИЧЕСКОГО ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ОТРАБОТКЕ РЕЖИМОВ ИСПЫТАНИЙ ПЛОСКИХ ОБРАЗЦОВ ИЗ СПЛАВА 718 В ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ РЕАКТОРА МИР

Петлевые установки реактора МИР позволяют проводить широкий спектр испытаний конструктивных элементов активных зон ядерных энергетических установок. При этом моделируются условия работы испытуемых изделий, идентичные условиям их штатной эксплуатации. Одними из важнейших параметров испытаний в петлевых установках реактора МИР являются плотность потока нейтронов различной энергии, температура теплоносителя и его водно-химический режим. Процесс подготовки и планирования испытаний в петлевых установках включает следующие основные этапы работ:

- 1) разработка конструкции облучательного устройства с учётом заданных параметров испытаний;
- 2) проведение предтестовых расчётов с целью подтверждения выполнения требований технического задания по обеспечению параметров испытаний;
- 3) проведение при необходимости методического эксперимента для подтверждения правильности выбранных конструктивных решений и параметров испытаний.

Для исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 в условиях водно-химического режима, характерного для реакторов PWR, разработана конструкция облучательного устройства, позволяющая проводить испытания в петлевой установке ПВ-2 реактора МИР семидесяти двух плоских образцов из данного сплава под напряжением. Конструкция устройства должна была обеспечивать достижение значения плотности потока быстрых нейтронов с энергией более 1 МэВ в диапазоне  $(1-3)10^{12} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$  и температуры образцов от 290 до 300 °С [1]. Для экспериментального подтверждения рассчитанных параметров испытаний, а также отработки технологии обеспечения заданных показателей качества водно-химического режима были проведены методические испытания, для которых изготовили отдельные облучательные устройства, отличающиеся по конструкции от штатных отсутствием пеналов с образцами.

Конструкция облучательного устройства включала в себя держатель с установленными в него нагружающими пеналами с образцами из сплава 718, головку и подогревный блок (рис. 1.57). Держатель представлял собой трубу квадратного сечения. В корпусе держателя предусмотрены отверстия для установки пеналов с образцами. Для методических испытаний было изготовлено два держателя, один из которых (второй вариант исполнения, без образцов) был загружен в петлевой канал в составе облучательного устройства. Пеналы общим количеством 16 шт. устанавливали в верхней части облучательного устройства на каждую из четырёх граней держателя. Торцы самого нижнего пенала располагали на расстоянии около 300 мм выше центральной плоскости активной зоны. Для того чтобы контролировать температуру образцов в процессе методических испытаний и штатного облучения, в нажимном устройстве на расстоянии примерно 150 мм от верхнего блока пеналов были установлены шесть термоэлектрических преобразователей типа хромель-алюмель.

Для отработки режимов испытаний, технологии транспортных операций в бассейне выдержки реактора, верификации расчётной модели проведены методические испытания облучательного устройства. Условия испытаний были заданы на основании расчётов, проведённых ранее:

Приборный расход теплоносителя через петлевой канал .....	7,0–8,0 т/ч
Давление теплоносителя на выходе из петлевого канала .....	15,45–15,95 МПа
Температура теплоносителя в петлевом канале, °С:	
на входе .....	290–300
на выходе .....	299–313
Подогрев теплоносителя в петлевом канале .....	9–13 °С

Мощность петлевого канала с учётом тепловых потерь ..... 120–140 кВт  
 Средняя мощность рабочих ТВС, окружающих петлевой канал ..... 450–570 кВт

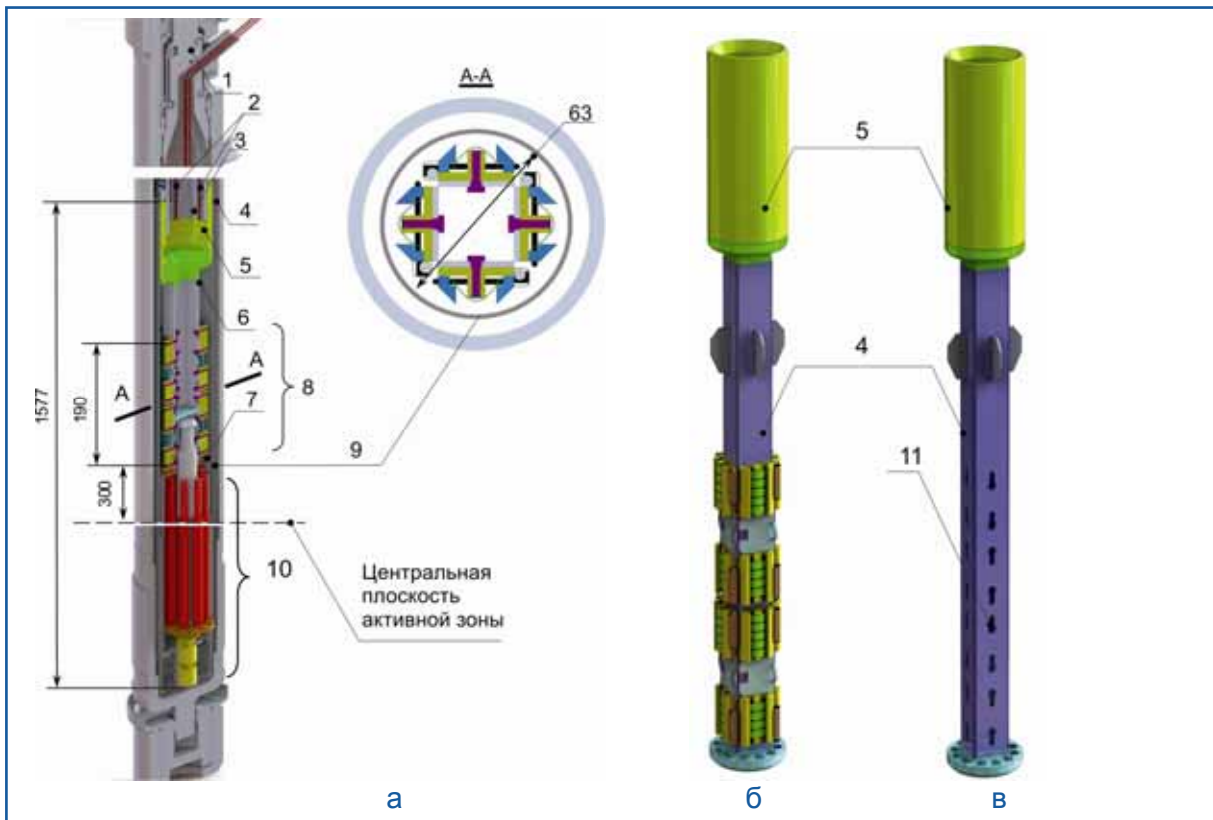


Рис. 1.57. Конструктивные схемы облучательного устройства (а) для испытаний образцов (с поперечным сечением) и его держателя в первом (б) и втором (в) исполнении: 1 — головка петлевого канала; 2 — термоэлектрический преобразователь; 3 — нажимное устройство; 4 — корпус; 5 — головка облучательного устройства; 6 — держатель; 7 — перемешивающая решётка; 8 — пены; 9 — разделитель потока теплоносителя; 10 — подогревный блок; 11 — пазы для установки пены

Изменение фактических значений мощности облучательного устройства и мощности рабочих тепловыделяющих сборок, окружающих петлевой канал, в процессе проведения методических испытаний, представлено на рис. 1.58, а изменение показаний термоэлектрических преобразователей, установленных в верхней части облучательного устройства, в ходе тех же испытаний — на рис. 1.59.

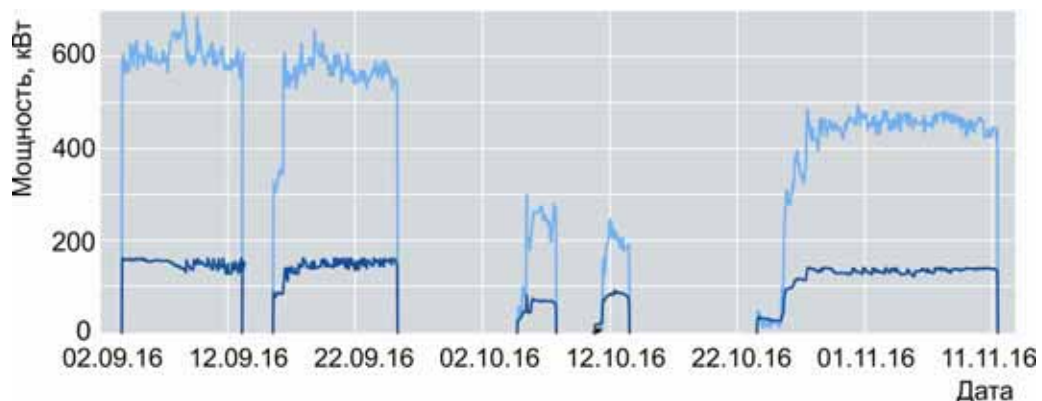


Рис. 1.58. Изменение мощности облучательного устройства (—) и рабочих ТВС (---) в процессе методических испытаний

Дополнительно к экспериментальным данным при помощи программного комплекса ANSYS [2] был проведён расчёт температуры теплоносителя для условий облучения в определённый момент времени (реперная точка).

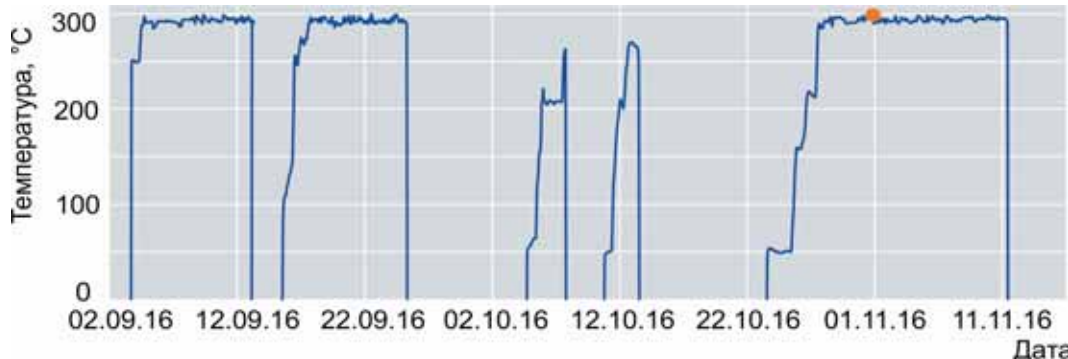
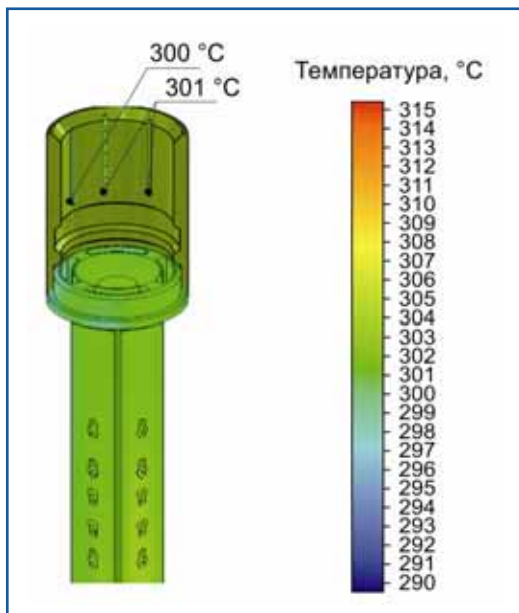


Рис. 1.59. Изменение показаний термоэлектрических преобразователей в процессе методических испытаний с указанием реперной точки (●)



Основные теплотехнические параметры испытаний, принятые в качестве исходных данных для верификации расчётной модели (рис. 1.60):

Давление теплоносителя .....	15,4 МПа
Температура теплоносителя на входе в петлевой канал .....	291 °C
Среднее значение показаний шести термоэлектрических преобразователей .....	301 °C
Расход теплоносителя через петлевой канал.....	8 т/ч
Мощность подогревного блока .....	141 кВт

Рис. 1.60. Распределение температуры в верхней части облучательного устройства и реперной точке

Показано, что расчётное среднее значение показаний термоэлектрических преобразователей (300 °C), полученное с помощью моделирования в программном комплексе ANSYS, отличается не более чем на 1 °C от среднего значения показаний термоэлектрических преобразователей в реперной точке (см. рис. 1.59).

#### Список литературы

1. Бурукин А.В., Долгов А.И., Ижутов А.Л. и др. Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава 718 при облучении в реакторе МИР. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2014 г.) — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2015. С. 21–24. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/go\\_2014\\_nauchn\\_sayt\\_0.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/go_2014_nauchn_sayt_0.pdf). Дата обращения: 30.01.2017.
2. Басов К.А. ANSYS для конструкторов. — М.: Издательство «ДМК-Пресс», 2009. — 248 с.

А.И. Долгов\*, М.А. Мокеичев, В.В. Калыгин

\* Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

Настоящая статья является продолжением цикла работ [1, 2], посвящённых анализу полученных расчётно-экспериментальных данных при эксплуатации реакторной установки ВК-50 с расширенной активной зоной при мощности реактора до 200 МВт. Целью работы являлась оценка выгорания выгружаемого топлива при шестилетнем его использовании в шестирядной активной зоне реактора ВК-50. Основой для оценки материала являлись расчётно-экспериментальные данные по энерговыделению и выгоранию топлива в ТВС активной зоны, полученные в период с 39-й по 44-ю кампанию реактора (2010–2016 годы).

Накоплен достаточный опыт эксплуатации реактора ВК-50 с дополнительными тепловыделяющими сборками в шестом ряду активной зоной. Отработана схема загрузки и движения ТВС в шестирядной активной зоне с обеспечением требований теплотехнической надёжности сборок и ядерной безопасности реактора: тепловыделяющие сборки шестого года эксплуатации в количестве 18 шт. устанавливаются через одну ячейку в дополнительный ряд ячеек, общее количество которых — 36. Осуществлена техническая возможность измерения поля энерговыделения в шестом ряду ТВС. Определено количество необлучённых сборок для обеспечения плановой энерговыработки реактора при его эксплуатации с шестирядной активной зоной — в среднем 18–19 шт. Повышена нейтронно-физическая устойчивость активной зоны за счёт снижения энерговыделения и паросодержания теплоносителя в центральной её части [1–5]. Увеличена средняя глубина выгорания топлива в ТВС, составляющая на момент выгрузки 28 МВт·сут/кгU, за счёт более длительного времени его облучения. Создана база расчётных и экспериментальных данных, позволяющих проводить сравнительный анализ.

Последняя 44-я кампания соответствует шестому году эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной, по окончании кампании завершается эксплуатация партии ТВС, загруженных в реактор шесть лет назад. Характеристики по энергораспределению и выгоранию топлива в активной зоне в эту кампанию можно считать окончательно установившимися для шестилетнего топливного цикла.

На рис. 1.61 приведена картограмма распределения выгорания топлива и мощности в ТВС активной зоны в начале 44-й кампании (в шестигранных ячейках верхнее значение — выгорание топлива в МВт·сут/кгU, нижнее значение — мощность сборки в МВт).

По результатам расчётно-экспериментальных исследований поля энерговыделения в 44-ю кампанию установлено следующее:

- максимальная мощность ТВС на начало кампании при работе на номинальной мощности составляет 2,7–2,8 МВт, в течение кампании мощность не превышала 3,0 МВт;
- средняя мощность ТВС пятого ряда расширенной активной зоны равна 1,46 МВт;
- средняя мощность ТВС дополнительного шестого ряда составляет около 0,8 МВт. Вклад восемнадцати тепловыделяющих сборок дополнительного ряда в общую мощность реактора — около 15 МВт, то есть 7,5 % от номинальной мощности (200 МВт).

Отличие расчётных и экспериментальных значений распределения выгорания по высоте рабочей ТВС в конце пятого года эксплуатации находится в области методической неопределённости около 11 % (рис. 1.62). Расчётные исследования показывают, что в течение шестого года среднее выгорание топлива в тепловыделяющей сборке увеличивается на 2,0–3,0 МВт·сут/кгU и составляет в среднем на момент выгрузки из реактора около 28 МВт·сут/кгU (против 22–24 МВт·сут/кгU при пятирядной зоне), достигая локального выгорания примерно 40 МВт·сут/кгU (рис. 1.63). Наибольшее выгорание топлива



в тепловыделяющей сборке происходит на высоте от 10 до 100 см, где оно составляет 25–40 МВт-сут/кгU. В верхней части ТВС глубина выгорания топлива менее значима.

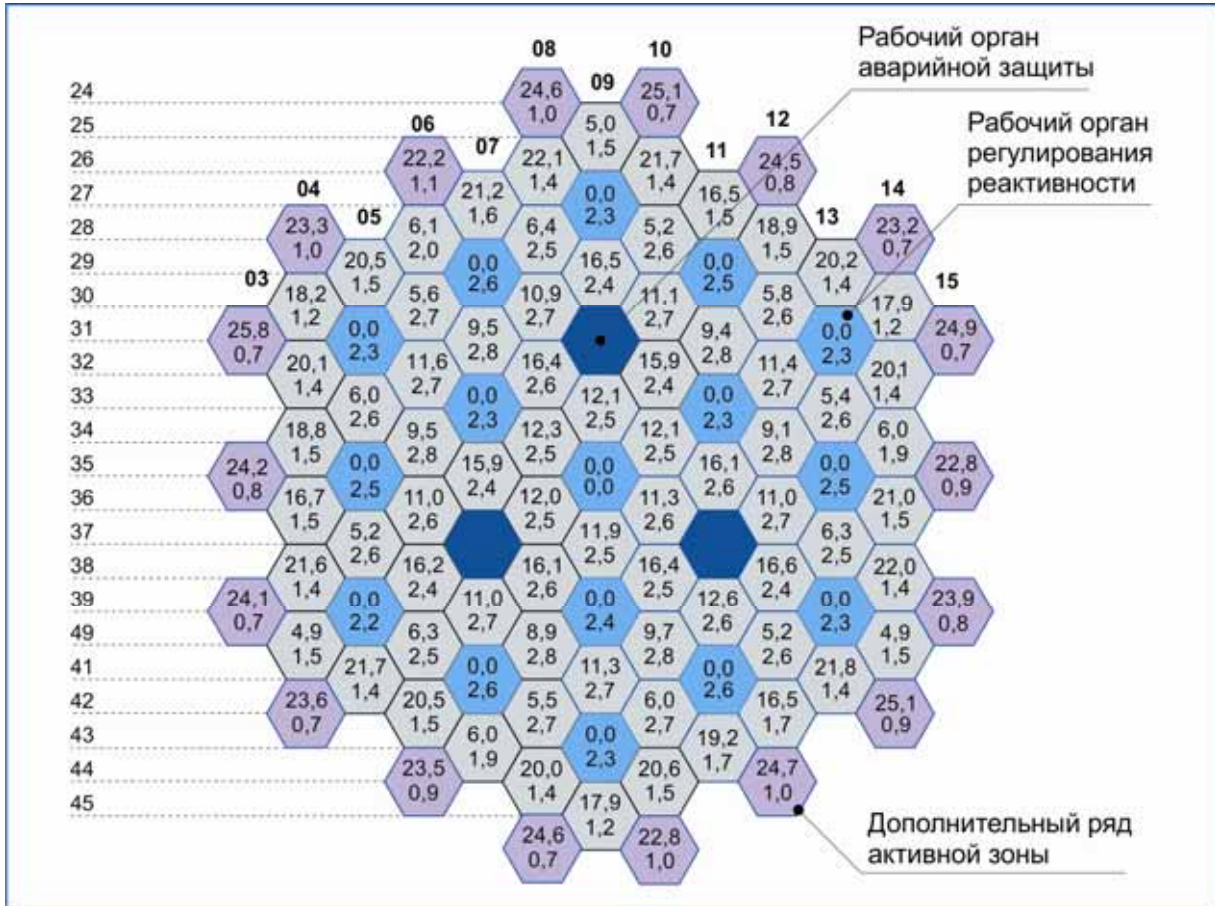


Рис. 1.61. Картограмма распределения выгорания топлива и мощности в ТВС активной зоны в начале кампании с указанием местоположения ячеек

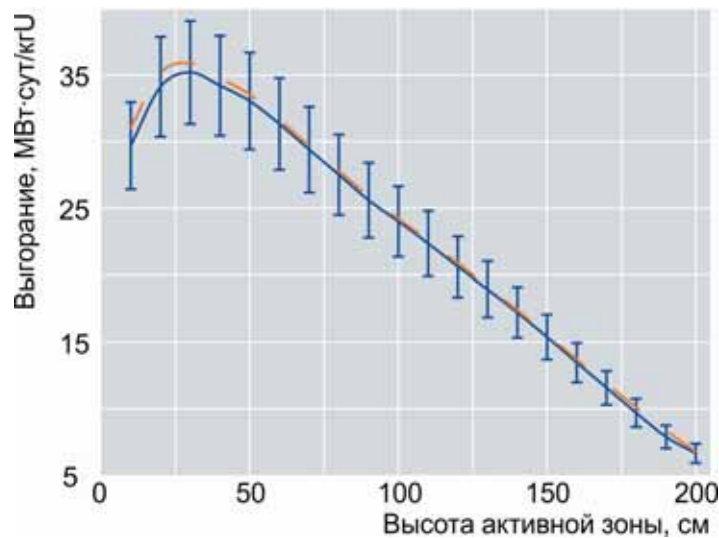


Рис. 1.62. Расчётное (---) и экспериментальное (—) распределение выгорания топлива в ТВС после пяти лет эксплуатации в ячейке 05-29

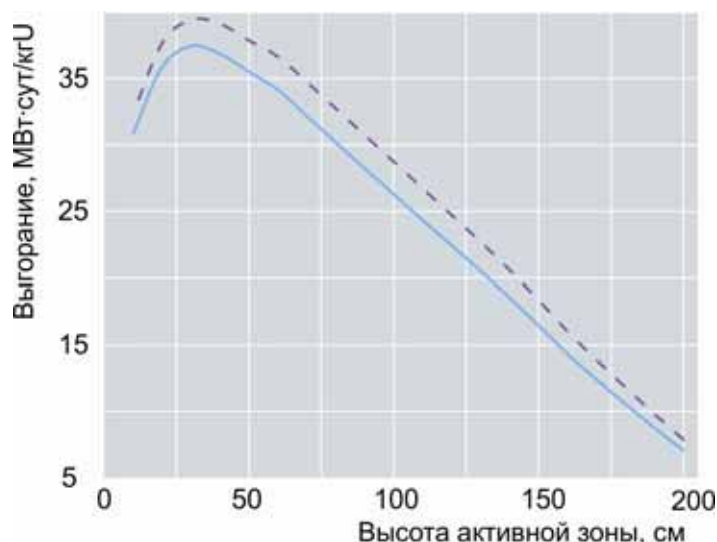


Рис. 1.63. Распределение выгорания топлива для одной и той же ТВС после пяти (—) лет эксплуатации в ячейке 04-38 пятого ряда и после перестановки в ячейку 03-35 шестого ряда активной зоны и шести (- -) лет эксплуатации

В дальнейшем планируется провести исследование влияния степени выгорания топлива в ТВС после шести лет эксплуатации на запас реактивности и энерговыработку, а также рассмотреть возможность выравнивания энерговыделения и выгорания топлива по высоте тепловыделяющих сборок.

#### Список литературы

1. Протопопов Д.П., Святкина Н.А., Синявина Е.В. и др. Результаты эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. — Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 123–129. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчет» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy\\_godovoy\\_otchyot\\_zh\\_2015\\_na\\_sayt.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy_godovoy_otchyot_zh_2015_na_sayt.pdf). Дата обращения: 03.10.2016.
2. Протопопов Д.П., Святкина Н.А., Бреусова Е.Г., Синявина Е.В. Экспериментальные исследования на реакторной установке ВК-50 с расширенной активной зоной. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2016. Вып. 1. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 3–12.
3. Садулин В.П. Турбинно-нейтронный метод измерения расхода теплоносителя в тепловыделяющих сборках корпусного кипящего реактора ВК-50 // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Обеспечение безопасности АЭС», 2009. Вып. 25. С. 126–134.
4. Садулин В.П., Федякин Р.Е., Шмелёв В.Е. и др. Нейтронно-физические и гидродинамические характеристики кипящего реактора ВК-50 с расширенной активной зоной: препринт: НИИАР-34(599). — Дмитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1983.— 11 с.
5. Семидоцкий И.И., Махин В.М. Влияние пространственной гидродинамики и стохастических эффектов на устойчивость расчётной модели корпусного кипящего реактора ВК-50 на основе теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.3 // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Обеспечение безопасности АЭС», 2007. Вып. 19. С. 111–122.

В.П. Садулин, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова



**ПРИЁМ ПЕРВОГО КОНТЕЙНЕРА В ГОРЯЧЕЙ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОЙ  
ЛАБОРАТОРИИ**

# 2

## ИССЛЕДОВАНИЕ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ



### СТРОИТЕЛЬСТВО МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА

Материаловедческий комплекс АО «ГНЦ НИИАР» является единственным в России, где проводятся исследования полномасштабных отработавших тепловыделяющих сборок всех существующих типов ядерных реакторов. Современное оборудование и разработанные методики позволяют получать широкий спектр экспериментальных данных, характеризующих влияние облучения на изменение свойств материалов: элементного и фазового состава, микро- и макроструктуры, механических и физических свойств



### ПЕРВАЯ АТОМНАЯ ПОДВОДНАЯ ЛОДКА

Результаты исследований, проведённых в НИИАРе, легли в основу разработок реакторов современного атомного флота



### ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИЕ СБОРКИ РЕАКТОРОВ

За годы работы материаловедческого комплекса исследованы сотни сборок, отработавших в ядерных реакторах различных типов и назначений





### ТРАНСМИССИОННЫЙ ЭЛЕКТРОННЫЙ МИКРОСКОП

Талантливые учёные, выпускники лучших вузов страны, проводили фундаментальные исследования в области радиационного материаловедения



### ЗАЩИТНЫЕ КАМЕРЫ

В радиационно-защитных камерах проводятся исследования радиоактивных изделий и материалов. Камеры рассчитаны на безопасную работу с облучёнными изделиями с радиоактивностью до  $1,85 \cdot 10^{10}$  Бк (500 000 Ки)



### МЕХАНИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ

Определение механических свойств облучённых конструкционных материалов — один из основных методов послереакторных исследований



### МЕЖДУНАРОДНОЕ ПРИЗНАНИЕ

В начале 90-х годов сотрудники института стали принимать участие в международных конференциях «HOTLAB» (при поддержке МАГАТЭ) по методикам исследования радиоактивных материалов

**ЛЕДОКОЛЫ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ СМОГУТ ОБЕСПЕЧИТЬ КРУГЛОГОДИЧНУЮ НАВИГАЦИЮ ПО СЕВЕРНОМУ МОРСКОМУ ПУТИ. ГОЛОВНОЙ АТОМОХОД «АРКТИКА» В ИЮНЕ 2016 ГОДА ТОРЖЕСТВЕННО СПУЩЕН НА ВОДУ**

Основной объём исследований, проводимых в отделении реакторного материаловедения в юбилейном для института 2016 году, был по-прежнему направлен на получение экспериментальных данных, необходимых для обоснования работоспособности материалов и элементов активных зон действующих и проектируемых реакторов различного назначения; на определение причин разгерметизации тепловыделяющих сборок, отработавших в реакторах на атомных электростанциях.



Рис. 2.1. Внешний вид железнодорожного транспортёра для перевозки облучённых тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000

С 1990 года, когда на исследования в НИИАР была доставлена первая полномасштабная тепловыделяющая сборка реактора ВВЭР-1000, отработавшая на первом блоке Южно-Украинской АЭС, в отделении реакторного материаловедения исследовано 49 тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 (рис. 2.1).

Для выполнения в 2016 году всего объёма запланированных работ потребовалось оптимизировать процесс проведения послереакторных исследований, сократить время профилактических и ремонтных мероприятий, повысить производительность труда.

Всё это позволило принять на исследования пять тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000, отработавших на Балаковской и Калининской АЭС; поглощающий стержень системы управления и защиты и комбинированную экспериментальную тепловыделяющую сборку КЭТВС-6 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600.

В апреле с четвёртого энергетического блока Балаковской атомной электростанции в АО «ГНЦ НИИАР» на послереакторные исследования были доставлены две тепловыделяющие сборки реактора ВВЭР-1000:

а) негерметичная — ТВС-2М № 434409498, отработавшая в течение одной топливной кампании до выгорания топлива 24,36 МВт·сут/кгU;

б) реперная — ТВС-2М № 434407433, отработавшая до выгорания 57,17 МВт·сут/кгU.

Также были доставлены поглощающие сердечники системы управления и защиты после эксплуатации 2,5 года в режиме автоматического регулирования с пэлами, поглощающий сердечник которых выполнен в виде комбинированного по высоте таблеточного поглотителя (рис. 2.2).



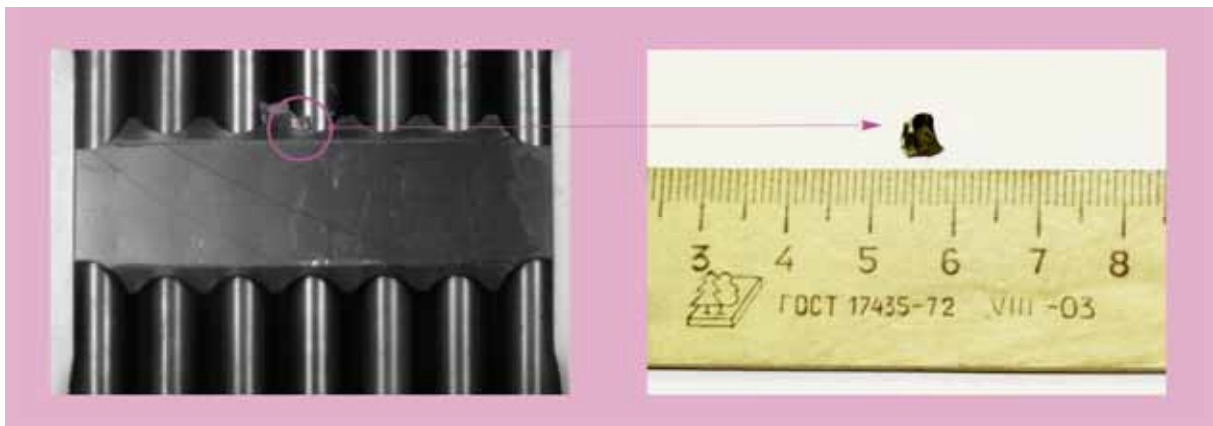
Рис. 2.2. Внешний вид головки поглощающего стержня системы управления и защиты

В июле в рамках отраслевого проекта «Нулевой уровень отказа» с третьего энергоблока Калининской атомной электростанции для определения причин разгерметизации на послереакторные исследования были доставлены три негерметичные тепловыделяющие сборки ТВСА реактора ВВЭР-1000: СГ 01719, ЖД 02585, ЖД 02560.

В августе с Белоярской атомной электростанции принята сборка КЭТВС-6, содержащая твэлы со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и топливом из диоксида урана, после облучения в условиях активной зоны реактора БН-600 до максимального выгорания 3,8 и 5,2 % т. а. соответственно и повреждающей дозы 37 сна.

В результате проведённых исследований сборки ТВС-2М № 434409498 реактора ВВЭР-1000 был обнаружен негерметичный твэг, расположенный в третьем ряду, с дефектом оболочки под дистанционирующей решёткой ДР12. Причиной разгерметизации твэга и несквозного повреждения оболочки рядом расположенного твэла, а также ячеек дистанционирующей решётки ДР12, в которых находились данные твэл и твэг, является дебриз-повреждение. Также была установлена причина побеления твэлов сборки ТВС-2М № 434409498 в пролёте между дистанционирующими решётками ДР12 и 13 — повышенное окисление оболочек. Окисление на этом участке имеет нодулярный характер. Наиболее вероятной причиной повышенного окисления является подкипание теплоносителя на поверхности оболочек вследствие эксплуатации тепловыделяющей сборки на повышенной мощности.

Завершены исследования негерметичной тепловыделяющей сборки ТВСА-PLUS № ЖД02585, отработавшей на третьем энергоблоке Калининской атомной электростанции до выгорания 40,07 МВт·сут/кгU. Обнаружен один негерметичный твэл, расположенный во внешнем ряду. Разгерметизация этого твэла произошла вследствие дебриз-повреждения оболочки посторонним предметом, находящемся между твэлом и стенкой ячейки антивибрационной решётки. Кроме того, в данной сборке посторонний предмет был обнаружен и на дистанционирующей решётке ДР-11 (рис. 2.3).



а б  
Рис. 2.3. Внешний вид (а) постороннего предмета на дистанционирующей решётке ДР11, его размеры (б)

- В 2016 году выполнен полный комплекс неразрушающих исследований:
- реперной сборки ТВС-2М № 434407433, получены экспериментальные данные:
    - а) об изменении реперных параметров ТВС и твэлов за время эксплуатации,
    - б) о состоянии нижней, дистанционирующих и перемешивающих решёток,
    - в) о состоянии твэгов с содержанием оксида гадолиния 8 %;
  - поглощающего стержня № 081527 системы управления и защиты с таблеточным поглотителем:
    - а) не выявлено признаков нарушения элементов конструкции поглощающих стержней системы управления и защиты и пэлов в результате эксплуатации в реакторе,
    - б) полученные данные о состоянии пэлов будут дополнены при проведении разрушающих исследований;
  - негерметичных сборок ТВСА № СГ01719 и ТВСА-PLUS № ЖД02560:
    - а) негерметичные твэлы и места разгерметизации установлены,
    - б) причины будут определены по результатам разрушающих исследований в 2017 году.

Сотрудниками отделения реакторного материаловедения в 2016 году был выполнен большой объём работ по изготовлению и аттестации экспериментальных твэлов



для испытаний: а) в реакторе МИР в условиях второй и третьей стадий аварии с потерей теплоносителя; б) в реакторе БИГР в режиме, имитирующем аварию с неконтролируемым возрастанием реактивности.

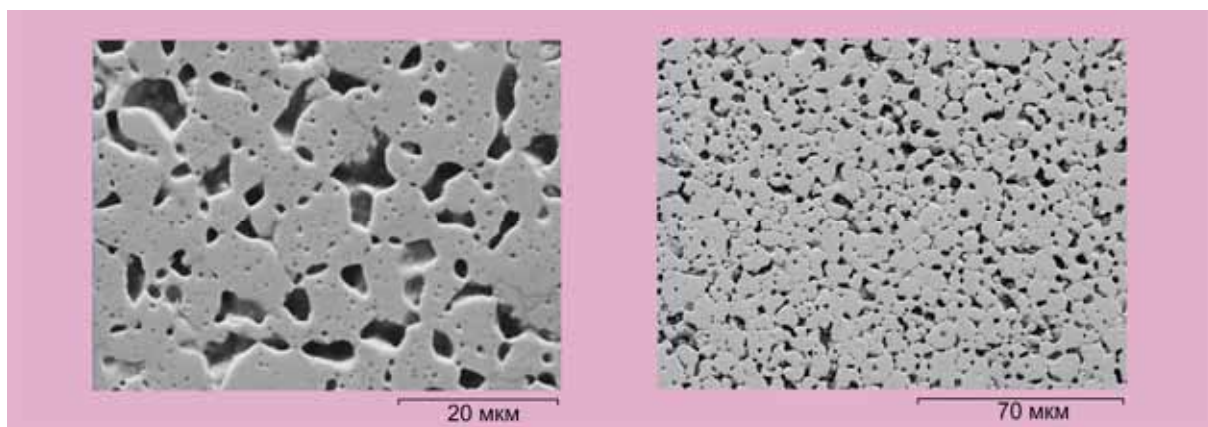
Экспериментальные твэлы изготавливали из штатных твэлов новой конструкции (утонённая оболочка из сплава Э110 на основе губчатого циркония, таблетки без центрального отверстия, размер зерна в топливе — 25–27 мкм) из тепловыделяющих сборок ТВСА-АЛЬФА № ИД02293 и ТВСА-5М № ЖЕД0811, отработавших на первом энергоблоке Калининской АЭС до среднего выгорания топлива 40,87 и 59,4 МВт·сут/кгU соответственно.

В результате исследования твэлов после испытаний были получены экспериментальные данные, необходимые для лицензирования российского топлива реакторов ВВЭР с повышенной ураноёмкостью.

В 2016 году в соответствии с федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» и «Комплексной программой расчётно-экспериментального обоснования плотного топлива» продолжались исследования по обоснованию работоспособности твэлов с уран-плутониевым нитридным топливом для быстрых реакторов нового поколения со свинцовым (реактор БРЕСТ-ОД-300) и натриевым (реактор БН-1200) теплоносителями.

Завершены послереакторные исследования твэлов сборки КЭТВС-1 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600. Целью исследований было получение максимально полного комплекса экспериментальных данных о состоянии облучённых твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом для подтверждения эксплуатационных характеристик и обоснования работоспособности топливной композиции в условиях работы реактора БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300.

Кроме того, полученные экспериментальные данные необходимы для обоснования безопасности опытной эксплуатации твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом в реакторе БН-600 до более высокого уровня выгорания и для верификации расчётных кодов (рис. 2.4).



а

б

Рис. 2.4. Микроструктура (а, б) смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в образце твэла

Завершены исследования макета твэла реактора БРЕСТ-ОД-300 со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом и оболочкой из стали марки ЭП823-Ш после второго этапа облучения в реакторе БОР-60 до максимального выгорания 3,2 % т. а. в составе разборного облучательного устройства ОУ-1. Были получены экспериментальные данные о состоянии топлива и оболочки после облучения в течение периода,

когда происходило свободное распухание топлива. Полученные результаты необходимы для верификации модели распухания топлива и газовыделения на начальном этапе облучения.

Завершены первичные исследования твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и штатных твэлов сопровождения сборки КЭТВС-6. Данные исследования были проведены после облучения в условиях активной зоны реактора БН-600 в течение 290 эфф. сут до максимального выгорания 3,8 и 5,2 % т. а. соответственно и повреждающей дозы в стали 37 сна.

Результаты исследований показали, что все твэлы со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом за время эксплуатации сохранили герметичность; их состояние по основным характеристикам (по увеличению диаметра, состоянию топлива, распределению продуктов деления, выходу газообразных продуктов деления) — удовлетворительное, ресурс не исчерпан. Исследования будут продолжены разрушающими методами в 2017 году.

Проведены исследования радиационной стойкости электротехнических материалов — проводов обмоточных термостойких марки ПОТ-450Ф-АС, предполагаемых к применению в обмотках штатных электромагнитных насосов и электромагнитных насосов-дресселей реактора большой мощности с натриевым теплоносителем. Целью данной работы было получение экспериментальных данных по изменению механических свойств материала токоведущей жилы и оценка состояния изоляции проводов после реакторного облучения при параметрах, соответствующих проектным и необходимым для обоснования работоспособности проводов.

Проведены испытания при температуре 290 °С и определены механические свойства стандартных образцов на растяжение и образцов с концентраторами напряжения из стали марки Х18Н10, вырезанных из шестигранного чехла экранной сборки Э65 реактора БОР-60, облучённой до максимальной повреждающей дозы около 150 сна. Полученные результаты необходимы для расчёта прочности элементов конструкций реакторов на быстрых нейтронах.

Сплавы на основе титана рассматриваются как один из видов перспективных конструкционных радиационно стойких материалов. Это связано с быстрым спадом наведённой активности в таких сплавах, что позволяет отказаться от длительного хранения облучённых конструкций и обеспечить возможность возврата материалов в промышленность через сравнительно небольшой промежуток времени.

Проведены исследования образцов различных сплавов на основе титана после облучения в петлевом канале реактора МИР. Определены образцы, а следовательно, композиции, обладающие наибольшей радиационной стойкостью и структурной стабильностью. Установлено влияние состава и концентрации легирующих элементов на изменение кратковременных механических свойств титановых сплавов в условиях нейтронного облучения.

Выполнены материаловедческие исследования третьей секции микромодульного парогенератора обратного типа ОПГ-1 чехословацкого производства. Этот парогенератор эксплуатировался в составе реакторной установки БОР-60 с сентября 1981 года; к 28.12.2015 время его работы в парогенерирующем режиме составило 188 082 ч. Целью данной работы была оценка состояния материала одного из наиболее напряжённых узлов установки — теплообменного пучка парогенератора. Полученные результаты дают возможность подтвердить коррозионную стойкость и стабильность механических свойств материала теплообменных трубок парогенератора.

Были продолжены работы по исследованию образцов стали марки 0Х18Н10Т в ультрамелкозернистом состоянии, полученных методом равноканального углового пресования, после облучения в реакторе БОР-60. Проведена серия испытаний на ударный изгиб необлучённых и облучённых образцов стали марки 0Х18Н10Т в различном исходном состоянии: в состоянии поставки и полученных методом равноканального углового

прессования. Полученные результаты свидетельствуют о том, что сталь марки 0X18H10T в ультрамелкозернистом состоянии по сравнению с состоянием поставки после нейтронного облучения (при температуре 350 °С, до повреждающей дозы 12 сна) при температуре испытаний 20 и 350 °С демонстрирует радиационное упрочнение и меньшую склонность к зарождению трещин, что свидетельствует о повышенной радиационной стойкости стали в ультрамелкозернистом состоянии.

В рамках работ по модернизации активной зоны реактора СМ завершены материаловедческие исследования опытных дисперсионных твэлов (второго и третьего вариантов исполнения), изготовленных на основе конструкционных материалов с меньшим сечением поглощения нейтронов по сравнению с сечением поглощения нейтронов штатного твэла реактора СМ.

Использование таких твэлов направлено на решение основных задач модернизации реактора СМ: а) повышение полезной доли нейтронов для облучения образцов; б) снижение потребления топлива.

Характерной особенностью твэлов второго варианта исполнения является наличие вытеснителя в сердечнике и расположение топливной композиции на четырёх симметричных участках. В твэлах третьего варианта исполнения, со сплошным сердечником, топливной композицией является интерметаллид урана в силумине с достаточно высокой объёмной долей частиц с относительно равномерным их распределением.

Полученные результаты позволили установить предел работоспособности по плотности теплового потока с поверхности и по выгоранию топлива для твэлов второго и третьего вариантов исполнения для активной зоны реактора СМ.

Проведены термические испытания облучённых твэлов дисперсионного типа с оболочками из высоконикелевого сплава 42ХНМ разного конструктивного исполнения, разработанных в АО «ВНИИНМ» для перспективных реакторных установок. Сплав 42ХНМ обладает отрицательным эксплуатационным свойством — высокотемпературным радиационным охрупчиванием.



Рис. 2.5. Внешний вид установки для измерения температуропроводности

Получение прямых экспериментальных данных для определения предельной температуры эксплуатации твэлов с оболочками из этого сплава весьма актуально и являлось основной целью данной работы. Результаты испытаний позволили установить, что разгерметизация твэлов происходит при температуре не ниже 550 °С в зависимости от времени выдержки.

В 2016 году федеральным государственным бюджетным учреждением «Российский фонд фундаментальных исследований» в рамках научного проекта «Влияние нейтронного облучения и последующего высокотемпературного отжига на запасённую энергию и теплопроводность реакторного графита» проводились исследования влияния отжига на коэффициент теплопроводности графита ГР-280, облучённого в реакторе БОР-60 (рис. 2.5).

Результаты полученных экспериментальных зависимостей коэффициента теплопроводности облучённого графита от температуры и длительности отжига позволяют увеличить точность расчётов напряженно-деформированного состояния кладок реакторов РБМК в условиях повышенных значений рабочей температуры.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИЧИНЫ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ СБОРКИ ТВС-2М РЕАКТОРА ВВЭР-1000, ОТРАБОТАВШЕЙ НА ЧЕТВЁРТОМ БЛОКЕ БАЛАКОВСКОЙ АЭС В ТЕЧЕНИЕ ОДНОЙ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ

В 2016 году в рамках отраслевого проекта «Нулевой уровень отказа» на базе материаловедческого комплекса АО «ГНЦ НИИАР» были проведены исследования негерметичной сборки ТВС-2М № 434409498, отработавшей на четвёртом блоке Балаковской АЭС в течение одной топливной кампании до выгорания топлива 24,36 МВт-сут/кгU. Одной из целей исследования являлось определение причины разгерметизации тепловыделяющей сборки.

По результатам контроля герметичности оболочки ультразвуковым методом, проводимого в бассейне выдержки материаловедческого комплекса, был обнаружен негерметичный твэг 163, расположенный в третьем ряду пучка, с дефектом оболочки под дистанционирующей решёткой ДР12. Дефект представлял собой зигзагообразное сквозное повреждение оболочки с деформированными наружу краями.

Повреждения были также обнаружены на соседнем твэле 183 (несквозное) и на стенках ячеек дистанционирующей решётки по месту расположения негерметичного твэга и твэла (рис. 2.6). Каких-либо других дефектов, кроме дефекта под решёткой ДР12, на негерметичном твэге обнаружено не было. Вторичных дефектов (участков с повышенным гидрированием оболочки, имеющих более светлый оттенок наружной поверхности), как правило, образующихся в верхних частях негерметичных твэлов, на твэге не выявлено.

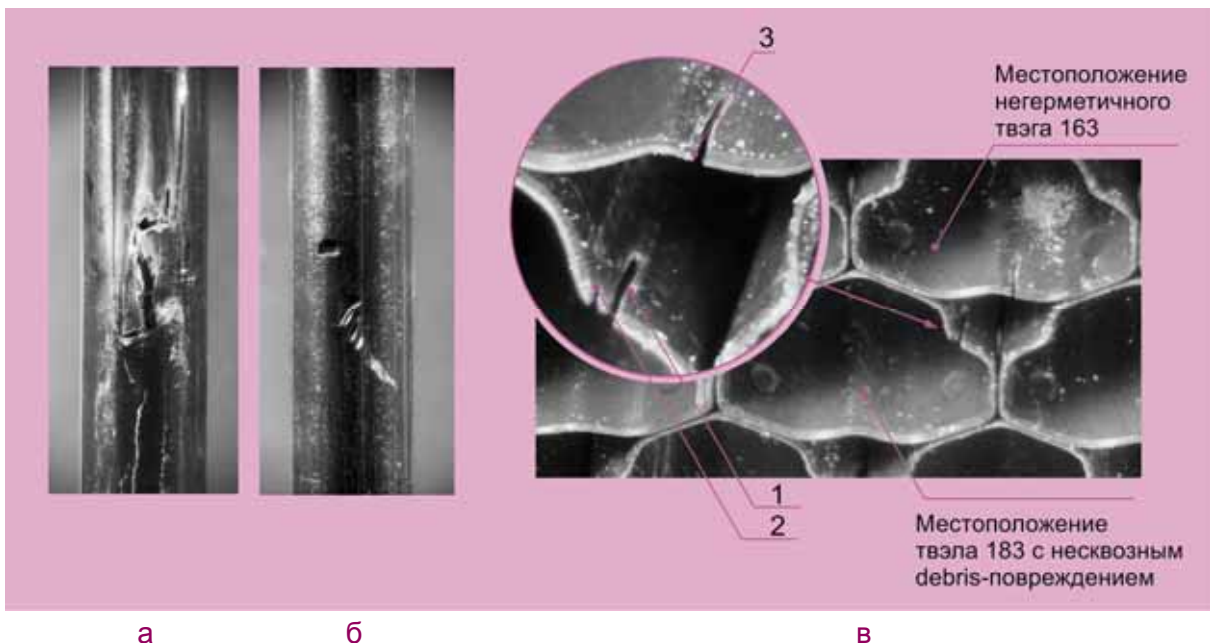
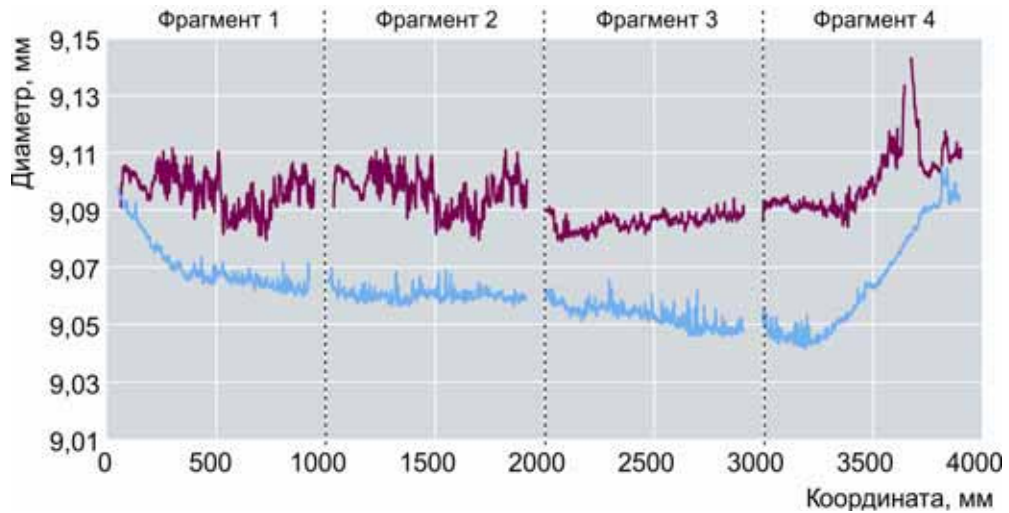


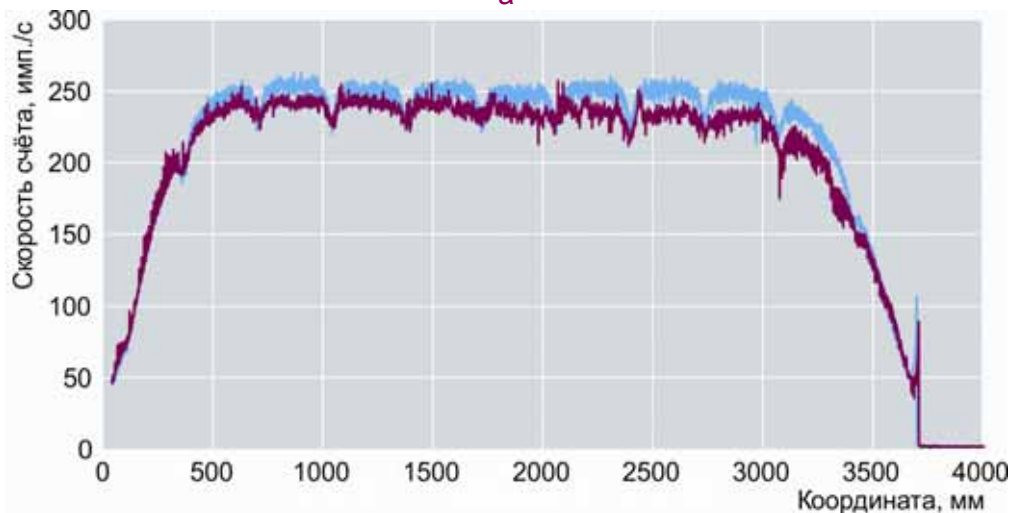
Рис. 2.6. Внешний вид дефекта на твэге 163 (а), твэле 183 (б); повреждение ячейки дистанционирующей решётки ДР12 (в): 1, 2 — дефект по местоположению твэла 183; 3 — дефект по местоположению твэга 163

По результатам неразрушающих исследований в негерметичном твэге по сравнению с твэгом-свидетелем был выявлен ряд особенностей. Уменьшение диаметра от его исходного значения, характерное для твэлов и твэгов с малым выгоранием топлива, на негерметичном твэге примерно на 40 мкм меньше (рис. 2.7, а).

На участке с координатами 65–2000 мм и в области дефекта (координаты 3628–3713 мм) диаметр увеличен. Практически на всём участке «плато» выгорания в негерметичном твэге наблюдается уменьшение скорости счёта по летучему продукту деления  $^{137}\text{Cs}$ , что свидетельствует о выходе цезия из топлива (см. рис. 2.7, б).



а



б

Рис. 2.7. Изменение диаметра (а) и скорости счёта (б) по радионуклиду  $^{137}\text{Cs}$  по длине твэга-свидетеля (—) и негерметичного твэга (—)

Рентгеновское просвечивание выявило наличие вымывания топлива на участке расположения дефекта (рис. 2.8).



Рис. 2.8. Рентгенографическое изображение негерметичного твэга 163 в месте дефекта (1)

По результатам металлографических исследований было установлено, что дефект на негерметичном твэге — дебриз-повреждение. Об этом свидетельствует форма

дефекта — трапецеидальная с прямыми или закруглёнными краями, характерная для истирания посторонними предметами, такими как проволока или стружка (см. рис. 2.6).

Гидрирование оболочки в месте дефекта — незначительное (содержание водорода не превышает 0,0056 %). Выделения гидридов имеют преимущественно радиальную ориентацию, их концентрация увеличена; однако массивные гидриды, в том числе гидриды со структурой типа sunburst, отсутствуют. Все это свидетельствует о том, что повреждённый участок является первичным дефектом, образовавшимся вследствие истирания посторонним предметом. Дополнительным подтверждением этого являются повреждения стенок ячеек дистанционирующей решётки в месте расположения негерметичного твэга и оболочки соседнего твэла.

Попадание теплоносителя в твэг через сквозной дефект привело к окислению внутренней поверхности оболочки и топлива. Образование толстой оксидной плёнки (от 250 до 370 мкм на участке дефекта) послужило причиной возникновения в оболочке растягивающего напряжения, увеличения её диаметра и деформации по краям дефекта наружу.

Окисление топлива проходило фронтально по поверхностям таблеток (наружная поверхность, центральное отверстие, края трещин) и сопровождалось растрескиванием по границам зёрен и эрозией топлива (рис. 2.9).

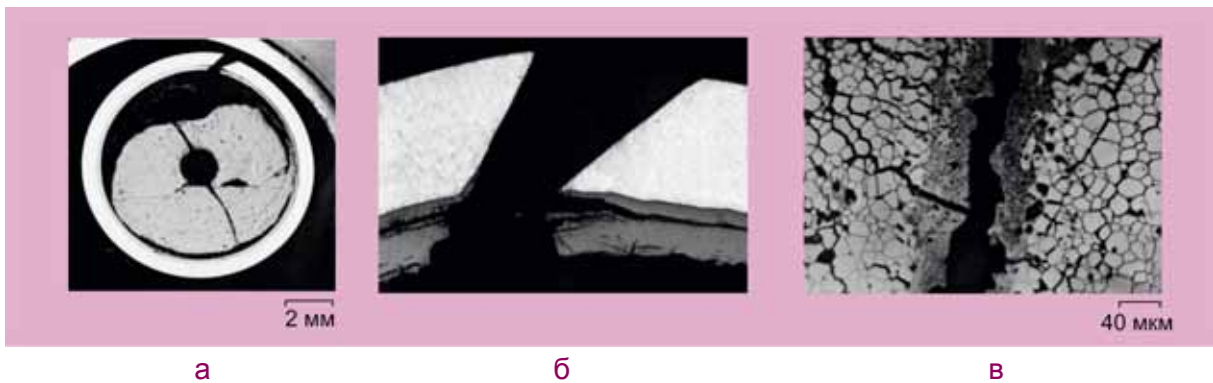


Рис. 2.9. Макро- и микроизображения (а, б) первичного дефекта, микроструктура топлива негерметичного твэга по краям трещины (в)

Окисление топлива в периферийном слое сопровождалось выходом из матрицы топлива ксенона и цезия (рис. 2.10) и миграцией гадолиния в приповерхностный слой таблетки (рис. 2.11). В местах повышения концентрации гадолиния его массовая доля достигала 42 %.

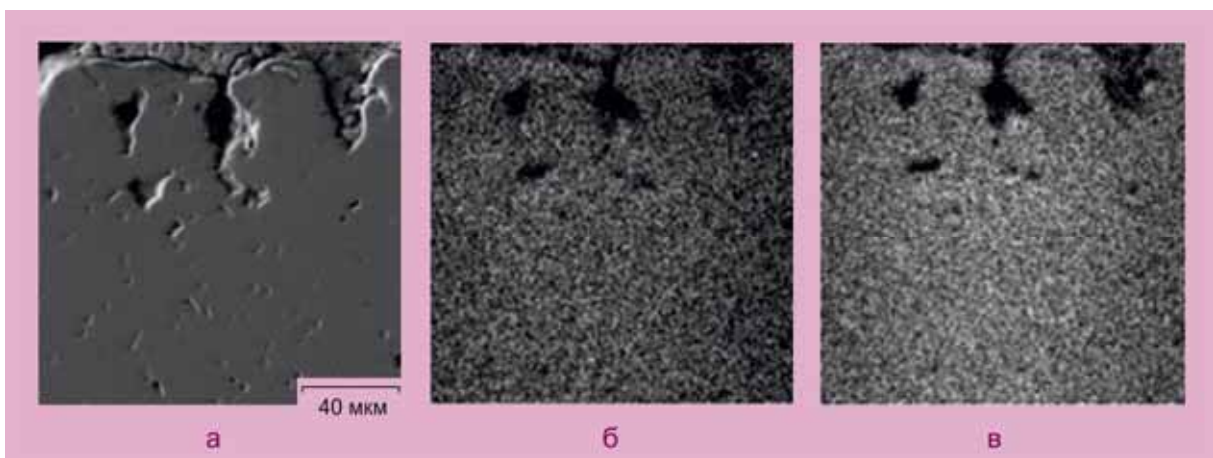


Рис. 2.10. Микроструктура топлива в обратноотражённых электронах (а), карты распределения ксенона (б) и цезия (в) на периферии топливной таблетки образца из негерметичного твэга

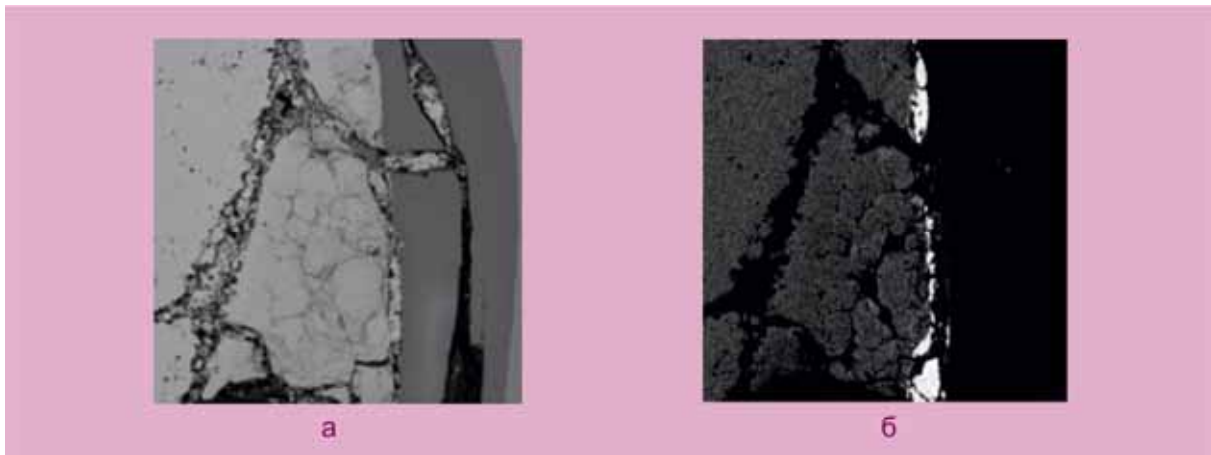


Рис. 2.11. Микроструктура топлива в обратноотражённых электронах (а), карта распределения гадолиния (б) в области зазора «топливо–оболочка» образца из негерметичного твэга

*А.В. Строжук, И.Н. Волкова, Е.А. Звир, В.А. Жителев,  
О.Н. Никитин, П.А. Ильин, А.С. Хренов*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ТВЭЛОВ С БЕЛЫМ НАЛЁТОМ СБОРКИ ТВС-2М РЕАКТОРА ВВЭР-1000, ОТРАБОТАВШЕЙ НА ЧЕТВЁРТОМ БЛОКЕ БАЛАКОВСКОЙ АЭС В ТЕЧЕНИЕ ОДНОЙ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ

На атомных электрических станциях с реактором ВВЭР-1000, участвующих в работе по повышению тепловой мощности до 104 % от номинального значения и реализующих 18-месячный топливный цикл, во время осмотра топлива в период планово-предупредительного ремонта в верхней части некоторых тепловыделяющих сборок было выявлено изменение цвета оболочек, обусловленное присутствием белого налёта.

Результаты анализа статистики обнаружения топлива с белым налётом не установили чёткой зависимости величины налёта (протяжённости участка и степени побеления) от места расположения тепловыделяющей сборки в активной зоне, выгорания или года эксплуатации. Не отмечалось также развития (увеличения) белого налёта в течение кампании. Для определения причины его появления на оболочках твэлов были проведены исследования сборки ТВС-2М, отработавшей на четвёртом блоке Балаковской АЭС в течение одной топливной кампании.

Результаты визуальной инспекции тепловыделяющей сборки показали, что светлый тон на поверхности оболочек наблюдается практически у всех твэлов как периферийного ряда, так и внутренних рядов в пролёте между дистанционирующими решётками ДР12 и 13. Насыщенность белого цвета от твэла к твэлу может изменяться. На некоторых твэлах белый налёт визуально не обнаружен (рис. 2.12).

По результатам исследований было установлено, что изменение цвета поверхности твэлов обусловлено повышенным окислением оболочек. Толщина оксидной плёнки на участках с белым налётом увеличена и изменяется в пределах от 10 до 30 мкм, что сказывается на насыщенности белого цвета. На твэлах без белого налёта толщина оксида на этом участке не превышает 3 мкм.

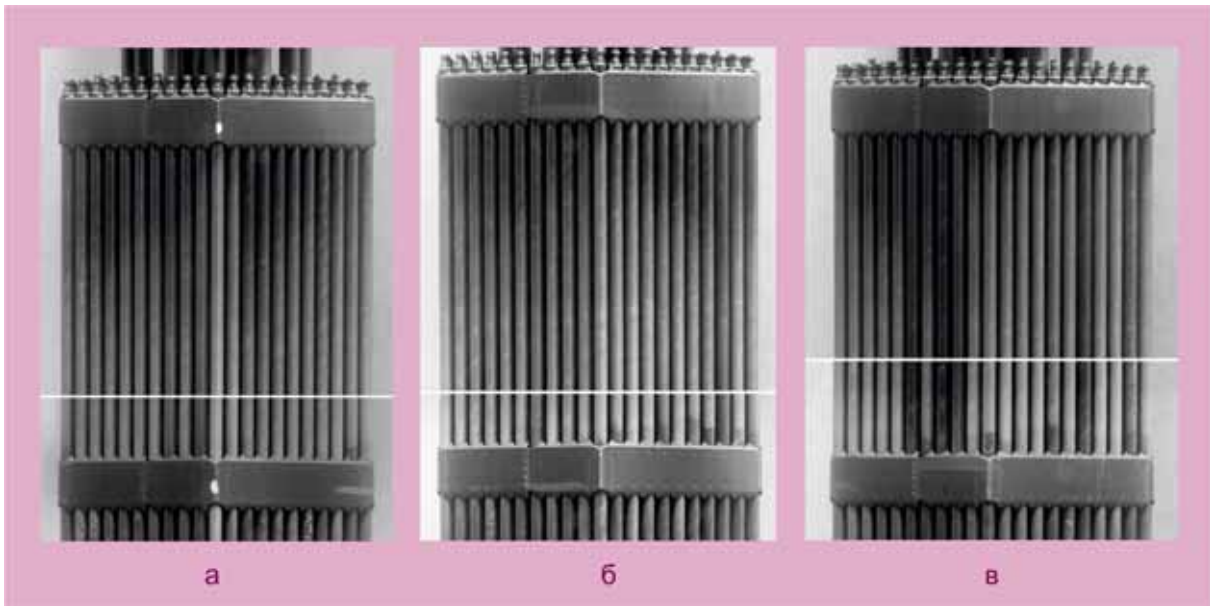


Рис. 2.12. Внешний вид верхней части пучка твэлов со стороны граней 1–6 (а), 3–2 (б) и 5–4 (в)

Структура оксида циркония на участке повышенного окисления свидетельствует о нодулярном характере окисления (рис. 2.13, а). Граница раздела «оксид–металл» неровная, оксидная плёнка пронизана большим количеством микротрещин преимущественно тангенциальной ориентации. Массовая доля кислорода по толщине оксидной плёнки изменяется в диапазоне 25–28 % (см. рис. 2.13, б).

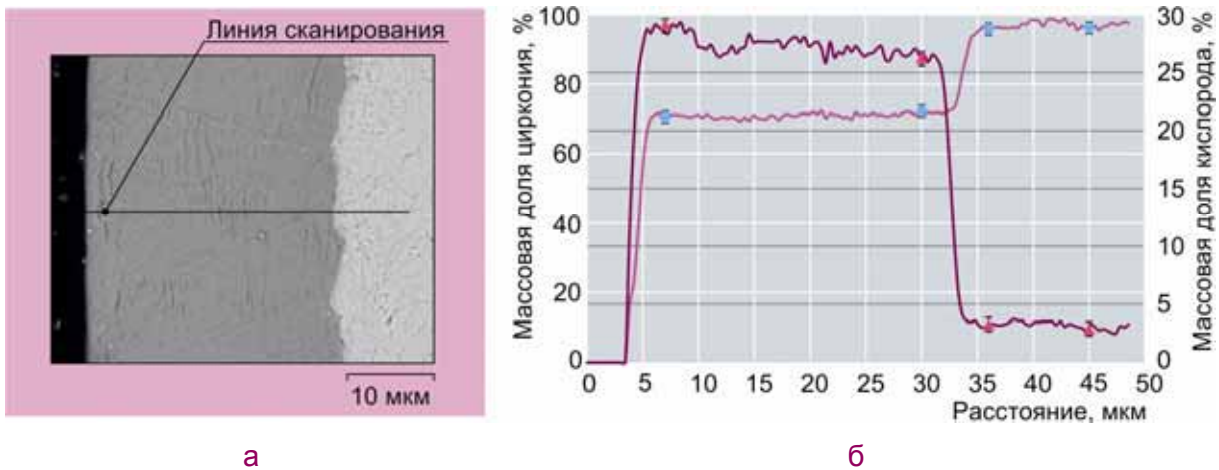


Рис. 2.13. Структура оксидного слоя оболочки твэла на участке повышенного окисления (а) и распределение элементов вдоль линии сканирования (б): кислорода (—), (▲) и циркония (—), (◆)

Данные по массовой доле водорода в оболочках свидетельствуют об увеличении его концентрации в области максимального окисления наружной поверхности (рис. 2.14). Если на основной части твэлов массовая доля водорода в материале оболочки не превышает 0,003–0,007 %, то на участке повышенного окисления оно увеличено до 0,009–0,011 %.



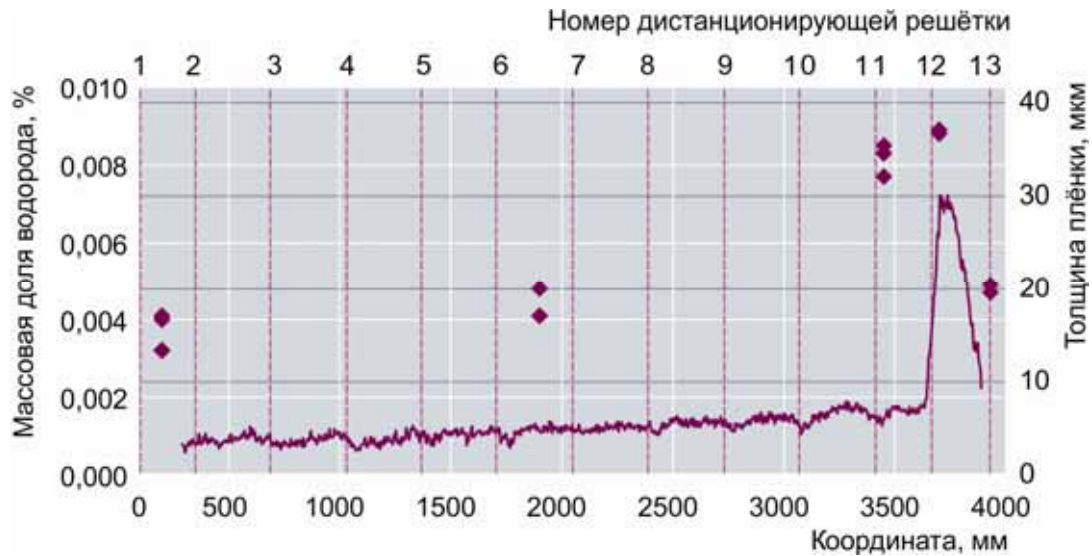


Рис. 2.14. Изменение толщины (—) оксидной плёнки, массовой доли (♦) водорода в оболочке по длине твэла с белым налётом, местоположение дистанционирующих решёток ДР1–ДР13 (---)

Результаты металлографических исследований образцов в поперечных сечениях показали, что в структуре оболочки на участках с повышенным окислением и в прилегающих к ним областях протяжённость гидридных выделений увеличена (рис. 2.15). При этом заметных изменений механических свойств материала оболочек не выявлено.

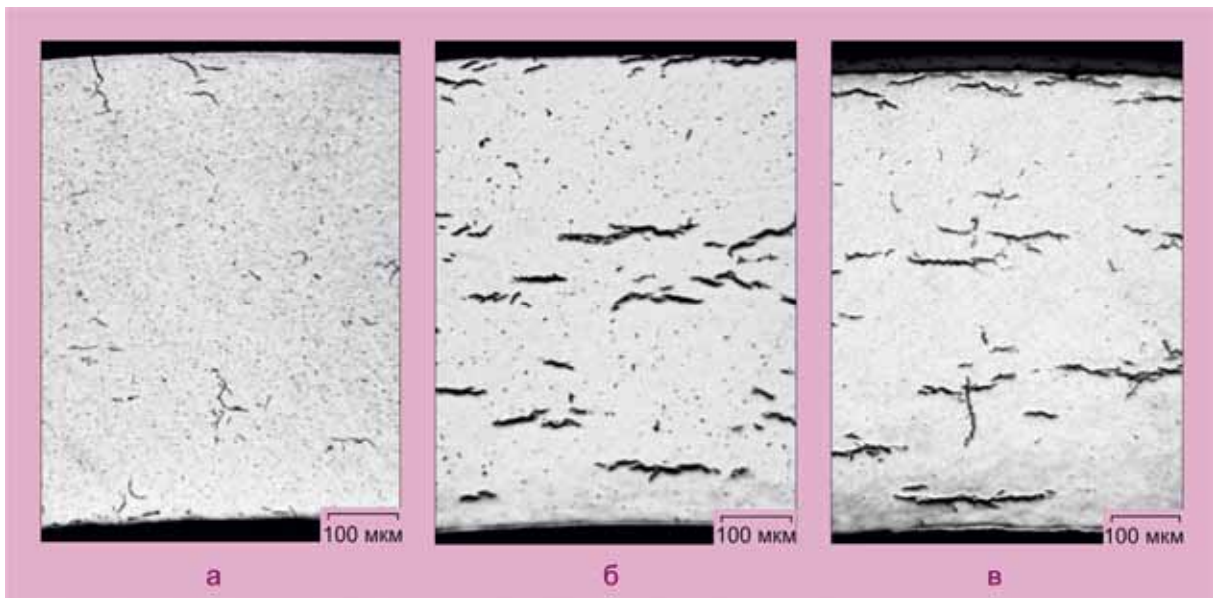


Рис. 2.15. Структура оболочки с белым налётом на различных участках твэла

Повышенное окисление не привело к значимому изменению длины твэлов, увеличению диаметра на газосборнике сверх проектного значения ( $9,1 + 0,05$ ) мм. Изменений концентрации пор по радиусу топливной таблетки ни в одном из сечений твэлов с повышенным окислением не обнаружено. Летучие (цезий) и газообразные (ксенон) продукты деления на основной части таблетки распределены равномерно, изменения размера зерна не произошло. Всё это свидетельствует о непревышении

температуры в центре топливного сердечника, при которой начинается термический выход летучих и газообразных продуктов деления из топливной матрицы.

Таким образом, повышенное окисление оболочек в верхней части твэлов ни по одному из эксплуатационных критериев не привело к превышению пределов.

*А.В. Строжук, И.Н. Волкова, Е.А. Звир, В.А. Жителев,  
О.Н. Никитин, А.В. Горячев, С.С. Сагалов, А.С. Хренов*

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИЧИНЫ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ СБОРКИ ТВСА-PLUS № ЖД 02585 РЕАКТОРА ВВЭР-1000, ОТРАБОТАВШЕЙ НА ТРЕТЬЕМ БЛОКЕ КАЛИНИНСКОЙ АЭС ДО ВЫГОРАНИЯ 40,07 МВт·сут/кгU

При осмотре негерметичных тепловыделяющих сборок в бассейне выдержки третьего энергоблока АЭС, проведённом в период среднего планового ремонта, на сборке ТВСА-PLUS № ЖД 02585 был выявлен негерметичный твэл. На твэле наблюдались светлые оксидные пятна на оболочке и разрыв в пролёте между дистанционирующими решётками ДР12 и 13.

При проведении визуальной инспекции сборки ТВСА-PLUS в защитной камере было установлено, что негерметичный твэл находится в периферийном ряду со стороны грани 6. В пролёте между решётками ДР12 и 13 наблюдалось разрушение твэла с потерей его части (рис. 2.16, а).

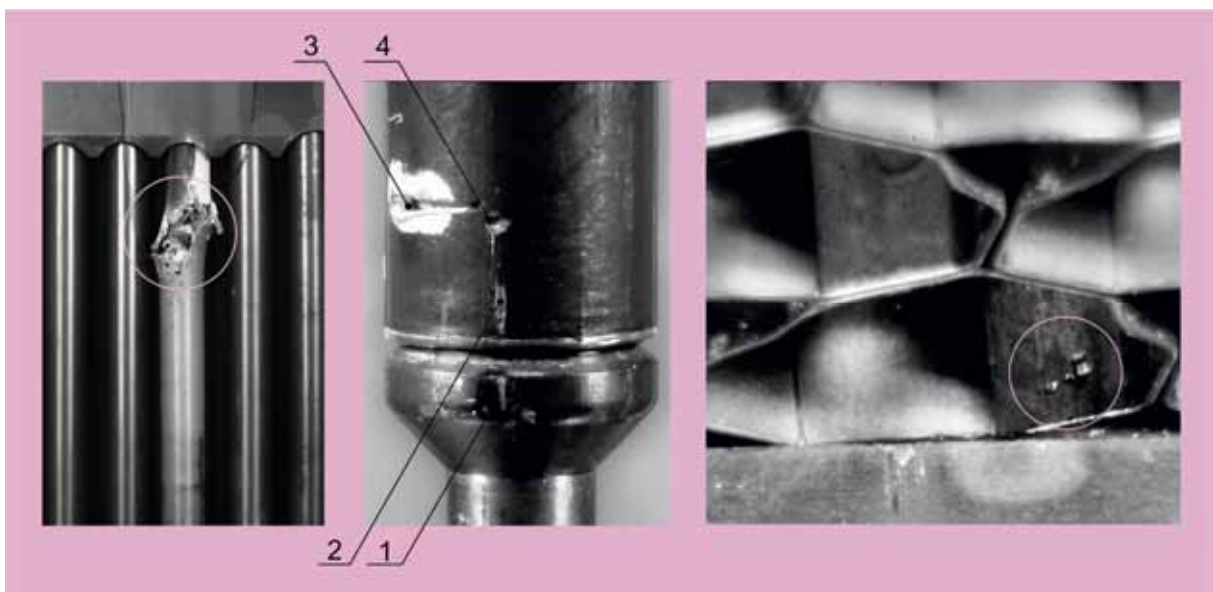


Рис. 2.16. Место разрушения твэла (а); первичный дефект (б): 1 — истирание заглушки, 2 — истирание оболочки, 3 — сквозное дебриз-повреждение, 4 — несквозное повреждение; повреждение стенки ячейки антивибрационной решётки (в)

Оболочка на участке, прилегающем к месту разрушения, — светлого оттенка, сильно наводорожена и охрупчена.

По результатам осмотра негерметичного твэла после его извлечения из пучка в нижней части, по месту расположения нижней плоскости поля ячеек антивибрационной решётки обнаружен первичный дефект — дебриз-повреждение оболочки (см. рис. 2.16, б).

Рядом с первичным дефектом на одной образующей с местоположением потёртости на оболочке (соответствует также положению пуклёвки ячейки АВР) располагалось несквозное повреждение в виде выбоины размером примерно 1 мм. По результатам осмотра ячеек антивибрационной решётки снизу, после разделки нижнего узла, выявлено наличие несквозного повреждения боковой поверхности стенки ячейки напротив того места, где располагался на тепловыделяющем элементе дефект (см. рис. 2.16, в).

Результаты металлографических исследований повреждённой ячейки антивибрационной решётки и образца, вырезанного из нижней части негерметичного тепловыделяющего элемента, подтвердили наличие несквозного истирания стенки ячейки данной решётки на глубину до 108 мкм и сквозного истирания оболочки протяжённостью примерно 3 мм (рис. 2.17). Повреждена была также внутренняя часть заглушки на глубину примерно 0,5 мм.

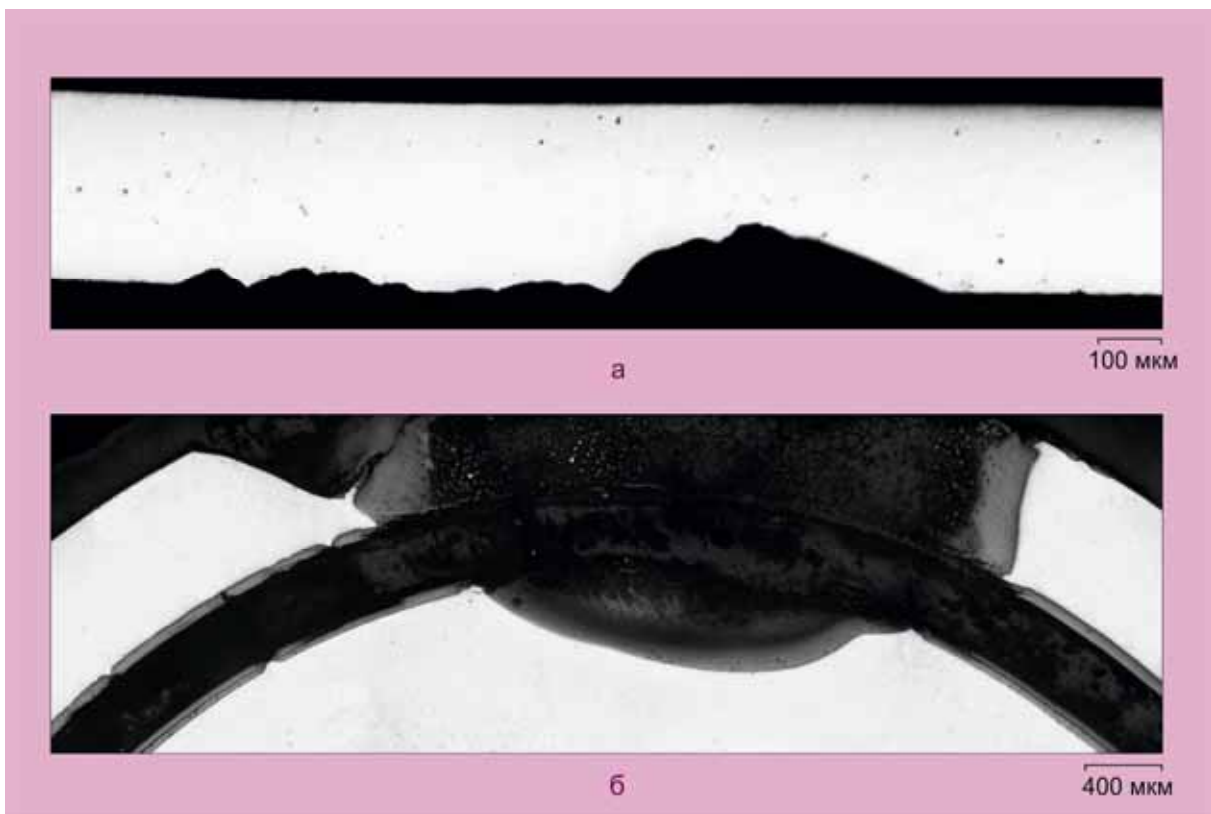


Рис. 2.17. Микроизображения дефектов ячейки антивибрационной решётки (а), негерметичного твэла (б)

Состояние негерметичного твэла — типичное для твэлов реактора ВВЭР, в которых первичный дефект находился в нижней части. Попадание воды в тепловыделяющий элемент привело к повышению температуры, газовому распуханию и рекристаллизации топлива, выходу газовых и летучих продуктов деления из твэла в теплоноситель (рис. 2.18).

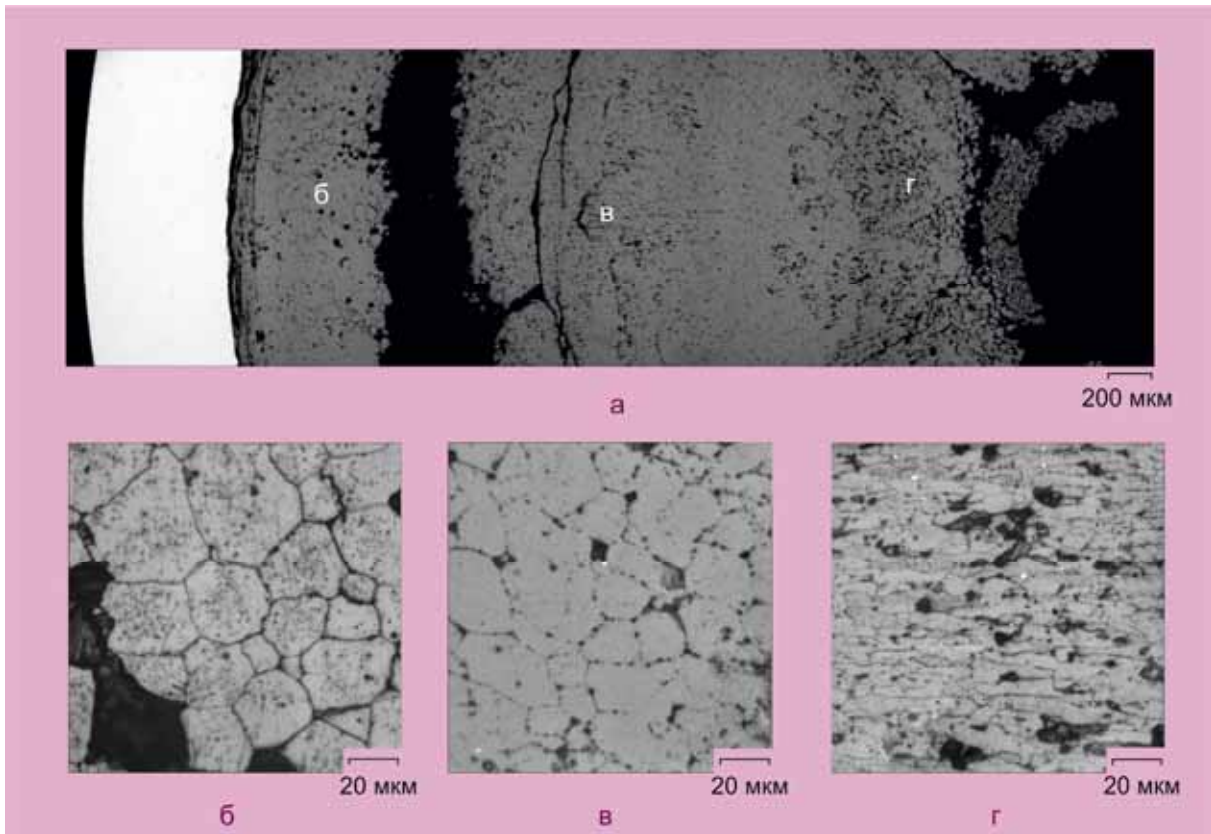


Рис. 2.18. Микроструктура (а, б, в, г) топлива в поперечном сечении негерметичного твэла на координате 380 мм

Поглощение оболочкой водорода, образовавшегося при окислении топлива и оболочки, сопровождалось гидрированием и охрупчиванием циркониевого сплава в верхней части твэла и, в конечном счёте, привело к растрескиванию оболочки и разрушению тепловыделяющего элемента в пролёте между решётками ДР12 и 13 (рис. 2.19).



Рис. 2.19. Микроструктура оболочки на участке разрушения твэла

Тепловыделяющая сборка ТВСА-PLUS № ЖД 02585 — это тепловыделяющая сборка реактора ВВЭР-1000 новой конструкции, оборудованная антидебризным фильтром.

При осмотре ТВС снизу на антидебризном фильтре были обнаружены посторонние предметы. Результаты исследований посторонних предметов методами электронной микроскопии и электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа показали, что эти предметы представляют собой пластины размером примерно 5,1 и 1,5 мм и толщиной от 0,06 до 0,25 мм из стали марки X18H10T, покрытые слоем окалина (по виду напоминающие стружку, образовавшуюся при механической обработке металла).

*В.А. Жителев, Е.А. Звир, А.В. Строжук, И.Н. Волкова, Г.В. Шевляков,  
О.Н. Никитин, П.А. Ильин, А.С. Хренов, П.И. Гринь*

## СОСТОЯНИЕ ПЕРЕМЕШИВАЮЩИХ РЕШЁТОК СБОРКИ ТВС-2М ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Тепловыделяющие сборки реакторов типа ВВЭР-1000 постоянно совершенствуются. Это обусловлено не только поддержанием конкурентоспособности на топливном рынке, но и переходом к эксплуатации на повышенных параметрах, а именно: обусловлено увеличением тепловой мощности энергоблока (до 104 % и в перспективе до 107–110 % от номинальной мощности) и длительности эксплуатации. Более жёсткие условия эксплуатации могут привести к повышенному окислению по сравнению с номинальным режимом. В настоящее время для интенсификации теплообмена и повышения запасов до кипения и кризиса теплоотдачи используются перемешивающие решётки.

В 2016 году в АО «ГНЦ НИИАР» впервые были проведены послереакторные исследования сборки ТВС-2М реактора ВВЭР-1000, оснащённой перемешивающими решётками (рис. 2.20).

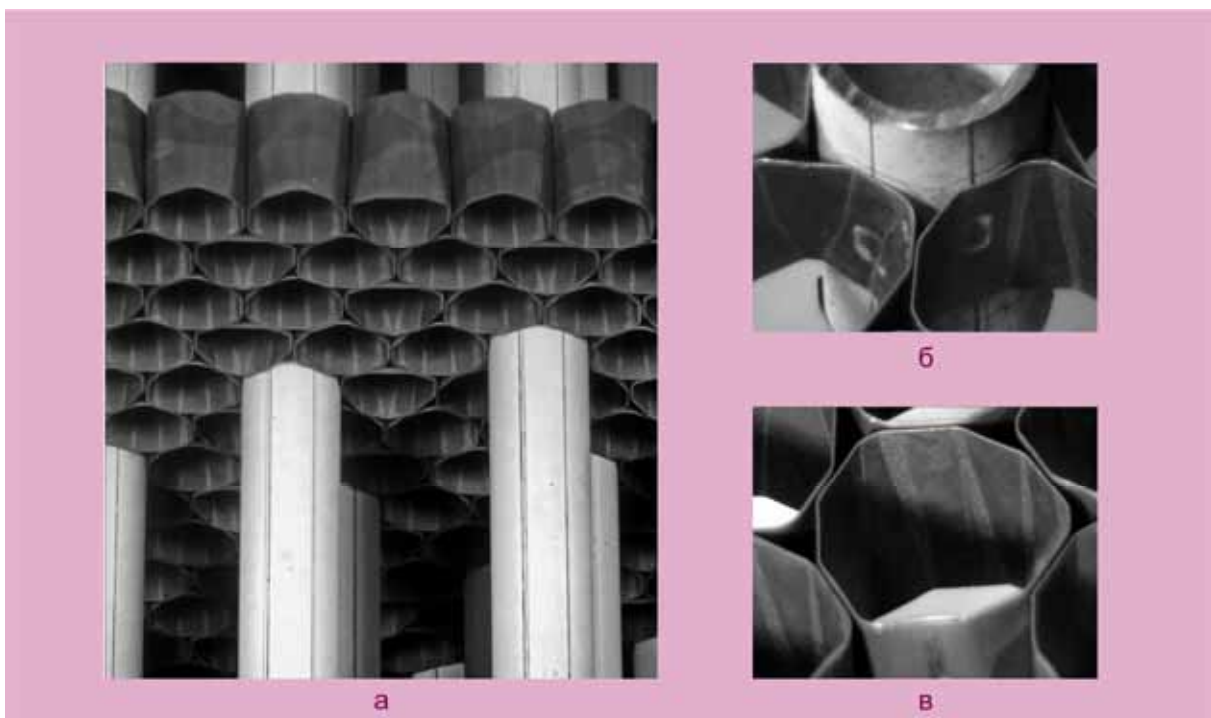


Рис. 2.20. Внешний вид перемешивающей решётки в пучке (а) и сварных соединений «ячейка–направляющий канал» (б) и «ячейка–ячейка» (в)

Тепловыделяющая сборка отработала три топливные кампании на четвёртом блоке Балаковской АЭС до выгорания 51,17 МВт·сут/кгU, длительность эксплуатации составила 1426 календарных суток (1447,4 эфф. сут). Одной из целей исследований данной ТВС являлось получение экспериментальных данных по состоянию перемешивающих решёток.

По результатам исследований установлено, что состояние перемешивающих решёток удовлетворительное. Данные решётки сохранили целостность (см. рис. 2.20, а), сварные соединения «ячейка–ячейка» и «ячейка–направляющий канал» без аномалий (см. рис. 2.20, б, в). Следов механического взаимодействия с твэлами не обнаружено.

Для всех решёток прогиб поля ячеек, направленный вниз, не превышает 1 мм. Не обнаружено изменения диаметра ячеек (табл. 2.1).

Таблица 2.1

**Статистические результаты измерения диаметра ячеек первого, второго, третьего типов перемешивающих решёток**

Параметр	До эксплуатации	После эксплуатации		
		ПР 1	ПР 2	ПР 3
Среднее значение диаметра, мм	11,00/11,80	11,00/11,79	11,01/11,78	11,04/11,77
Среднеквадратическое отклонение значений диаметра, мм	0,044/0,033	0,056/0,31	0,069/0,048	0,053/0,040

Коррозионное состояние перемешивающих решёток удовлетворительное. Толщина оксидной плёнки на большей части поверхности ячеек не превышает 11 мкм (рис. 2.21). Протяжённые гидриды располагаются преимущественно вблизи наружной и внутренней поверхностях ячеек и имеют как тангенциальную, так и радиальную ориентацию (рис. 2.22). Массовая доля водорода в материале ячеек не превышает  $156 \cdot 10^{-6} \%$ .

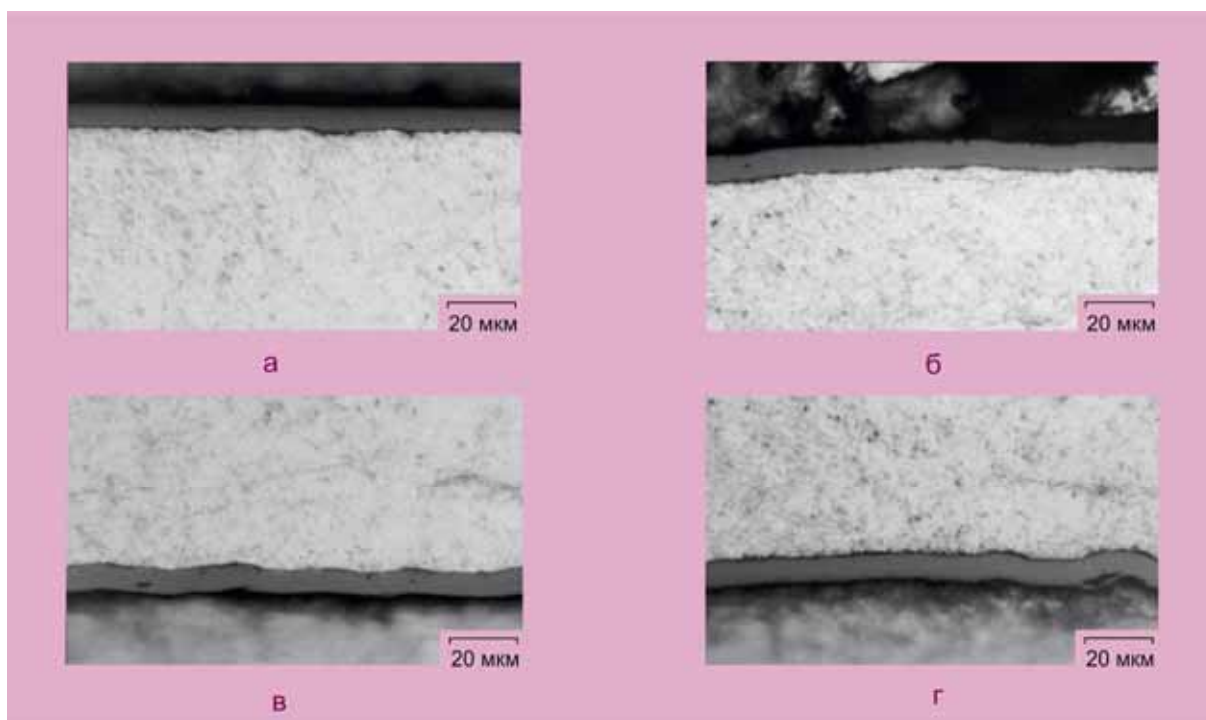


Рис. 2.21. Коррозионное состояние наружной (а, б) и внутренней (в, г) поверхности на различных участках ячеек перемешивающих решёток

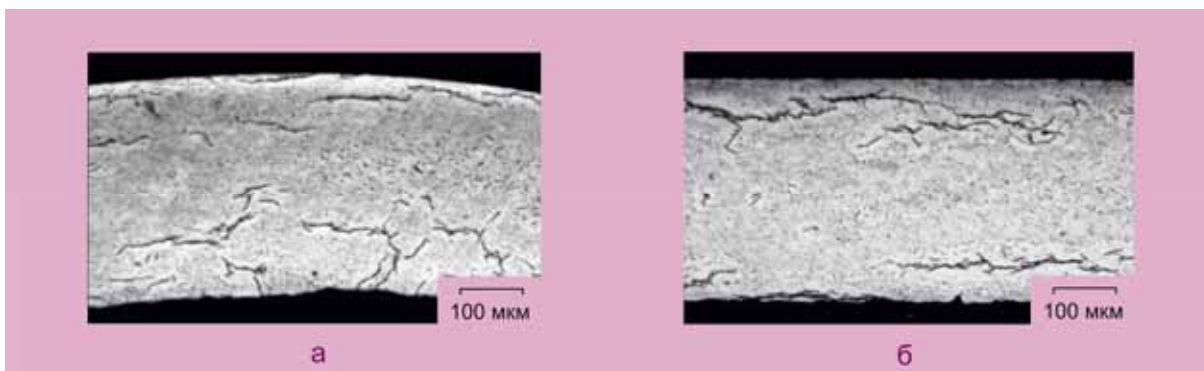


Рис. 2.22. Микроструктура материала на различных участках ячеек перемешивающих решёток

В сварных соединениях «ячейка–ячейка» и «ячейка–направляющий канал» дефектов не обнаружено, все сварные соединения имеют металлургическое сцепление. Толщина оксидной плёнки в щелевом зазоре сварного соединения «ячейка–ячейка» не превышает 10 мкм (рис. 2.23, а). В щелевом зазоре сварного соединения «ячейка–направляющий канал» толщина оксидной плёнки составляет примерно 7–48 и 5–18 мкм на поверхности направляющего канала и ячейки соответственно (см. рис. 2.23, б).

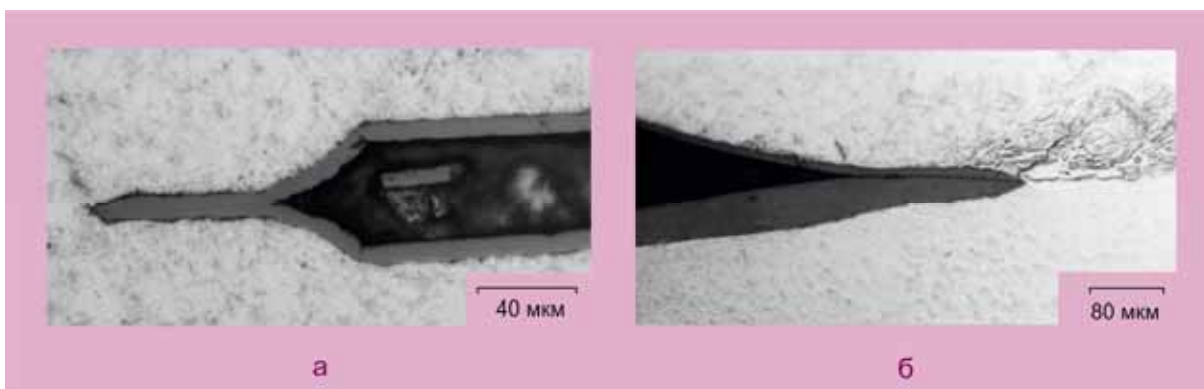


Рис. 2.23. Коррозионное состояние материала в щелевом зазоре «ячейка–ячейка» (а) и «ячейка–направляющий канал» (б)

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

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ КОМБИНИРОВАННОЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ СБОРКИ ТВС-1 ПОСЛЕ ОПЫТНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600

Завершены послереакторные исследования твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки КЭТВС-1 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600.

Данная сборка содержала 127 твэлов с двумя видами топливной композиции: четыре твэла со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, изготовленные в АО «ВНИИНМ», и 123 твэла с топливом из обогащённого диоксида урана, изготовлен-

ные в ПАО «МСЗ». По конструктивному исполнению твэлы со СНУП-топливом аналогичны твэлам с оксидным урановым топливом и отличаются лишь топливной композицией и материалами зон воспроизводства. Зоны воспроизводства твэлов со СНУП-топливом набраны из таблеток обеднённого нитрида урана. В твэлах с обогащённым урановым оксидным топливом зоны воспроизводства выполнены из таблеток обеднённого оксида урана. Оболочки твэлов с диаметром 6,9 мм и толщиной стенки 0,4 мм изготовлены из стали марки 06X16H15M2Г2ФР-ИД (ЧС 68-ИД) в холоднодеформированном состоянии.

Основная особенность твэлов со СНУП-топливом в сборке КЭТВС-1 по сравнению с твэлами сборок КЭТВС-6 и КЭТВС-7 — увеличенный исходный зазор (0,3 + 0,1) мм между топливными таблетками и оболочкой. Увеличение исходного зазора было сделано с целью получения данных о скорости свободного распухания СНУП-топлива в отсутствие механического взаимодействия с оболочкой.

Во время облучения были достигнуты следующие эксплуатационные параметры:	
Время работы на мощности .....	433 эфф. сут
Максимальное выгорание топлива, % т. а.	
нитридного .....	5,46
оксидного .....	7,3
Максимальная линейная тепловая мощность топлива, кВт/м:	
нитридного .....	38,3
оксидного .....	39,5
Повреждающая доза в стали .....	55 сна
Максимальная температура оболочки твэла .....	695 °С

По результатам контроля герметичности оболочек твэлов на Белоярской атомной электростанции сборка признана герметичной.

Результаты исследования сборки КЭТВС-1 неразрушающими методами показали, что состояние обоих типов твэлов по основным характеристикам удовлетворительное, их ресурс не исчерпан.

Целью дальнейших исследований было получение максимально полного комплекса экспериментальных данных о состоянии облучённых твэлов со СНУП-топливом для подтверждения эксплуатационных характеристик и обоснования работоспособности топливной композиции в условиях работы реакторов БН-1200 и БРЕСТ-ОД 300, обоснования безопасности испытаний твэлов в реакторе БН-600 до более высокого уровня выгорания топлива и верификации расчётных кодов.

Разрушающие послереакторные исследования твэлов сборки КЭТВС-1 включали:

- разделку восьми твэлов (четыре твэла со СНУП-топливом и четыре твэла с оксидным топливом из окружения) на фрагменты и образцы;
- исследование структурно-фазового состояния нитридного топлива и оболочек методами металлографии и сканирующей электронной микроскопии;
- измерение диаметра таблеток со СНУП-топливом;
- измерение зазора между топливом и оболочкой;
- исследование:
  - характера и распределения пористости вдоль радиуса топливных таблеток,
  - кристаллической структуры СНУП-топлива,
  - радиального распределения компонентов топлива и продуктов деления методом электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа;
- определение плотности СНУП-топлива и материала оболочек методом гидростатического взвешивания;
- определение микротвёрдости нитридного и оксидного топлива.

По результатам определения микротвёрдости и результатам электронно-зондового микроанализа выявляли возможное азотирование оболочек. Исследовали механические свойства материала оболочек твэлов со СНУП-топливом и топливом из диоксида урана, изотопный состав урана и плутония. По накоплению неодима определяли выгорание СНУП-топлива.



В целом состояние СНУП-топлива — удовлетворительное, фрагментация топлива — низкая (рис. 2.24).



Рис. 2.24. Типичная макроструктура поперечных сечений твэлов со СНУП-топливом: а, б, в — низ, центр и верх топливного сердечника соответственно

Зазор между сердечником и оболочкой в холодном состоянии сохранился для всех исследованных сечений твэлов и составил 140–210, 50–90 и 120–230 мкм в нижнем, центральном и верхнем сечениях топливного сердечника соответственно.

Получены данные о радиационном распухании материала оболочек, оценён вклад распухания в увеличение диаметра твэлов, проведено сравнение полученных результатов по распуханию оболочек с данными рекомендуемой дозно-температурной зависимости распухания стали марки ЧС 68-ИД в холоднодеформированном состоянии.

Показано, что радиационное распухание материала оболочек твэлов в сечениях максимального изменения диаметра в пределах ошибки измерения одинаковое для твэлов со СНУП-топливом и твэлов с топливом из диоксида урана, при этом относительное увеличение диаметра твэлов за счёт распухания оболочек составляет около 0,3 %. Максимальное увеличение диаметра (0,4 %) твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом в этих сечениях меньше, чем увеличение диаметра (0,5 %) твэлов с топливом из диоксида урана за счёт меньшего вклада радиационной ползучести из-за меньшего давления газообразных продуктов деления. Признаков механического взаимодействия смешанного нитридного уран-плутониевого топлива с оболочкой твэла не наблюдалось.

Таким образом, в течение времени эксплуатации топливо распухало свободно, без механического сдерживания. Данные по распуханию СНУП-топлива, полученные двумя способами: 1) по изменению плотности и увеличению диаметра таблеток; 2) по удлинению топливного сердечника, имеют хорошее совпадение (рис. 2.25).

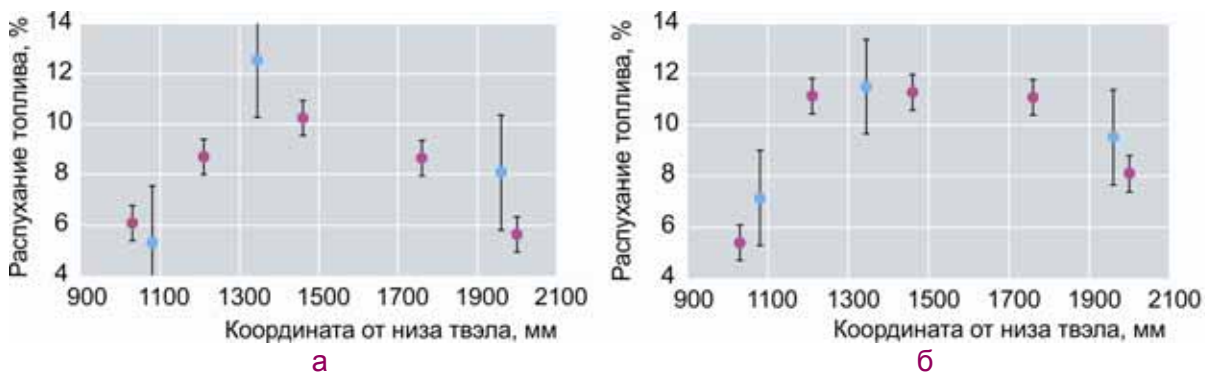


Рис. 2.25. Сравнение данных по распуханию СНУП-топлива, полученных по результатам планиметрических измерений таблеток с учётом удлинения топливного сердечника (●) и по изменению плотности, определённой методом гидростатического взвешивания (●)

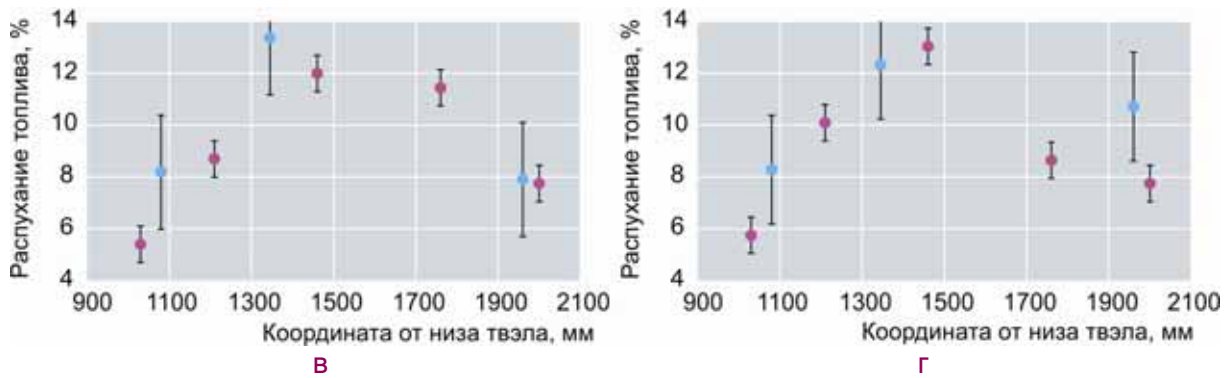


Рис. 2.25. Окончание

Распухание вблизи сечения максимального выгорания составляет около 13 %, что соответствует 2,4 % на 1 % т.а. выгорания.

Выявлены закономерности формирования пористости в СНУП-топливе и её вклада в распухание топливных таблеток. Пористость увеличивается от периферии к центру таблетки (до 25–30 % по сравнению с исходной, составляющей около 15 %; при этом наблюдается опережающий рост зернограничной пористости (внутризеренная пористость — не более 1,5 %). Формирование пористости сопровождается выходом газообразных продуктов деления из матрицы топлива в поры. Зернограничная пористость способствует образованию открытой пористости и выходу ГПД под оболочку твэла.

Результаты механических испытаний кольцевых образцов оболочек твэлов с нитридным и оксидным топливом показали заметное различие их свойств. Оболочка оксидного твэла имела более высокие характеристики прочности и пластичности. Наиболее значимое различие в характеристиках прочности наблюдалось для образцов, вырезанных из середины и верхней части твэлов. Установлено, что поверхность разрушения образцов из оболочек твэлов со СНУП-топливом имеет зону хрупкого межкристаллитного разрушения со стороны внутренней поверхности шириной более 200 мкм и зону хрупкого транскристаллитного разрушения с элементами пластической деформации со стороны внешней поверхности оболочки (рис. 2.26).

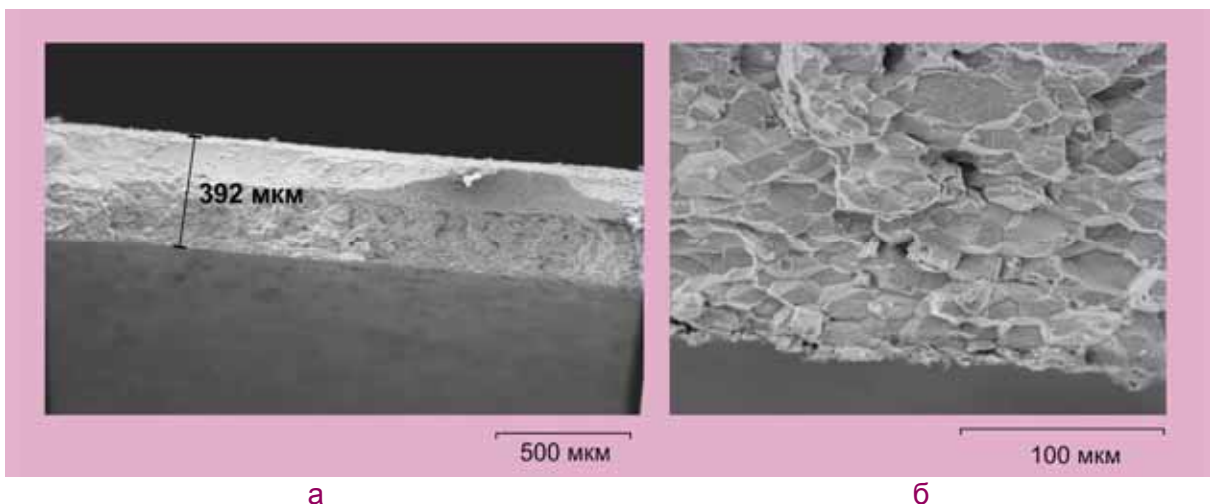


Рис. 2.26. Изображение поверхности разрушения после механических испытаний образца оболочки твэла со СНУП-топливом: зона хрупкого межкристаллитного разрушения, составляющая 392 мкм (а); фрагмент зоны хрупкого межкристаллитного разрушения (б)

Причины такого различия в механических свойствах оболочек требуют дальнейшего изучения.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин,  
Е.Б. Мальцева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.В. Беяева*

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ТВЭЛА (ТИПА ТВЭЛА РЕАКТОРА БРЕСТ) С УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ ПОСЛЕ ВТОРОГО ЭТАПА ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В реакторе БОР-60 в составе сборно-разборных облучательных устройств проведены испытания экспериментальных твэлов различной конструкции — макетов твэлов реакторов БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300.

Первый твэл со СНУП-топливом — макет твэла реактора БРЕСТ-ОД-300 — был выгружен из облучательного устройства ОУ-1 после первого этапа облучения до выгорания 1,3 % т.а.; послереакторные исследования его завершены в 2014 году. В ноябре 2015 года после завершения второго этапа облучения выгружен второй твэл такой же конструкции.

Во время облучения были достигнуты следующие эксплуатационные параметры:

Время работы на мощности .....	433 эфф. сут
Максимальное выгорание топлива .....	(3,2 ± 0,1) % т. а.
Максимальная линейная тепловая мощность .....	36 кВт/м
Повреждающая доза в стали .....	(46 ± 2) сна
Максимальная температура, °С	
оболочки .....	615
топлива .....	1240 ± 50

Послереакторные исследования твэла выполнены в 2016 году. Цель их — получение экспериментальных данных о состоянии смешанного топлива и оболочки после облучения в течение периода, когда реализуется максимальная температура и наблюдается свободное распухание топлива. Результаты исследований были необходимы для верификации модели распухания топлива и газовыделения на начальном этапе облучения.

Схема конструкции твэла показана на рис. 2.27. Материал оболочки — сталь ферритомартенситного класса марки 16Х12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш). Топливный сердечник высотой (390 ± 5) мм набран из таблеток (U, Pu)N, массовая доля суммы изотопов плутония в сумме изотопов плутония и урана составляет 12 %.

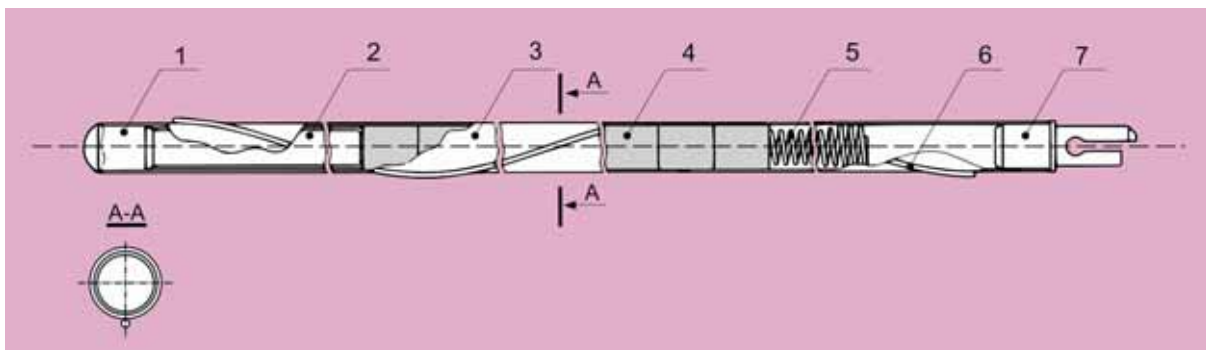


Рис. 2.27. Схема конструкции экспериментального твэла типа твэла реактора БРЕСТ:  
1 — заглушка нижняя; 2 — поддержка; 3 — оболочка; 4 — таблетка; 5 — фиксатор;  
6 — проволока; 7 — заглушка верхняя

Результаты исследований твэла неразрушающими методами не выявили каких-либо аномалий или особенностей в его состоянии. По результатам рентгеновской радиографии все детали твэла расположены в соответствии с конструкторской документацией. Смещения и формоизменения деталей не установлено, топливный сердечник сохранил

свою целостность и форму. Зазор между таблетками и оболочкой сохранился по всей длине твэла.

Распределение продуктов деления  $^{106}\text{Ru}$  и  $^{95}\text{Nb}$  по длине топливного сердечника (рис. 2.28) свидетельствует о равномерном распределении плутония по длине твэла. Распределение  $^{137}\text{Cs}$  указывает на его миграцию в нижнюю часть топливного сердечника, что подтверждает расчётные данные о более высокой температуре топлива во время облучения данного твэла по сравнению с предыдущим твэлом.

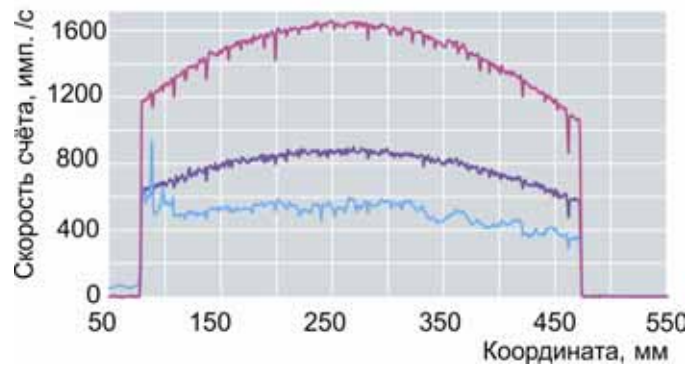


Рис. 2.28. Распределение продуктов деления по длине твэла:  $^{106}\text{Ru}$  (—),  $^{137}\text{Cs}$  (—),  $^{95}\text{Nb}$  (—)

Герметичность твэла подтверждена данными по проколу и анализу количества и состава газа под оболочкой. Количество газообразных продуктов деления: ксенона и криптона в свободном объёме твэла примерно в пять раз больше, чем в твэле с выгоранием 1,3 % т. а., что может быть связано как с более высокой температурой в топливе, так и с ускорением выхода ГПД с повышением выгорания.

#### Количество и состав газовой фазы под оболочкой твэла

Свободный объём твэла ..... (12,5 ± 0,1) см<sup>3</sup>  
 Объём газа при н.у. .... (31,1 ± 1,3) см<sup>3</sup>  
 Давление газа в твэле ..... (0,25 ± 0,01) МПа  
 Объёмная доля элементов, %

He	49,54 ± 0,28
N <sub>2</sub>	0,084 ± 0,008
O <sub>2</sub>	0,004 ± 0,001
Ar	0,128 ± 0,011
CO <sub>2</sub>	< 0,004
Kr	4,00 ± 0,09
Xe	46,25 ± 0,28

Микроструктура топлива после облучения характеризуется повышенной пористостью в основном за счёт формирования зернограничных пор (рис. 2.29) от края к центру таблетки от исходного значения 14–15 до 18–19 %. Формирование пористости сопровождалось уменьшением массовой доли ксенона в матрице топлива.

Максимальное значение распухания топлива соответствует области вблизи максимальной температуры топлива, его значение по результатам измерения плотности равно (8,8 ± 0,7) %, по результатам измерения диаметра таблеток и с учётом удлинения топливного сердечника — (8,0 ± 0,7) % (рис. 2.30).

Коррозия оболочки твэла с внутренней стороны имела локальный характер в виде одиночных язв (питтингов).

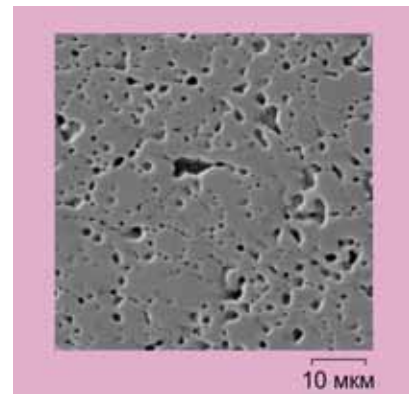


Рис. 2.29. Пористость топлива в центре таблетки

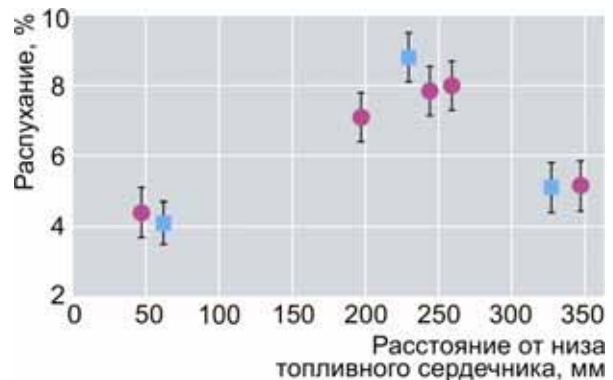


Рис. 2.30. Данные по распуханию топлива: по изменению плотности (■) и диаметра (●)

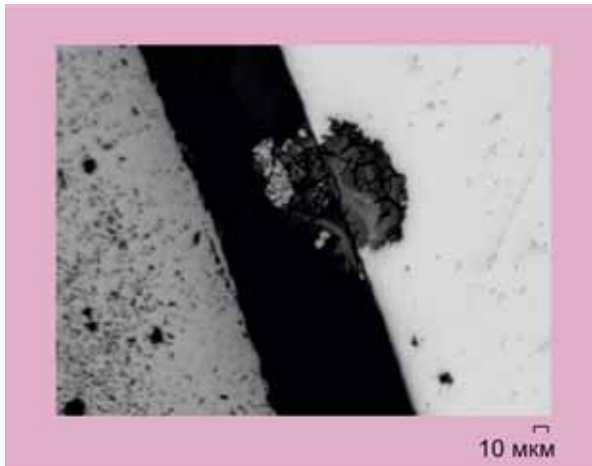


Рис. 2.31. Типичный вид коррозионного поражения оболочки твэла

В основном наблюдались редкие и небольшие по глубине (10–20 мкм) локальные области коррозионного поражения. Максимальная глубина коррозии, зарегистрированная в верхней части оболочки твэла, не превышала 50 мкм (рис. 2.31)

Основные изменения механических свойств оболочки твэла из стали марки ЭП823-Ш связаны с известным явлением низкотемпературного радиационного охрупчивания данного класса сталей. Увеличение повреждающей дозы в стали до 46 сна привело к расширению температурной зоны охрупчивания оболочки тепловыделяющего элемента до температуры 420 °С.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, В.А. Жителев, А.В. Строжук,  
К.В. Борисов, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.В. Беляева*

## РЕЗУЛЬТАТЫ НЕРАЗРУШАЮЩИХ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ СБОРКИ КЭТВС-6

Завершены первичные исследования твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и штатных твэлов сопровождения комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки КЭТВС-6 после облучения в условиях активной зоны реактора БН-600 в течение 290 эфф. сут до максимального выгорания 3,8 и 5,2 % т. а. соответственно и повреждающей дозы в стали 37 сна.

Результаты оценки общего состояния сборки КЭТВС-6 показали, что эта сборка за время эксплуатации сохранила свою целостность и первоначальную форму, каких-либо дефектов её конструктивных элементов не выявлено. Демонтаж сборки КЭТВС-6 осуществлён по технологии, разработанной для сборок после свинцовой отмывки от натрия, и с учётом опыта работы с аналогичной сборкой КЭТВС-1.

Проведена разборка пучка твэлов и визуальная инспекция их состояния. Твэлы сохранили форму и целостность; дефектов оболочек, сварных швов или каких-либо аномалий не обнаружено. Методом вихретоковой дефектоскопии твэлов не выявлено сигналов, свидетельствующих о наличии каких-либо аномалий, способных существенно повлиять на их работоспособность. Результаты измерения наличия  $^{85}\text{Kr}$  в газосборниках твэлов показали их герметичность. Этот вывод в дальнейшем был подтверждён результатами определения количества и состава внутритвэльного газа, полученными методом лазерного прокола оболочек твэлов.

Результаты профилометрии показали незначительное увеличение диаметра оболочек обоих типов твэлов. Значение максимального увеличения диаметра твэлов со СНУП-топливом находится в пределах 0,008–0,014 мм (0,1–0,2 %), а твэлов с оксидным топливом несколько выше и находится в пределах 0,014–0,021 мм (0,2–0,3 %). При прак-

тически полном отсутствии радиационного распухания материала оболочек при данных параметрах эксплуатации (величина повреждающей дозы ниже инкубационной для радиационного распухания) увеличение диаметра твэлов обусловлено, вероятно, радиационной ползучестью, и для твэлов с оксидным топливом этот эффект значительно больше из-за более высокого внутритвэльного давления газов. Как и в сборке КЭТВС-1, вид профилограмм твэлов с нитридным топливом имеет особенность, заключающуюся в наличии признаков многочисленных локальных овализаций оболочек на всей длине топливных сердечников. Овальность твэлов со СНУП-топливом составляет 0,06–0,11 мм, что в 10 раз больше значения овальности твэлов с топливом из диоксида урана. Возможной причиной повышенной овальности оболочек твэлов со СНУП-топливом может быть наличие крошек топлива в зазоре, что приводит к появлению локального напряжения в оболочках при распухании топлива (рис. 2.32).

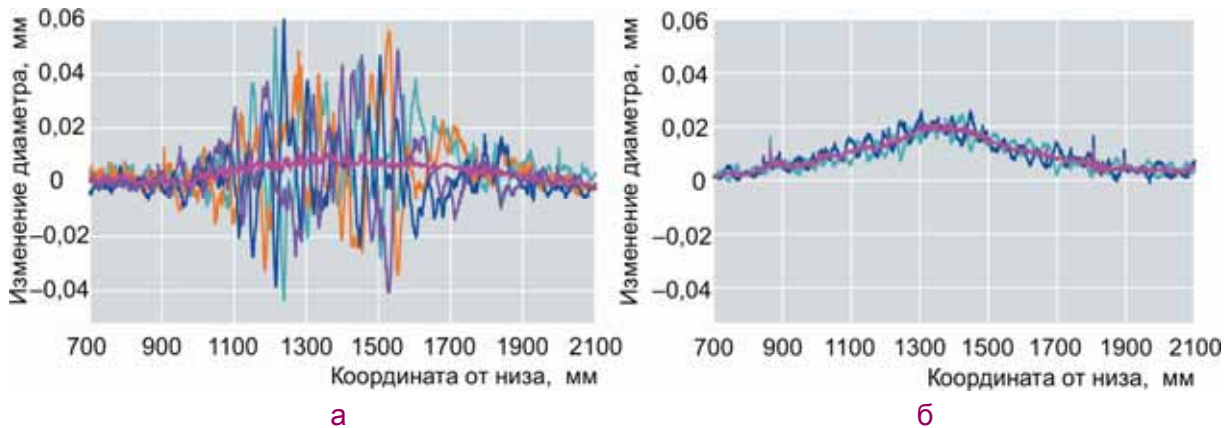


Рис. 2.32. Изменение диаметра по длине твэла со СНУП-топливом (а) и твэла с топливом из диоксида урана (б): в азимутальных ориентациях  $0^\circ$  (—),  $45^\circ$  (—),  $90^\circ$  (—),  $135^\circ$  (—); среднее значение диаметра по ориентациям (—)

Результаты анализа распределения продуктов деления по длине твэлов методом гамма-сканирования показал следующее (рис. 2.33). Распределение циркония-95, отображающее распределение энерговыделения по высоте топливного сердечника на последнем этапе облучения, свидетельствует о равномерном аксиальном распределении плутония в твэлах со СНУП-топливом. Максимальная скорость счёта гамма-квантов  $^{95}\text{Zr}$  составляет для них 95–100 имп./с, для твэлов с урановым оксидным топливом — 125–137 имп./с.

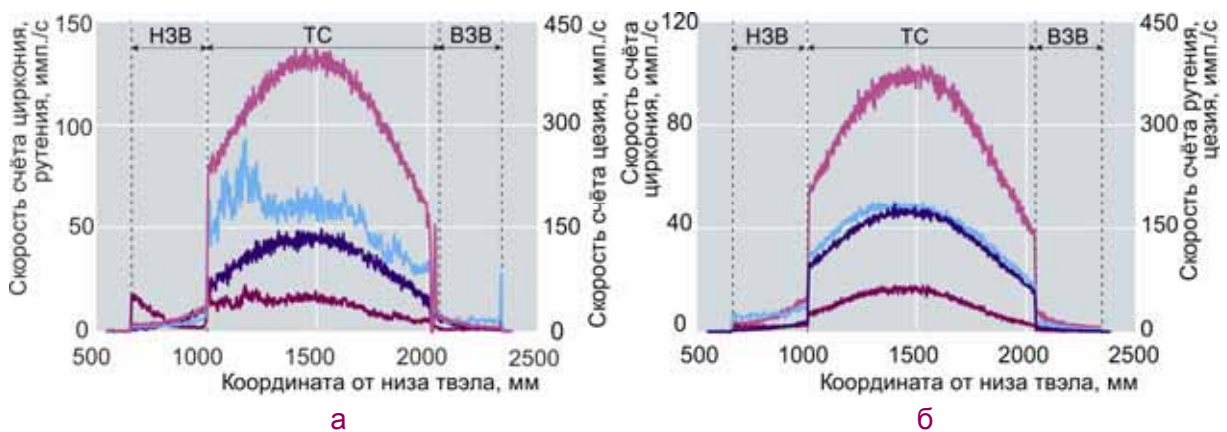


Рис. 2.33. Распределение продуктов деления по длине твэла с энергией:  $^{134}\text{Cs}$  — 604,721 кэВ (—);  $^{137}\text{Cs}$  — 661,657 кэВ (—);  $^{95}\text{Zr}$  — 724,199 кэВ (—);  $^{106}\text{Ru}$  — 621,94 кэВ (—) с топливом из диоксида урана (а), со СНУП-топливом (б)

Аналогичное распределение рутения-106 говорит об отсутствии крупных металлических включений из продуктов деления, что доказывает отсутствие перегрева топлива при облучении. Максимальная скорость счёта гамма-квантов  $^{106}\text{Ru}$  для твэлов со СНУП-топливом составляет 160–185 имп./с, для твэлов с урановым оксидным топливом — 45–50 имп./с. Различие в скорости счёта гамма-квантов циркония-95 и рутения-106 в твэлах со СНУП-топливом и с топливом из диоксида урана обусловлено разным составом делящихся компонентов в них. Отсутствие аксиальной миграции цезия в твэлах со СНУП-топливом говорит о менее высокой температуре нитридного топлива по сравнению с оксидным.

Максимальное удлинение сердечников со СНУП-топливом в твэлах по результатам гамма-сканирования равно  $(8 \pm 2)$  мм.

Результаты рентгенографии показали наличие зазора между топливными таблетками и оболочкой, небольших сколов таблеток и крошек топлива на отдельных участках. Существенных дефектов не выявлено, расположение закладных деталей соответствует конструкторской документации.

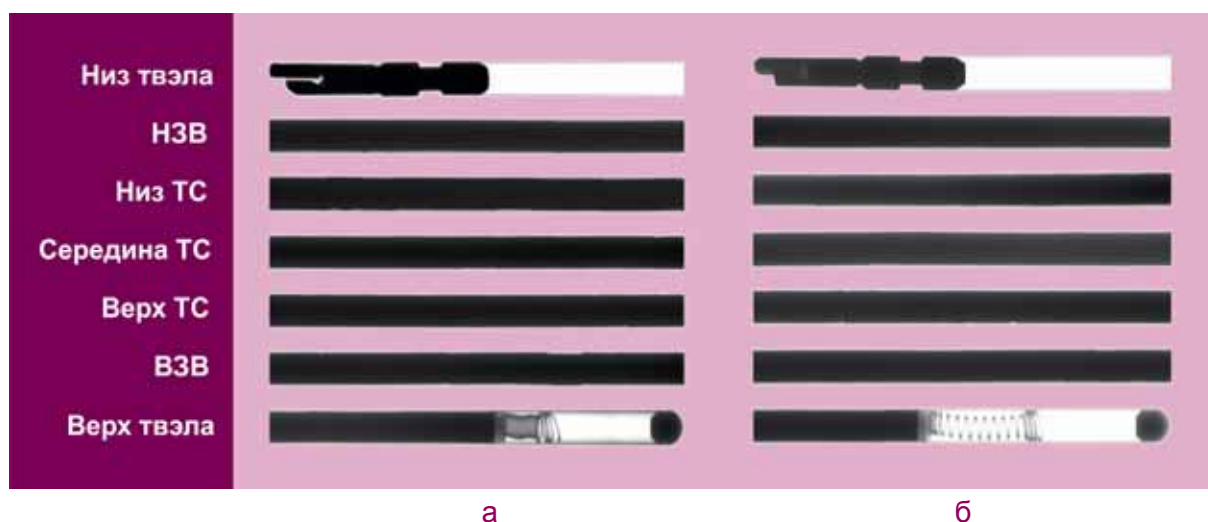


Рис. 2.34. Рентгеновские снимки участков твэлов со СНУП-топливом № 5 (а) и № 123 (б)

Результаты анализа количества и состава газовой фазы под оболочкой исследованных твэлов подтвердили их герметичность; при этом в твэлах со СНУП-топливом отмечен закономерно более низкий выход газообразных продуктов деления по сравнению с урановым оксидным топливом. Для твэлов со СНУП-топливом отношение ксенона к криптону примерно в два раза больше по отношению к твэлам с урановым оксидным топливом, что объясняется разной наработкой этих продуктов деления в твэлах с разными делящимися компонентами.

Таким образом, по совокупности результатов исследования можно сделать вывод, что при данных параметрах эксплуатации состояние твэлов со СНУП-топливом удовлетворительное и ресурс их не исчерпан. Исследования твэлов будут продолжены разрушающими методами.

*Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь,  
В.А. Жителев, А.В. Строжук, С.С. Сагалов*

## ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ НАСОСОВ И ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ НАСОСОВ-ДРОССЕЛЕЙ НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

В 2016 году в рамках Государственного контракта по проведение комплекса НИОКР для обоснования разработки реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в АО «ГНЦ НИИАР» проведены исследования радиационной стойкости электротехнических материалов (проводов обмоточных термостойких марки ПОТ-450Ф-АС), предполагаемых к применению в обмотках штатных электромагнитных насосов и электромагнитных насосов-дресселей натриевого реактора большой мощности.

Цель работы — *получение экспериментальных данных* по изменению механических свойств материала токоведущей жилы и оценка состояния изоляции проводов после реакторного облучения при параметрах, соответствующих проектным, *необходимых для обоснования работоспособности проводов*.

Объект исследования — образцы провода марки ПОТ-450Ф-АС длиной 100 мм. Токопроводящая жила провода представляет собой двуслойную проволоку прямоугольного сечения с размерами 1,25×3,55 мм. Материал внутреннего слоя — проволока из хром-ниобиевой бронзы, наружный слой толщиной около 0,1 мм выполнен из нержавеющей стали марки 08X18H10T. Токопроводящая жила покрыта двуслойной изоляцией из стеклонити, пропитанной термостойкой композицией.

Облучение образцов провода проводили в вертикальном экспериментальном канале реактора БОР-60 при температуре 450 °С до флюенса нейтронов  $8,8 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}$  ( $E \geq 0,1 \text{ МэВ}$ ) и поглощённой дозы гамма-излучения 1 830 Гр, что соответствует максимальным проектным параметрам эксплуатации проводов в составе электромагнитных насосов и электромагнитных насосов-дресселей.

Материаловедческие исследования включали в себя определение механических свойств при растяжении исходных и облучённых образцов при температуре 20 и 450 °С и оценку состояния изоляции исходных и облучённых проводов после испытаний изгибом на стержень и после термических испытаний при температуре 600 °С в течение 24 ч.

Внешний вид токопроводящих жил исходных и облучённых проводов после механических испытаний показан на рис. 2.35, типичные диаграммы «перемещение захвата–нагрузки» — на рис. 2.36. По результатам механических испытаний установлено, что в исходном состоянии при комнатной температуре материал провода обладает довольно высокой пластичностью, общее удлинение составляет 45,4 %, что удовлетворяет требованиям технических условий (16.К03-61-2013), согласно которым общее удлинение должно быть не менее 30 %. При температуре испытания 450 °С наблюдается резкое снижение пластичности исходного провода, значение общего удлинения составляет 6,8 %. Предел прочности составляет 258 и 150 МПа для температуры испытания 20 и 450 °С соответственно.

После облучения предел прочности материала провода несколько увеличился, особенно при комнатной температуре (предел прочности составляет 320 и 160 МПа при температуре 20 и 450 °С соответственно), а пластичность снизилась для данных значений температуры испытания, так при 20 °С общее удлинение составляет около 31 %, при 450 °С — 4,3 %.

Более высокая пластичность материала проводов как в исходном, так и в облучённом состоянии при комнатной температуре по сравнению с температурой испытания 450 °С подтверждается также внешним видом испытанных образцов:



при  $T_{\text{исп}} = 20\text{ }^{\circ}\text{C}$  наблюдается значительное сужение рабочей части образцов и наличие небольшой шейки в месте разрыва (см. рис. 2.35, а, б), тогда как при температуре  $450\text{ }^{\circ}\text{C}$  (см. рис. 2.35, в) сужения рабочей части не замечено, шейка в месте разрыва отсутствует.

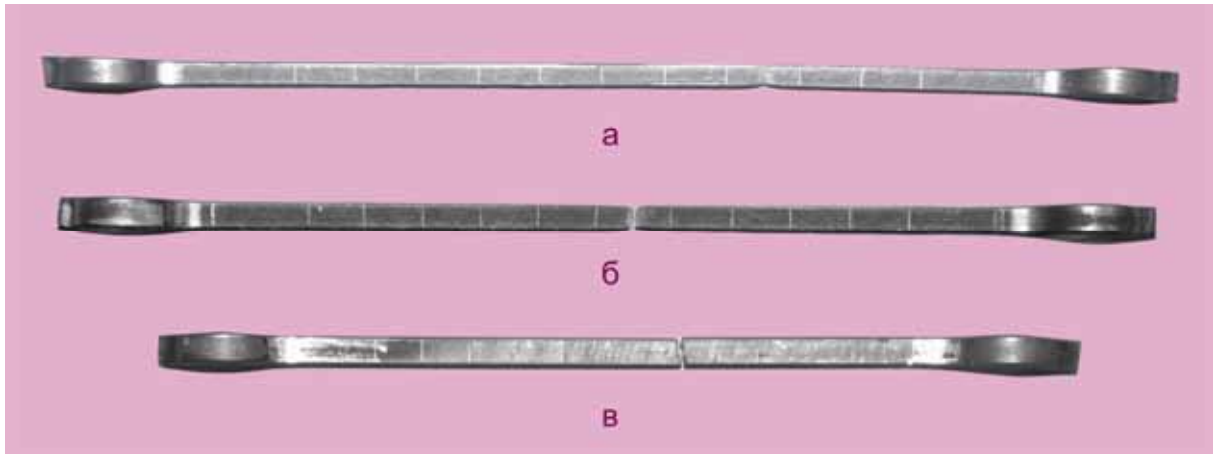


Рис. 2.35. Внешний вид исходных и облучённых образцов провода после проведения механических испытаний: исходный образец,  $T_{\text{исп}} = 20\text{ }^{\circ}\text{C}$  (а); облучённый образец,  $T_{\text{исп}} = 20\text{ }^{\circ}\text{C}$ ; облучённый образец,  $T_{\text{исп}} = 450\text{ }^{\circ}\text{C}$  (в)

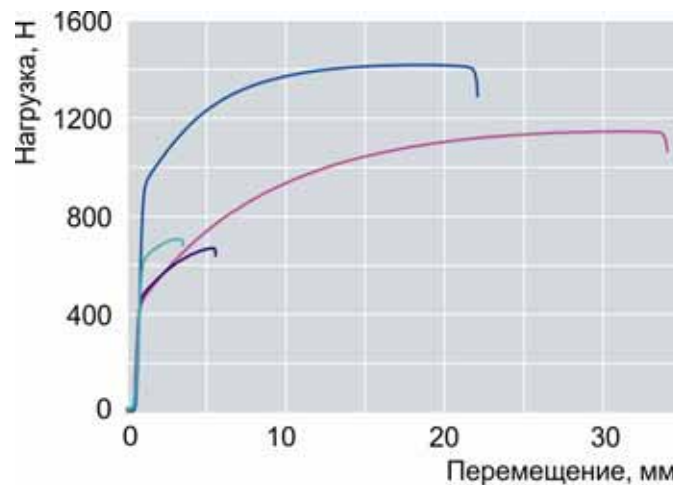


Рис. 2.36. Типичные диаграммы «перемещения захвата–нагрузки» при испытаниях на растяжение исходных образцов: № 1,  $T = 20\text{ }^{\circ}\text{C}$  (—); № 2,  $T = 450\text{ }^{\circ}\text{C}$  (—) и облучённых: № 3,  $T = 20\text{ }^{\circ}\text{C}$  (—); № 4,  $T = 450\text{ }^{\circ}\text{C}$  (—)

При осмотре изоляции исходных и облучённых проводов после испытаний изгибом на стержень, а также после термических испытаний при температуре  $600\text{ }^{\circ}\text{C}$  не выявлено крупных повреждений (разрывов волокон стеклонити, отслоений, трещин до токопроводящей жилы), что свидетельствует о сохранении достаточной эластичности и термической стойкости изоляции после реакторных испытаний.

Полученные экспериментальные результаты будут использованы для обоснования работоспособности провода марки ПОТ-450Ф-АС в качестве материала штатных электромагнитных насосов и электромагнитных насосов-дресселей натриевого реактора большой мощности.

Д.В. Харьков

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ДЛЯ ОБРАЗЦОВ С КОНЦЕНТРАТОРАМИ НАПРЯЖЕНИЯ ИЗ СТАЛИ МАРКИ X18H10, ОБЛУЧЁННОЙ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ДО ВЫСОКИХ ЗНАЧЕНИЙ ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ

Для расчётного обоснования повышения эксплуатационного ресурса элементов конструкций реакторов на быстрых нейтронах из стали марки X18H10, подвергнутых нейтронному облучению в процессе эксплуатации, необходимы данные по трещиностойкости в условиях различного напряжённого состояния. Сведения такого рода в литературных источниках приведены только для образцов большой толщины (более 2 мм), в которых реализуется плоская деформация.

В настоящей работе некоторые характеристики трещиностойкости были получены на плоских образцах толщиной 1 мм с надрезом, для которых также реализуется плоско-напряжённое состояние. Полученные данные позволят обеспечить более высокую достоверность прочностных расчётов различных конструкций, подвергающихся облучению в температурно-дозовых условиях, когда в материалах существует распухание.

**Условия облучения образцов.** В реакторе БОР-60 длительное время облучали сборку Э65 — один из элементов бокового экрана, которая была изготовлена из стали марки X18H10. На конец облучения в сборке Э65 были достигнуты рекордные значения флюенса нейтронов с энергией  $E_n \geq 0,1$  МэВ (примерно  $38 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ ) и повреждающей дозы в стали (около 150 сна).

**Испытания плоских образцов на растяжение.** Для механических испытаний были изготовлены электроэрозионным способом два типа образцов, вырезанных из шестигранного чехла экранной сборки реактора БОР-60. Первый тип образцов — стандартные плоские образцы на растяжение с рабочей частью  $22,5 \times 5 \times 1$  мм и второй тип образцов (рис. 2.37) — нестандартные с боковыми двухсторонними V-образными надрезами (концентраторами напряжения). Повреждающая доза для различных образцов составляла от 68 до 149 сна. Оба типа образцов испытывали на растяжение на дистанционной машине 1794У-5 при температуре  $290^\circ\text{C}$  со скоростью перемещения активного захвата 1 мм/мин.

В результате испытаний на растяжение были получены кривые деформирования и рассчитаны характеристики механических свойств образцов с боковыми двухсторонними V-образными надрезами (концентраторами напряжения) стали с основой X18H10, вырезанных из чехла сборки Э65 и испытанных при температуре  $290^\circ\text{C}$ . Сам процесс испытания и разрушения происходил без пластической деформации, что хорошо видно на кривой деформирования такого образца (рис. 2.38) и, очевидно, связан с тем, что в образце с концентраторами напряжения в радиационно-упрочнённых материалах разрушающая трещина зарождается при меньших значениях напряжения и развивается (распространяется) практически мгновенно.

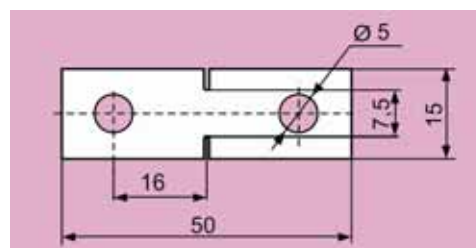


Рис. 2.37. Схема образца с концентраторами напряжения для получения характеристик трещиностойкости в испытаниях на растяжение (толщина образца — 1 мм)

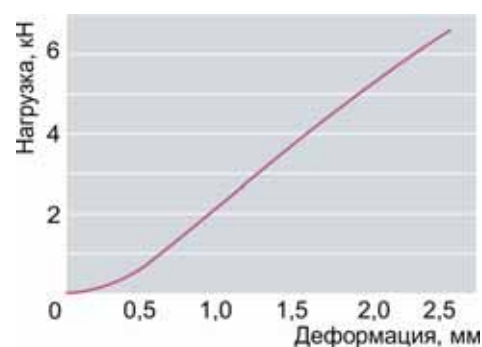


Рис. 2.38. Зависимость нагрузки от деформации образца, облучённого до повреждающей дозы 142 сна в стали, при температуре испытания  $290^\circ\text{C}$

Характеристики максимального достигнутого напряжения (максимальной прочности, отнесённой к площади сечения образца между вершинами надрезов) в образцах с концентраторами напряжения ниже характеристик прочности в образцах без концентраторов напряжений.

Сравнение данных позволяет сделать вывод о зависимости значения максимального напряжения в момент разрушения образцов от величины распухания. Когда распухание для образцов стали с основой X18H10 превышает 5 %, особенно при длительном облучении (как в данном случае), прочность образцов (с нулевой пластичностью) становится меньше с ростом распухания, что объясняется механизмом охрупчивания, вызванного распуханием [1–3].

Проведены испытания при температуре 290 °С и определены механические свойства стандартных образцов на растяжение и образцов с концентраторами напряжения из стали с основой X18H10, вырезанных из шестигранного чехла экранной сборки Э65 реактора БОР-60, облучённой до максимальной повреждающей дозы около 150 сна. При этой температуре испытания пластичность всех образцов, кроме одного, равна нулю. Прочность при разрушении образцов с концентраторами напряжения значительно меньше, чем в стандартных образцах на растяжение при всех значениях повреждающих доз. Прочность образцов с концентраторами напряжения уменьшается с ростом распухания.

#### *Список литературы*

1. Неустроев В.С. Низкотемпературная радиационная повреждаемость аустенитных сталей, облучённых в исследовательских и энергетических реакторах: автореферат диссертации на соиск. учён. степ. д-ра техн. наук. — М.: МИФИ, 2006. — 42 с.
2. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Неустроев В.С. и др. К вопросу о радиационном распухании и радиационном охрупчивании аустенитных сталей. Часть I. Экспериментальные результаты // Вопросы материаловедения, 2009. № 2 (58). С. 89–98.
3. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Неустроев В.С. и др. К вопросу о радиационном распухании и радиационном охрупчивании аустенитных сталей. Часть II. Физические и механические закономерности охрупчивания // Там же. С. 99–111.

*В.С. Неустроев, Е.И. Макаров,  
И.Н. Шагвалиев, В.С. Слезко, В.В. Слезко*

## ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И МИКРОСТРУКТУРЫ ТИТАНОВЫХ СПЛАВОВ

Сплавы на основе титана рассматриваются как один из видов перспективных конструкционных радиационно стойких материалов. Основным их преимуществом является быстрый спад наведённой радиоактивности, что позволяет после эксплуатации возвращать в промышленность изделия из данных сплавов через сравнительно небольшой промежуток времени.

Были проведены исследования образцов следующих сплавов на основе титана: Ti–5Al–4V–2Zr; Ti–5Al–2,7Mo–2Zr; Ti–4Al–Mo–20Zr, облучённых флюенсом нейтронов  $1,2 \cdot 10^{20}$  и  $2,8 \cdot 10^{20}$  см<sup>-2</sup> при температуре 270 °С в петлевом канале реактора МИР. При проведении исследований использовали методики механических испытаний (испытания на растяжение и ударную вязкость), трансмиссионной и сканирующей электронной микроскопии.

В результате механических испытаний на растяжение определено, что при увеличении флюенса нейтронов с  $1,2 \cdot 10^{20}$  до  $2,8 \cdot 10^{20}$  см<sup>-2</sup> в сплавах Ti-5Al-4V-2Zr и Ti-5Al-2Zr-2,7Mo значительно сильнее уменьшается пластичность по сравнению со сплавом Ti-4Al-Mo-20Zr как при температуре испытания 20 °С, так и при температуре испытания 270 °С. Упрочнение сплава Ti-5Al-4V-2Zr сопровождается снижением характеристик пластичности уже при облучении флюенсом  $1,2 \cdot 10^{20}$  см<sup>-2</sup> как при температуре испытания 20 °С, так и при температуре испытания 270 °С. При облучении флюенсом нейтронов  $2,8 \cdot 10^{20}$  см<sup>-2</sup> при температуре испытания 270 °С общее относительное удлинение  $\delta_0$  и относительное сужение  $\psi$  образцов этого сплава составляют 3 и 17 % соответственно. Минимальный прирост прочности и уменьшение пластичности наблюдаются для сплава Ti-4Al-Mo-20Zr. Значения  $\delta_0$ ,  $\psi$  пластичности образцов этого сплава при облучении флюенсом нейтронов  $2,8 \cdot 10^{20}$  см<sup>-2</sup> при температуре испытания 270 °С составляют 6 и 23 % соответственно.

Для определения характера разрушения исследуемых титановых сплавов был проведён фрактографический анализ поверхности разрушения образцов, испытанных на растяжение. На рис. 2.39 показаны изображения поверхности разрушения образцов из сплавов Ti-5Al-2,7Mo-2Zr, облучённого флюенсом нейтронов  $2,8 \cdot 10^{20}$  см<sup>-2</sup> и образцов из сплавов Ti-5Al-4V-2Zr и Ti-4Al-Mo-20Zr, облучённых флюенсом нейтронов  $1,2 \cdot 10^{20}$  см<sup>-2</sup>, испытанных на растяжение при комнатной температуре. Разрушение всех образцов происходит с минимальной сосредоточенной пластической деформацией без формирования шейки; по механизму зарождения, роста и слияния микропор с дополнительным формированием площадок сдвига; при этом разрушение завершается типично вязким изломом ямочного типа. Отличительной особенностью поверхности разрушения для сплава Ti-5Al-4V-2Zr является появление участков сдвига протяжённостью до 200 мкм. Фасетки сдвига образуются по механизму внутризёрненного разрушения квазисколом и окружены поверхностью с мелкоямочным строением.

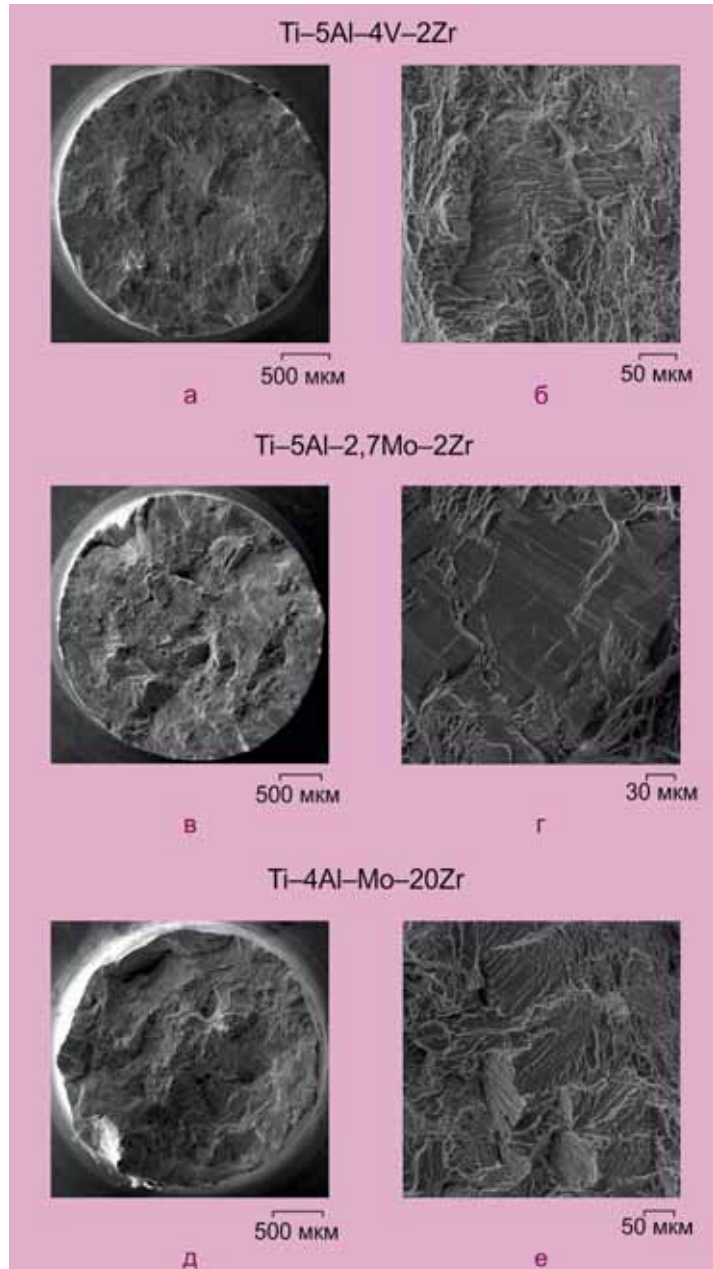


Рис. 2.39. Изображение поверхности образцов после испытания на растяжение: общий вид поверхности разрушения (а, в, д), вид участка поверхности с фасетками (б, г, е)

Характер разрушения сплава Ti–4Al–Mo–20Zr при растяжении — вязкий, с формированием поверхности с количественным соотношением долей сдвиговой и ямочной деформации примерно 1:1. Для сплава Ti–4Al–Mo–20Zr характерной особенностью рельефа поверхности разрушения являются элементы, сформированные сдвигом протяжённостью 50–150 мкм, окружённые развитым ямочным микрорельефом.

Также, как для сплава Ti–5Al–4V–2Zr, разрушение сплава Ti–5Al–2,7Mo–2Zr происходит с минимальным формированием шейки. Для данного сплава наблюдается самая большая доля сдвиговой деформации и наиболее мелкий ямочный рельеф, однако и испытания данного образца были проведены после его облучения в два раза большим флюенсом нейтронов.

Результаты исследования структуры методом трансмиссионной электронной микроскопии показали, что микроструктура исследованных титановых сплавов состоит из альфа-фазы с прослойками бета-фазы до 8 %. Альфа-фаза титана отделена от бета-фазы переходной зоной, которая характеризуется как промежуточная искажённая кристаллическая решётка между ОЦК–β-Ti и ГПУ–α-Ti (рис. 2.40). Прослойки бета-фазы в сплаве Ti–5Al–4V–2Zr содержат повышенное по сравнению с матрицей количество ванадия, а в сплавах Ti–5Al–2,7Mo–2Zr и Ti–4Al–Mo–20Zr — повышенное содержание молибдена. Цирконий, как легирующий элемент, в материале всех исследованных сплавов распределён равномерно.

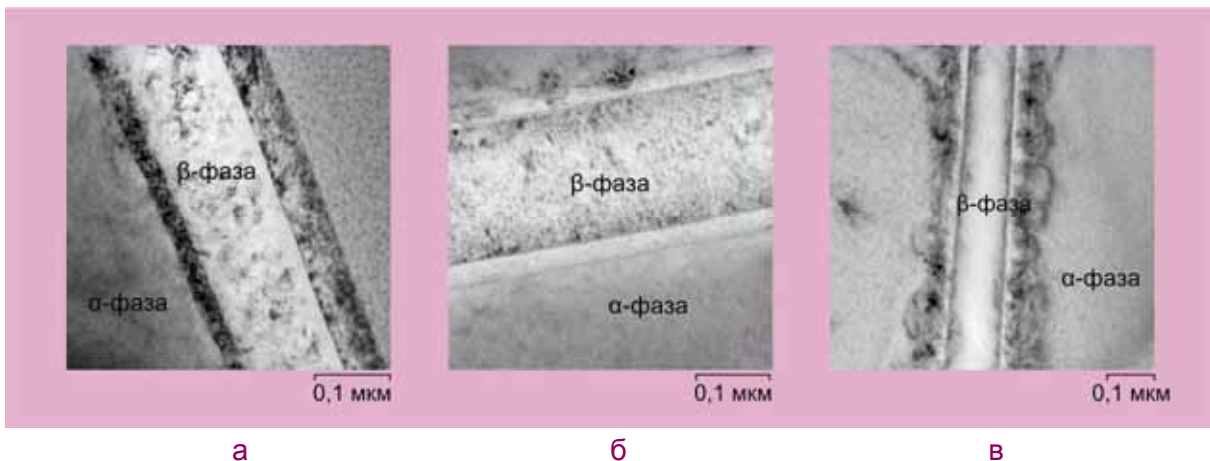


Рис. 2.40. Микроструктура сплавов Ti–5Al–4V–2Zr (а), Ti–5Al–2,7Mo–2Zr (б) и Ti–4Al–Mo–20Zr (в) после облучения флюенсом нейтронов  $2,8 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$

Во всех исследованных титановых сплавах в альфа-фазе выявлены радиационные дефекты в виде дислокационных петель, средний диаметр которых составляет 2,5–3,0 нм с концентрацией  $(3 \pm 1)10^{23} \text{ м}^{-3}$ .

В результате проведённых послереакторных исследований образцов титановых сплавов определено, что наибольшей радиационной стойкостью и структурной стабильностью характеризуются сплавы Ti–5Al–2,7Mo–2Zr и Ti–4Al–Mo–20Zr, которые относятся к сплавам системы Ti–Al–Mo–Zr. Данные титановые сплавы после облучения при температуре 270 °С флюенсом нейтронов  $2,8 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$  сохраняют вязкий характер разрушения при комнатной температуре испытания при плавном снижении характеристик пластичности и ударной вязкости.

Легирование системы Ti–5Al ванадием приводит к формированию химической неоднородности, изменению предела прочности и предела текучести и снижению характеристик пластичности уже при облучении флюенсом нейтронов  $1,2 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ .

Ю.Д. Гончаренко, А.В. Обухов, О.Ю. Макаров

## МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРУБНОГО ПУЧКА ПАРОГЕНЕРАТОРА ОПГ-1 РЕАКТОРА БОР-60

Микромодульный парогенератор обратного типа ОПГ-1 чехословацкого производства эксплуатируется в составе реакторной установки БОР-60 с сентября 1981 года. Время его работы в парогенерирующем режиме к 28 декабря 2015 года составило 188 082 ч. Установленный ресурс парогенератора — 200 000 ч. Для обоснования продления срока эксплуатации парогенератора необходима оценка состояния основных конструктивных элементов установки.

Для материаловедческих исследований была демонтирована третья секция парогенератора ОПГ-1. Секция парогенератора состоит из трёх модулей: экономайзерного, испарительного и пароперегревательного (рис. 2.41). Каждый модуль представляет собой теплообменник (трубный пучок), состоящий из 19 теплообменных труб диаметром 25 мм.

Цель данной работы — оценка состояния материала одного из наиболее напряжённых узлов установки — теплообменного пучка парогенератора. Теплообменные трубки парогенератора работают в условиях воздействия разных коррозионных сред: жидкометаллического теплоносителя (натрия) — с внутренней стороны, питательной воды-пара — с наружной стороны, а также термического напряжения, обусловленного, в первую очередь, различным температурным режимом нагрева наружных и внутренних стенок трубок.

На основании визуального контроля для материаловедческих исследований были отобраны две центральные трубки и три трубки из периферийных рядов трубного пучка парогенератора ОПГ-1. Данный трубный пучок выполнен из низколегированной стали

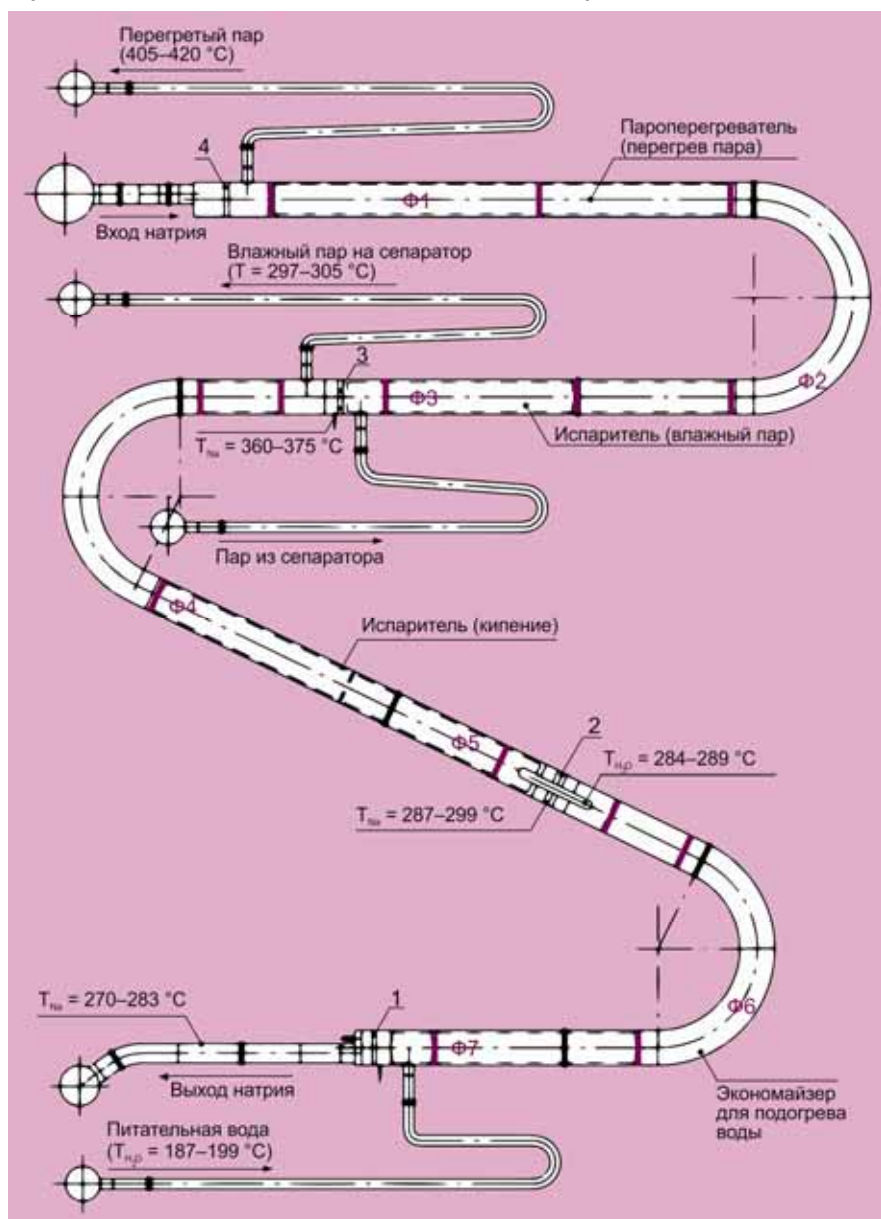


Рис. 2.41. Схема секции парогенератора ОПГ-1 с указанием фрагментов Ф, вырезанных для материаловедческих исследований: 1–4 — трубные доски; дистанционирующая решётка (I)

марки 15313 чехословацкого производства с массовой долей хрома (2,25 %), молибдена (1 %), стабилизированной ниобием.

Известно, что одним из недостатков подобных перлитных сталей является склонность к общей коррозии и к более опасной язвенной коррозии.

Кроме того нежелательной проблемой парогенераторов является накопление отложений продуктов коррозии на теплопередающих поверхностях трубок со стороны питательной воды. Образование отложений на поверхности трубного пучка связано с коррозией материала труб и коррозионно-эрозионным износом трубопроводов и оборудования второго контура, а также качеством водоподготовки. Процесс образования отложений влечёт за собой снижение теплоотода в поверхностях теплообмена и способствует интенсификации коррозии, в том числе и локальной.

В настоящей работе приводятся первые результаты исследования материала трубного пучка парогенератора ОПГ-1, которые включали:

- оценку состояния теплопередающих поверхностей и изучение степени коррозионного повреждения материала теплообменных трубок в воде–паре и натрии;
- изучение структуры основного металла;
- изучение механических свойств материала теплообменного пучка.

В результате исследований установлено:

- все наружные поверхности теплообменных трубок (со стороны воды–пара) покрыты слоем коррозионных отложений;
- коррозионные отложения по характеру — многослойные и состоят из рыхлых снимаемых отложений (верхних слоёв) и плотных отложений (внутренних слоёв).

В зоне пароперегревателя количество отложений — минимальное. Максимальное загрязнение поверхности трубок рыхлыми отложениями приходится на экономайзерный участок и достигает значения примерно  $300 \text{ г/м}^2$ . Максимальная толщина (примерно 200–220 мкм) плотных многослойных отложений обнаружена на трубках испарительного модуля в зоне кризиса кипения.

Микроструктура коррозионных отложений на наружной поверхности трубок пароперегревателя и испарителя (в зоне кипения) показана на рис. 2.42.

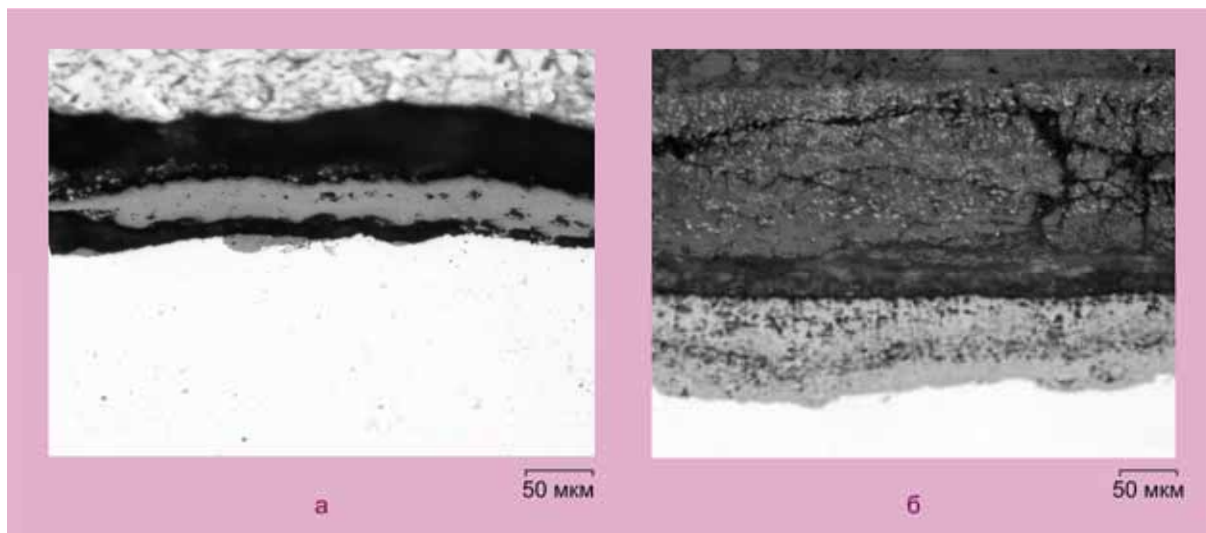


Рис. 2.42. Микроструктура отложений на наружной поверхности теплообменных трубок: фрагмент Ф1 пароперегревателя (а); фрагмент Ф3 испарителя (б)

Согласно фазовому анализу отложения в зоне экономайзера и испарителя в основном состоят из железооксидных соединений ( $\text{Fe}_2\text{O}_3$  и  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ). Отложения пароперегревательного участка представлены соединениями Са ( $\text{CaSO}_4$ ) и железо-магниевыми оксидными соединениями типа  $\text{MgCr}_{0,2}\text{Fe}_{1,8}\text{O}_4$ . В составе отложений по всей высоте

секции зафиксировано наличие меди. Максимальное содержание её наблюдается на образцах пароперегревательного участка.

На рис. 2.43 показаны результаты изучения элементного анализа коррозионных отложений на поверхности модуля испарителя (фрагмента Ф4 в зоне кипения).

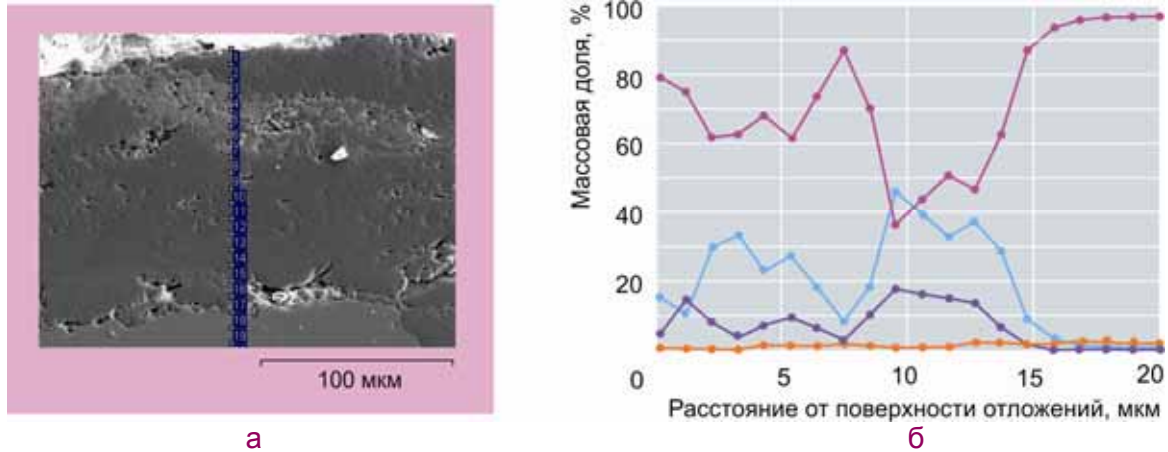


Рис. 2.43. Вид исследуемого участка (а); распределение элементов: кислорода (—●—), железа (—■—), меди (—▲—), цинка (—◆—) по толщине коррозионных отложений

По результатам металлографических исследований проведена консервативная оценка скорости коррозии металла теплообменных трубок на различных участках. Показано, что максимальная скорость общей коррозии — на испарительном участке, при этом ее значение не превышает 0,006 мм/г. Скорость коррозии на участке пароперегревателя составляет 0,001 мм/г., а на экономайзерном участке — 0,005 мм/г.

Наряду с общей коррозией на наружной поверхности всех исследуемых трубок по высоте секции было обнаружено язвенное поражение металла (рис. 2.44). На участке пароперегревателя обнаружены единичные язвы, глубиной не более 50–60 мкм. Наиболее крупные язвы наблюдались на фрагментах испарителя. Максимальная глубина язвенной коррозии в испарительной зоне (кризиса кипения) достигает примерно 250 мкм. Установлено, что в зоне пароперегревателя практически все исследуемые язвы запассивированы, дно их покрыто плотной оксидной плёнкой. В зоне испарителя и экономайзера язвы, в большинстве своём незапассивированные, то есть развиваются по границам зёрен.

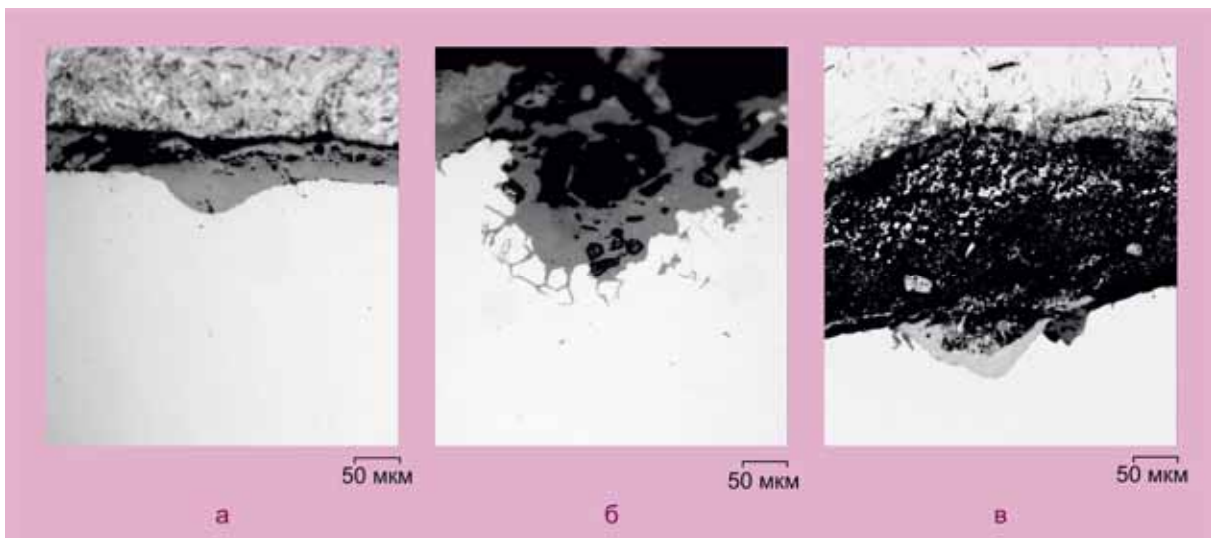


Рис. 2.44. Вид язвенных коррозионных поражений металла теплообменных трубок со стороны пара и воды различных фрагментов секции: фрагмент Ф1 пароперегревателя (а); фрагмент Ф3 зоны кипения (б), фрагмент Ф4 испарителя (в)



При исследовании не обнаружено признаков коррозионного поражения материала трубок со стороны натрия. Результаты металлографических исследований не выявили значимых изменений структуры материала, что свидетельствует о достаточной стабильности стали марки 15313, легированной ниобием, в процессе длительной эксплуатации при заданном температурном режиме работы парогенератора.

Механические характеристики, оценённые по результатам испытаний на растяжение кольцевых и продольных образцов, показали, что изменения механических свойств материала теплообменных трубок незначительные и их значения соответствуют свойствам материала в исходном состоянии. Полученные результаты дают возможность подтвердить стабильность механических свойств стали теплообменных трубок парогенератора ОПГ-1 в процессе эксплуатации.

*Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, Ю.Д. Гончаренко,  
А.Е. Федосеев, А.А. Карсаков, И.Н. Кучкина, Л.А. Евсеев*

## ВЛИЯНИЕ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА УДАРНУЮ ВЯЗКОСТЬ АУСТЕНИТНОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ С УЛЬТРАМЕЛКИМ ЗЕРНОМ

Техника интенсивной пластической деформации [1] является эффективным направлением создания ультрамелкозернистых (размер зерна 100–1 000 нм) и наноструктурных (размер зерна менее 100 нм) материалов, уникальность физико-механических свойств которых обеспечивает их использование в широком интервале условий эксплуатации, включая ядерные реакторы. Равноканальное угловое прессование — одна из разновидностей интенсивной пластической деформации, способная уже сейчас обеспечивать получение не только образцов для исследования, но и некоторых малогабаритных элементов реальных конструкций (например, стержни для экранных сборок реактора БОР-60).

Результаты проведённых в НИИАРе механических испытаний на растяжение облучённых образцов стали марки 0X18H10T [2, 3] в ультрамелкозернистом состоянии

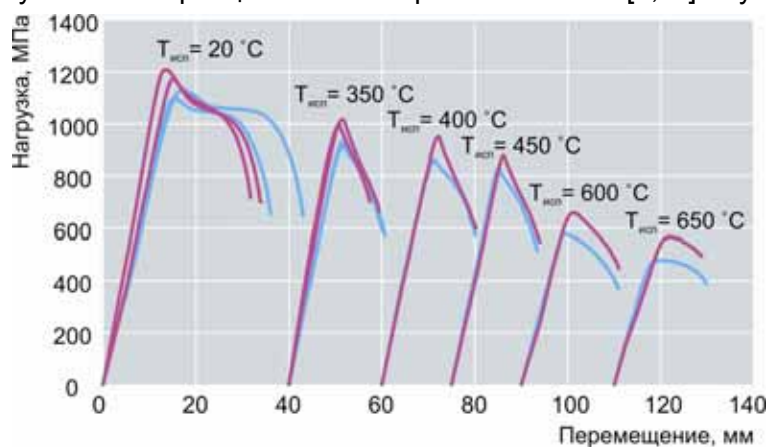


Рис. 2.45. Диаграммы растяжения образцов стали марки 0X18H10T, облучённых в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы 5,3 сна при температуре  $T_{\text{обл}} = 350 \text{ }^\circ\text{C}$  в состоянии поставки (—); в УМЗ-состоянии (—)

(обработка — равноканальное угловое прессование) показали высокие значения их прочностных характеристик и резкое снижение способности стали к деформационному упрочнению при низких значениях равномерного относительного удлинения. При этом чувствительность к локализации деформации (рис. 2.45) сопровождается характерным для ультрамелкозернистых материалов пластичным [4] «ямочным» характером разрушения при заданных условиях облучения и испытания. Деформация ультрамелко-

зернистых и наноструктурных материалов сопровождается увеличением чувствительности напряжения течения к скорости деформации [5]. В связи с указанной особенностью представляет интерес оценить изменение ударной вязкости ультрамелкозернистых материалов под влиянием нейтронного облучения.

Цель ударных испытаний — получение информации о характере и значении изменения ударной вязкости разрушения облучённой стали, микроструктура которой получена в процессе интенсивной пластической деформации методом равноканального углового прессования (средний размер зерна составляет примерно 300 нм) в сравнении с крупнозернистой сталью (с размером зерна — 50–70 мкм) в состоянии аустенизации.

#### Исследуемые материалы. Методика испытаний. Режимы и параметры облучения

Объект исследования — аустенитная нержавеющая сталь марки 0X18H10T. Химический состав стали приведён в табл. 2.2.

Таблица 2.2

#### Химический состав исследованной стали

Массовая доля химических элементов, %								
C	P	Si	Cr	Ni	Mn	Co	Ti	Cu
0,08	1,44	0,35	17,0	10,0	0,2	0,06	0,6	0,2

Предварительно заготовки подвергали аустенизации при температуре 1 050 °С, выдержке в течение 1 ч, закалке в воде. В результате была сформирована равноосная структура со средним размером зёрен примерно 70 мкм, типичная для отожжённого крупнокристаллического материала. В структуре также наблюдали двойники отжига. Микротвёрдость составила  $(171 \pm 11)$  HV<sub>0,1</sub>\*.

Измельчение зерна осуществляли с помощью интенсивной пластической деформации методом РКУП [3], используя следующие параметры: 8 проходов (итоговая степень деформации примерно 7,1); режим Вс — поворот заготовки после каждого прохода вдоль своей продольной оси на угол 90° по часовой стрелке, температура 400 °С, угол пересечения каналов равен 120° [3]. Были получены заготовки длиной 65 и диаметром 10 мм.

В настоящей работе проведены испытания на ударный изгиб образцов типа KLST (мини-образцов для ударных испытаний с V-образным надрезом длиной 27, высотой 4, шириной 3 и глубиной 1 мм). Этот тип образца (рис. 2.46) широко используют из-за его миниатюрности (учитывая ограниченность экспериментальных объёмов в каналах атомных реакторов) при изучении радиационной стойкости материалов. Испытания проводили на малой дистанционной инструментальной и автоматизированной установке, представляющей собой модификацию копра 5113.

Проведена серия испытаний на ударный изгиб необлучённых и облучённых образцов стали марки 0X18H10T в состоянии поставки (крупное зерно) и после РКУП (УМЗ-зерно).

Методика проведения испытаний и обработки полученных данных соответствуют стандарту ISO-CD14556:2000 (E).

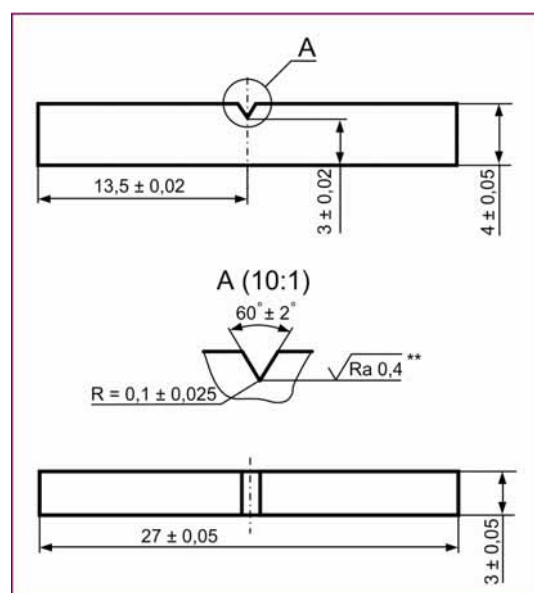


Рис. 2.46. Эскиз образца (типа KLST) для испытаний на ударный изгиб

\* Микротвёрдость по Виккерсу.

\*\* Обозначение шероховатости поверхности по ГОСТу 2.309-73.

Облучение образцов проводили в реакторе БОР-60 при температуре 340–350 °С до повреждающей дозы 12 сна в среде проточного натрия в разборном облучательном устройстве.

### Результаты

В табл. 2.3 и на рис. 2.47 приведены результаты испытаний на ударный изгиб стали марки 0Х18Н10Т в состоянии поставки и после равноканального углового прессования.

Таблица 2.3

### Результаты испытаний на ударный изгиб стали марки 0Х18Н10Т в состоянии поставки и после равноканального углового прессования

№	Состояние	$T_{\text{исп}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	Доза, сна	Энергия удара, Дж/(кг·м)
1	Состояние поставки	20	0	9,2/0,94
2	(крупнозернистое состояние)	350	То же	7,5/0,77
3	РКУП (УМЗ-состояние)	20	«	3,6/0,37
4		350	«	3,2/0,33
5	Состояние поставки	20	12	5,2/0,53
6	(крупнозернистое состояние)	350	То же	3,0/31
7	РКУП (УМЗ-состояние)	20	«	4,0/0,41
8		350	«	2,1/0,21

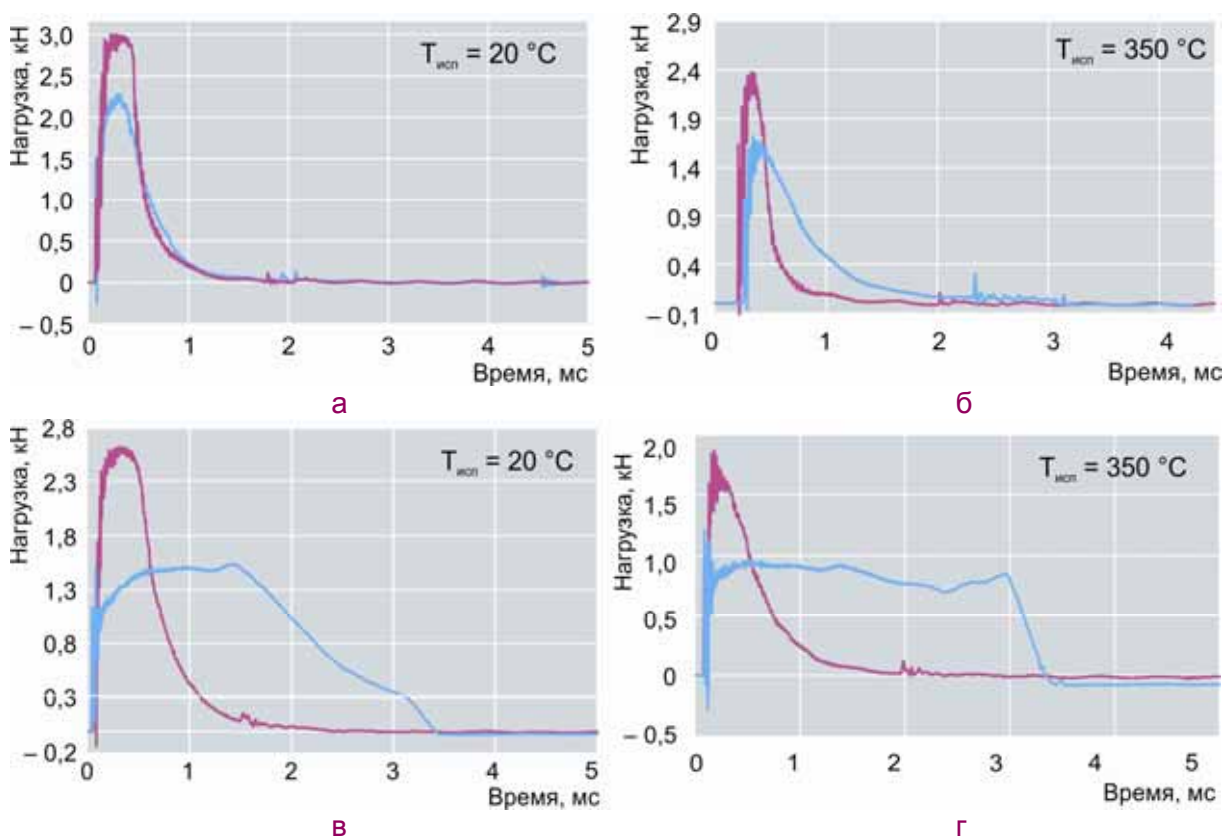


Рис. 2.47. Диаграммы разрушения образцов в состоянии РКУП (а, б) и в состоянии поставки (в, г) до (—) и после (—) облучения в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы 12 сна при температуре 350 °С

Далее в табл. 2.4 приведены параметры, оценённые из диаграмм разрушения, которые характеризуют:

- максимальную нагрузку, необходимую для зарождения исходной трещины, приводящей при своём распространении к разрушению;
- время от момента зарождения трещины до разрушения образца.

Указанные параметры заметно изменяются после нейтронного облучения, зависят от состояния материала и температуры испытания. Радиационное упрочнение (см. табл. 2.4, рис. 2.47) привело к увеличению нагрузки для зарождения и продвижения трещины.

Таблица 2.4

**Параметры разрушения образцов при испытании на ударный изгиб до и после нейтронного облучения**

Температура испытаний, °С	Состояние материала							
	Состояние поставки				Равноканальное угловое прессование			
	Необлучённый образец		Облучение при температуре 350 °С до повреждающей дозы 12 сна		Необлучённый образец		Облучение при температуре 350 °С до повреждающей дозы 12 сна	
	Нагрузка, кН	Время разрушения, мкс	Нагрузка, кН	Время разрушения, мкс	Нагрузка, кН	Время разрушения, мкс	Нагрузка, кН	Время разрушения, мкс
20	1,5	3,5	2,5	2,0	2,2	1,6	3,0	1,5
350	0,9	3,3	1,8	2,0	1,6	2,0	2,3	1,0

Одно из важных наблюдений, вытекающих из полученных после испытания на удар облучённых УМЗ-образцов, — это увеличение максимальной нагрузки, то есть радиационное упрочнение (см. рис. 2.47), что при прочих равных условиях свидетельствует о затруднённом образовании зародышевых трещин при приложении нагрузки в УМЗ-материале. Из табл. 2.4 следует, что при облучении до повреждающей дозы 12 сна при  $T_{\text{обл}} = 350$  °С ударная вязкость стали в РКУП-состоянии не снижается ниже  $1,7 \text{ кг}\cdot\text{м}/\text{см}^2$ .

Таким образом, сталь марки 0X18H10T в УМЗ-состоянии, после нейтронного облучения (при температуре 350 °С и повреждающей дозе 12 сна) при температуре испытаний, равной 20 и 350 °С, демонстрирует радиационное упрочнение и меньшую склонность к зарождению трещин по сравнению с крупнозернистым состоянием, что свидетельствует о её повышенном потенциале радиационной стойкости УМЗ-состояния.

#### Список литературы

- 1 Валиев Р.З., Александров И.В. Объёмные наноструктурные металлические материалы. — М.: ИКЦ «Академкнига», 2007. — 387 с.
- 2 Shamardin V.K., Goncharenko Yu.D., Bulanova T.M. et al. Effect of neutron irradiation on microstructure and properties of austenitic AISI 321 steel, subjected to equal channel angular pressing. — Reviews on Advanced Materials Science, 2012. T. 31, № 2. С. 167–173.
- 3 Shamardin V.K., Bulanova T.M., Karsakov A.A. et al. Effect of neutron irradiation on UFG austenitic stainless steel, NANOSPD 6, France, Metz, June 30–July 4, 2014. — Nanomaterials by Severe Plastic Deformation. — France: Metz, 2014. — 387 p.
- 4 Valiev R.Z., Estrin Y., Horita Z. et al. Fundamentals of Superior Properties in Bulk NanoSPD Materials. — Materials Research Letters, 2016. V. 4, № 1. P. 1–21.
- 5 Kumar K.S., Van Swygenhoven H., Suresh S. Mechanical behavior of nanocrystalline metals and alloys. — Acta Materialia, 2003. V. 51. P. 5743–5774.

*В.К. Шамардин, А.А. Карсаков, Т.М. Буланова, А.Е. Федосеев*

## МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА СМ С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ НА ОСНОВЕ ИНТЕРМЕТАЛЛИДА И ДИОКСИДА УРАНА В СИЛУМИНЕ

В рамках работ по модернизации активной зоны реактора СМ проведена экспериментальная проверка опытных дисперсионных твэлов крестообразного профиля трёх вариантов исполнения на основе конструкционных материалов с меньшим (по сравнению со штатным твэлом реактора) сечением поглощения нейтронов. Использование таких твэлов направлено на решение основных задач модернизации реактора СМ: повышение доли нейтронов идущих на облучение образцов и снижение потребления топлива.

Варианты слабопоглощающих нейтроны твэлов (твэлов с малым вредным поглощением нейтронов) отличались составом дисперсионной топливной композиции, конструктивным исполнением сердечника. Масса  $^{235}\text{U}$  в сердечниках твэлов всех исполнений примерно одинаковая и не превышает 5 г. Вследствие этого в твэлах (первого варианта) со сплошным сердечником из диоксида урана в силуминовой матрице получена очень малая объёмная доля топливных частиц и неравномерное их распределение соответственно. Твэлы второго варианта с такой же топливной композицией характерны наличием вытеснителя в сердечнике и расположением композиции на четырёх симметричных участках. Вытеснитель предназначен для более равномерного распределения гранул диоксида и улучшения условий работы топливной композиции, чем в твэлах первого исполнения. В твэлах третьего исполнения, со сплошным сердечником, топливная композиция — интерметаллид урана в силумине; объёмная доля частиц достаточно высокая, их распределение относительно равномерное. Для обеспечения необходимой загрузки твэла ураном применяли разбавление частиц интерметаллида крупкой из алюминий-циркониевого сплава (с массовой долей циркония 53 % — АЦ53).

Твэлы изготовлены по существующей в АО «ВНИИНМ» технологии пропитки «под давлением в вакуум» предварительно засыпанных в оболочку и виброуплотнённых частиц (крупки) топлива расплавленным матричным материалом (силумином).

В 2016 году завершены материаловедческие исследования твэлов второго и третьего вариантов исполнения, основные характеристики которых приведены в табл. 2.5.

Таблица 2.5

### Характеристики опытных твэлов второго и третьего вариантов исполнения

Характеристика твэла	Вариант исполнения твэла	
	второй	третий
Топливная фаза	Гранулы $\text{UO}_2$	Крупка $\text{UAl}_3$
Обогащение	Примерно 90 %	
Материал матрицы	Силумин	Силумин + АЦ53
Оболочка	Нержавеющая сталь марки X16N15M3Б (ЭИ847)	
Толщина оболочки, мм	0,2	
Масса $^{235}\text{U}$ , г	4,5	5
Объёмная доля топливной фазы	0,45	0,5
Длина твэла (активной части), мм	420 (350)	

Реакторные испытания проведены в составе специального облучательного устройства в сравнимых условиях, соответствующих предполагаемым для активной зоны реактора. Основные параметры испытаний экспериментальной ТВС для второго и третьего вариантов исполнения приведены в табл. 2.6. Для того или иного твэла параметры определялись местом расположения в устройстве.

В ходе материаловедческих исследований твэлов проведены визуальный осмотр, гамма-сканирование, измерение объёмов и других геометрических размеров, металло-

графические исследования, сканирующая электронная микроскопия, рентгеноструктурный анализ. Все твэлы сохранили герметичность. При осмотре твэлов не выявлено нарушений их целостности, изменений формы. Не обнаружено заметных искривлений, вмятин, изгибов, повреждений поверхности. В верхней и нижней частях твэлов профиль без заметных изменений формы, в центральной плоскости активной зоны форма профиля выпрямлена, приближена к квадратной. Такое изменение формы профиля твэлов и, как следствие, увеличение их объёма связано с распуханием топливного сердечника при облучении.

Таблица 2.6

### Основные параметры реакторных испытаний экспериментальной тепловыделяющей сборки

Параметр	Значения для твэлов	
	Второго исполнения (с вытеснителем)	Третьего исполнения (сплошной сердечник)
Максимальная температура сердечника, °С	333	391
Максимальная плотность теплового потока, МВт/м <sup>2</sup>	8,0	7,3
Средняя мощность ЭТВС, кВт	225	188
Максимальное выгорание <sup>235</sup> U, %	45,0	63,4
Время работы на мощности, эфф. сут	46	86

По результатам гамма-сканирования в твэлах с вытеснителем распределение продуктов деления имеет равномерный характер, не содержит каких-либо аномалий. В наиболее выгоревших твэлах с интерметаллидом урана (испытанных при плотности теплового потока 7,3 МВт/м<sup>2</sup>), распределение всех радионуклидов имеет неравномерный характер, что указывает на процесс массопереноса топливной фазы в сердечнике из-за плавления матрицы, вероятнее всего, связанный с высокими параметрами испытаний.

Результаты анализа гамма-сканирования показали, что длина твэлов с интерметаллидом увеличивается, как и у твэлов с вытеснителем, не более чем на 10 мм, что вносит некоторый вклад в увеличение объёма твэлов. Объём твэлов с вытеснителем увеличился на 9–11 %; твэлов с интерметаллидом урана с условиями облучения не выше средних — на 10–13 %. Для твэлов с высоким выгоранием топлива «интерметаллид + силумин» с неравномерным распределением продуктов деления увеличение объёма составило более 50 %.

Для исследований структуры было отобрано по три облучённых твэла обоих исполнений: с максимальным, средним и минимальным выгоранием топлива.

Результаты исследований показали следующее. В твэлах с вытеснителем произошли изменения структуры сердечников, соответствующие процессам, обычно наблюдаемым в подобных композициях при эксплуатации (или при испытании) в нормальных условиях, и обусловлены факторами облучения и дисперсной природой сердечника — это образование пористости в частицах UO<sub>2</sub>, их распухание, взаимодействие с матрицей (рис. 2.48, а, б и 2.49, а, б).

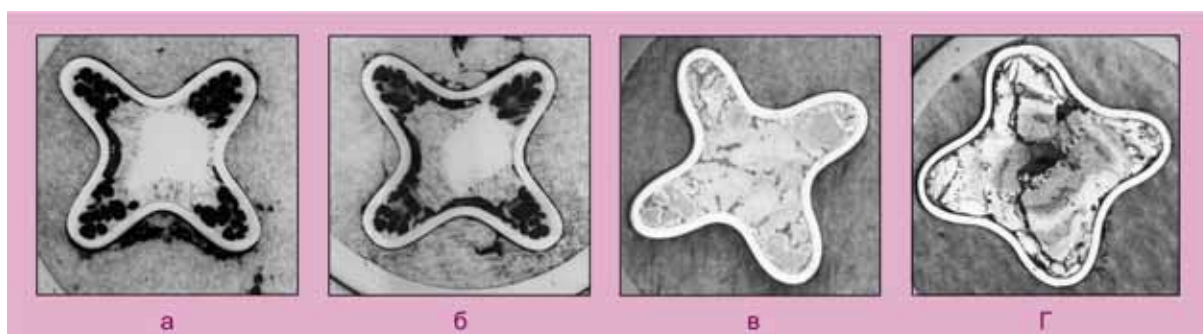


Рис. 2.48. Макроструктура облучённых твэлов второго и третьего вариантов исполнения в сечении со средним (а, в) и с максимальным (б, г) значением энерговыделения

Все эти процессы наблюдались по степени и интенсивности их протекания в соответствии с расположением твэлов в облучательном устройстве и местом вырезки образца из твэла для исследований (то есть в соответствии с параметрами испытаний: плотностью нейтронного и теплового потоков, достигнутому выгоранию в твэле на рассматриваемом участке). Наиболее развитая пористость, интенсивное распухание частиц и взаимодействие с матрицей наблюдали в твэле с максимальными параметрами испытаний (на участке из его середины).

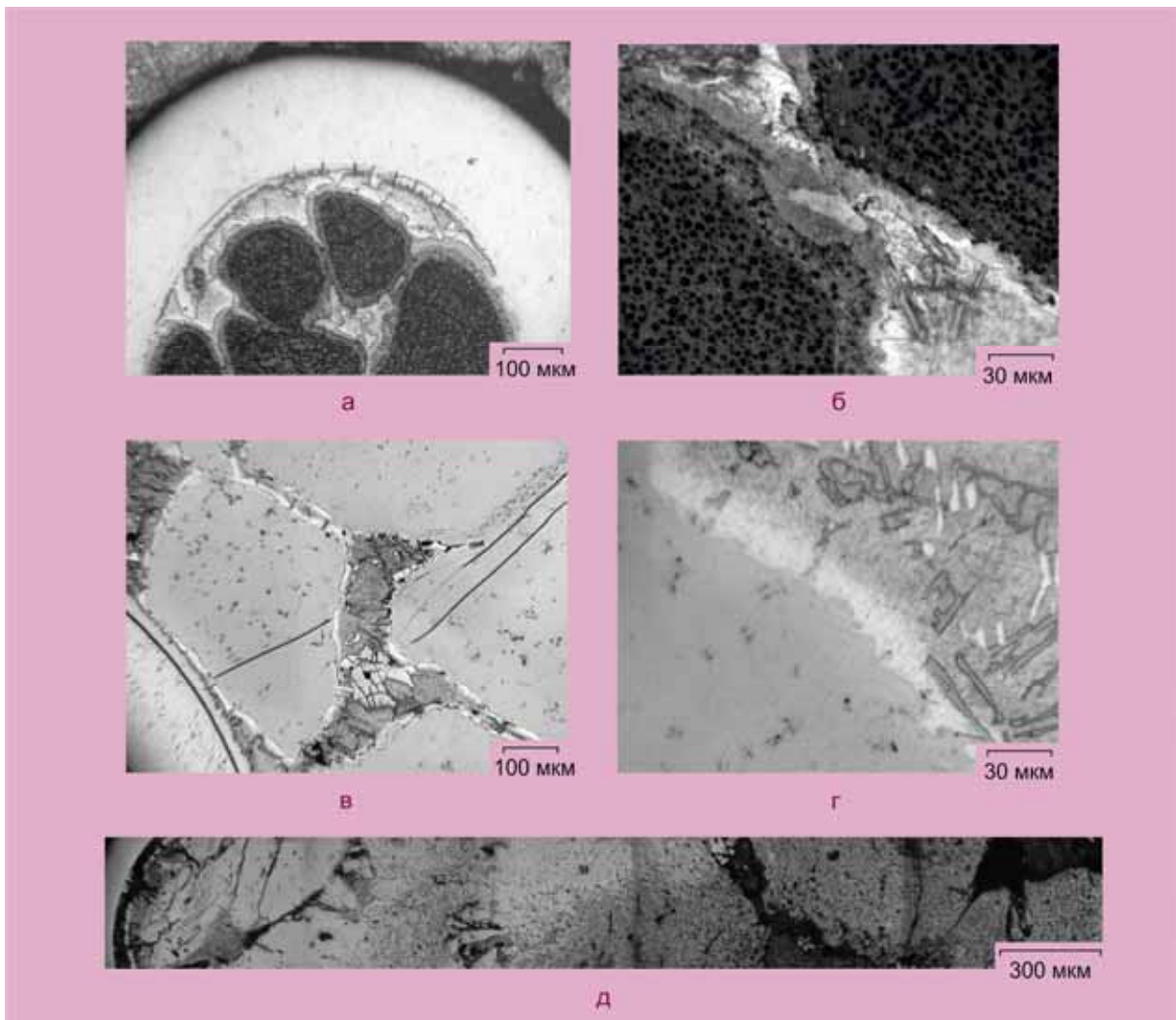


Рис. 2.49. Микроструктура облучённых твэлов второго (а, б) и третьего (в, г) вариантов исполнения с энерговыделением не выше среднего; с максимальным (д) значением энерговыделения

Необходимо отметить, что распухание композиции происходило только в лопастях сердечника, в центре его был нераспухающий вытеснитель. Во впадинах при этом образовались зазоры между оболочкой и вытеснителем, которые, однако, не повлияли на работоспособность твэлов.

В твэлах с интерметаллидом урана с условиями испытаний не выше средних дисперсионная структура и строение топливного сердечника после облучения сохранились в удовлетворительном состоянии. Объёмная доля матрицы уменьшилась из-за взаимодействия топливных частиц с силумином и частицами разбавителя, доля топливной фазы соответственно увеличилась, и произошло слияние соседних частиц (см. рис. 2.48, в; 2.49, в, г).

Интенсивность указанных процессов определялась условиями облучения. Распухание частиц за счёт газообразных продуктов деления не обнаружено, что типично для такой композиции при работе в допустимых для неё условиях. В твэлах с более напряжёнными условиями испытаний дисперсионная структура присутствует только в вершинах лопастей, в центральной области сердечника она не обнаружена (см. рис. 2.48, г; 2.49, д). Материал представляет собой конгломераты, образовавшиеся по типу спекания фрагментов (или даже их сплавления). Все это свидетельствует о значительном перегреве сердечника и взаимодействии компонентов и о гомогенизации дисперсионной (гетерогенной) структуры, особенно в средней (по сечению) части. Образовавшийся материал, очевидно, хрупкий, и в ходе приготовления образцов (под действием отрезного и шлифовального кругов и др.) он частично раскрошился и выпал.

Полученные в работе результаты показывают, что твэлы с малым вредным поглощением нейтронов второго конструктивного исполнения работоспособны в эксплуатационных условиях модернизированной активной зоны реактора СМ при плотности теплового потока с поверхности твэлов  $8,0 \text{ МВт/м}^2$  и выгорании топлива 45 %.

Для твэлов третьего конструктивного исполнения с монолитным (сплошным) сердечником в тех же условиях установлены следующие пределы их работоспособности:

Тепловой поток с поверхности ..... До  $6,7 \text{ МВт/м}^2$

Выгорание ..... 57,4 %

При плотности теплового потока около  $7,3 \text{ МВт/м}^2$  выявлен значительный перегрев сердечника, что привело к расплавлению матрицы, её интенсивному взаимодействию с интерметаллидом урана, газовыделению под оболочку и аномальному увеличению объёма твэлов. Такое состояние твэлов оценено как предельно допустимое.

*Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин,  
В.А. Старков, В.В. Пименов*

## ПОДГОТОВКА ОБОРУДОВАНИЯ И ПРОВЕДЕНИЕ ТЕРМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ ХРОМОНИКЕЛЕВОГО СПЛАВА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРЕДЕЛЬНОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В материаловедческом комплексе института проведена работа по изучению процессов, происходящих в тепловыделяющих элементах при повышенной температуре. Объектами изучения были опытные твэлы дисперсионного типа, ранее облучённые в петле реактора МИР в составе блока ТВС «Гирлянда». Это — твэлы разного конструктивного исполнения, разработанные в АО «ВНИИНМ» для перспективных реакторных установок, в оболочках из сплава 42ХНМ.

Исследование поведения твэлов при повышенной температуре в соответствии с действующим порядком обязательно для всех вновь разрабатываемых изделий и для данных твэлов имеет особое значение. Это связано, главным образом, с материалом оболочки: высоконикелевый сплав 42ХНМ обладает таким отрицательным эксплуатационным свойством, как высокотемпературное радиационное охрупчивание. Получение прямых экспериментальных данных для определения температурных пределов работоспособности твэлов с оболочками из этого сплава весьма актуально. Получение таких данных являлось основной целью настоящей работы.



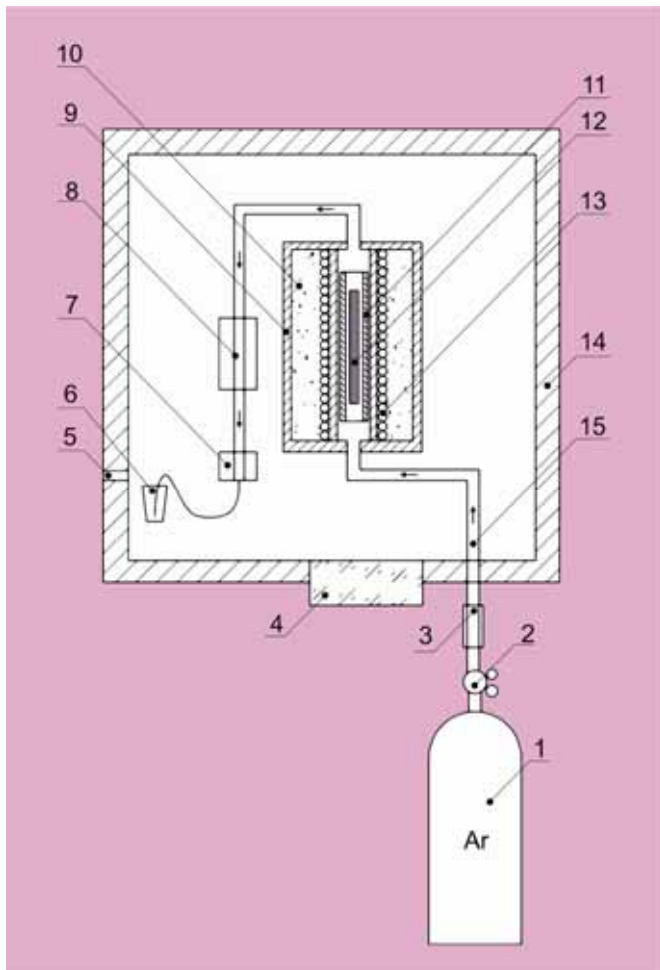


Рис. 2.50. Схема испытательного стенда: баллон с аргоном (1); редуктор газовый (2); ротаметр (3); окно камеры (4); выход газа в вентиляционную систему (5); распылитель газа из печи в водной среде (6); газовый фильтр (7); водоохлаждаемая ловушка (8); корпус печи (9); теплоизоляция (10); охранный чехол (11); испытываемый ТВЭЛ (12); нагреватель (13); камера (ВК-20) защитная (14); газовая линия (15)

Свидетельством разгерметизации ТВЭЛ при его нагреве являлась регистрация инертного радиоактивного газа  $^{85}\text{Kr}$ , вышедшего через дефект в оболочке в объём радиационно-защитной камеры и специальной вентиляции, блоком детектирования газо- и бета-активности БДГБ-02П в составе автоматизированной системы радиационного контроля. Данная система позволяет определить объёмную и суммарную активность газа, вышедшего из разгерметизированного ТВЭЛ и прошедшего через блок детектирования.

Термические испытания состояли либо в нагреве элемента до заданной температуры с выдержкой в течение заданного времени и последующим охлаждением, либо в непрерывном нагреве элемента до его разгерметизации с фиксацией температуры разгерметизации. Ход проведения каждого эксперимента изображался в графической форме. Графики позволяют проанализировать динамику эксперимента, рассчитать скорость нагрева, определить установленную температуру и время выдержки, моменты разгерметизации ТВЭЛов. Графики для двух ТВЭЛов: сохранившего во время испытания герметичность и разгерметизировавшегося показаны на рис. 2.51.

Для проведения экспериментов по изучению поведения ТВЭЛов при повышенной температуре (термические испытания) разработано специальное оборудование — нагревательный стенд, — учитывающее результаты подобных исследований, выполненных ранее: в 1990-х годах и в 2006 году (рис. 2.50).

Устройство оснащено системами обеспечения нагрева ТВЭЛ, прокачки инертного газа аргона (газаноителя) через печь и контроля радиационных характеристик газаноителя. Указанные системы необходимы для достижения заданной температуры, выдержки и фиксирования момента разгерметизации оболочки.

Испытания проводят в среде инертного газа (аргона). Печь, позволяющая осуществлять нагрев помещённого в неё ТВЭЛ до температуры  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$  со скоростью до  $1,5\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{с}$ , и другие основные части стенда установлены в радиационно-защитной камере. Погрешность в определении температуры составляет  $\pm 5\text{ }^{\circ}\text{C}$ .

Контроль радиационных характеристик — радиационный технологический контроль активности газоаэрозольных выбросов продуктов деления при проведении термических экспериментов с облучёнными ТВЭЛами в радиационно-защитной камере для определения момента разгерметизации — осуществлялся с помощью технических средств автоматизированной системы радиационного контроля.

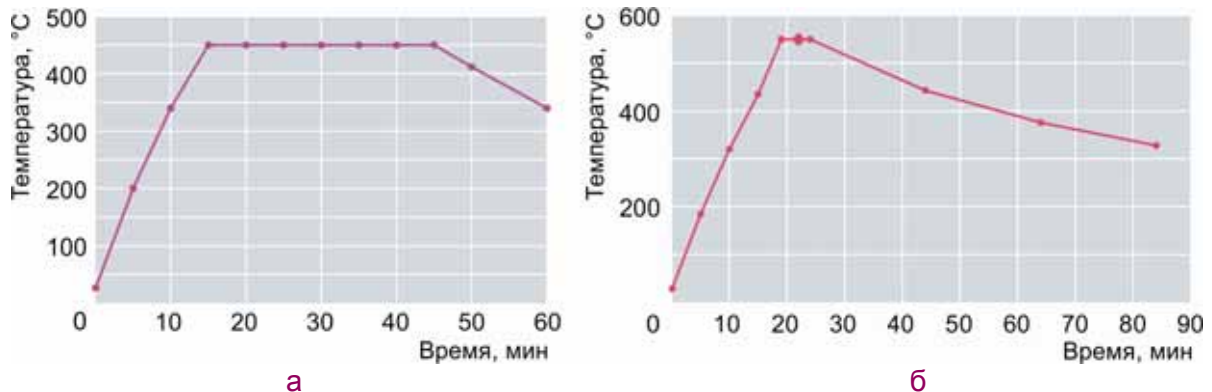


Рис. 2.51. Внешний вид графиков термических экспериментов: твэла, сохранившего во время испытания (при  $T = 450\text{ }^{\circ}\text{C}$  и временем выдержки 30 мин) герметичность (а); твэла, разгерметизировавшегося (на 3-й мин при заданной выдержке 30 мин при температуре  $550\text{ }^{\circ}\text{C}$ ) твэла (б)

Результаты испытаний позволили установить, что разгерметизация твэлов при времени выдержки до двух часов происходит при температуре не ниже  $550\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Температура, судя по данным испытаний, является главным фактором разгерметизации. Из пяти разгерметизировавшихся твэлов только на двух были заметные трещины: на твэле, нагретом до  $T = 620\text{ }^{\circ}\text{C}$ , и твэле, нагретом до  $T = 600\text{ }^{\circ}\text{C}$  после предварительной выдержки в течение 1 ч при температуре  $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Внешний вид участков этих твэлов показан на рис. 2.52. На других трёх твэлах, разгерметизация которых зафиксирована при температуре  $550\text{ }^{\circ}\text{C}$  после четырёх-, пяти- и 10-минутной выдержки, трещин и других дефектов не было заметно. Объём и другие размеры после испытаний также увеличились лишь в двух названных твэлах, нагретых до температуры 600 и  $620\text{ }^{\circ}\text{C}$  соответственно.

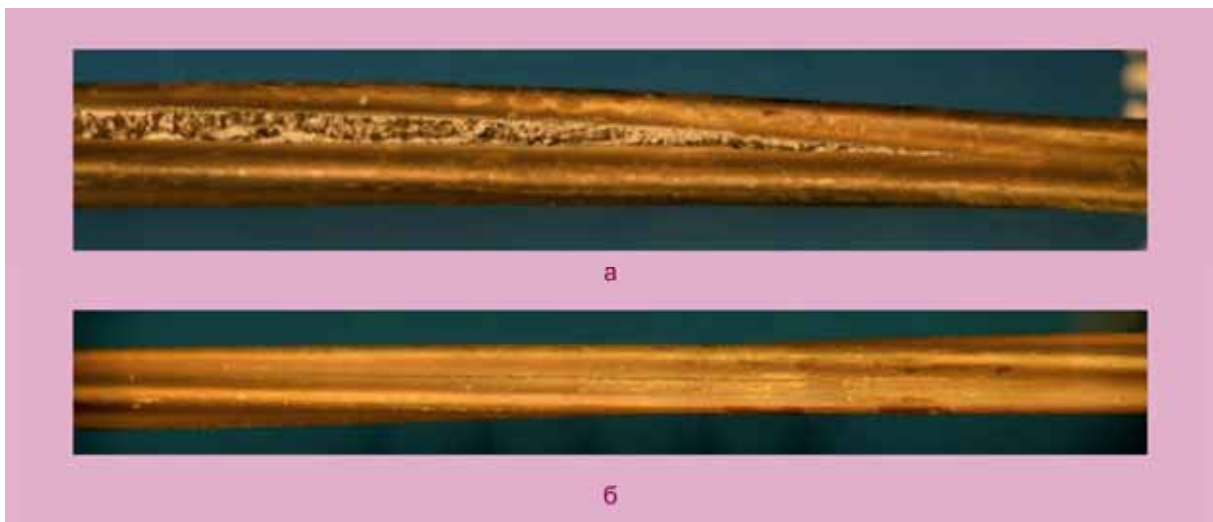


Рис. 2.52. Внешний вид трещины в оболочке твэлов, нагретых до  $T = 620$  (а) и  $600\text{ }^{\circ}\text{C}$  (б)

В этой работе показана принципиальная возможность термических испытаний облучённых твэлов не только для получения эмпирических зависимостей разгерметизации от температуры, времени выдержки и других возможных факторов, но и для исследования происходящих при этом изменений структуры изделий, материалов топлива и оболочки. Результаты таких исследований необходимы для выяснения процессов, протекающих в твэлах в условиях, выходящих за пределы нормальной эксплуатации.

*В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, Ю.А. Власов, В.Н. Чичулин*

## ВЛИЯНИЕ ТЕРМИЧЕСКОГО ОТЖИГА НА ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ГРАФИТА МАРКИ ГР-280, ОБЛУЧЁННОГО ДО ВЫСОКОГО ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ

В рамках научного проекта Российского фонда фундаментальных исследований «Влияние нейтронного облучения и последующего высокотемпературного отжига на запасённую энергию и теплопроводность реакторного графита» были проведены исследования теплопроводности графита ГР-280, облучённого до высокого флюенса нейтронов.

Цель данной работы — изучение влияния отжига при температуре от  $T_{\text{обл}}$  до  $1\,200\text{ °C}$  на коэффициент теплопроводности  $\lambda$  облучённого графита марки ГР-280. Образцы облучали в реакторе БОР-60 при температуре  $450\text{--}650\text{ °C}$  до флюенса нейтронов  $(0,5\text{--}1,5)10^{26}\text{ м}^{-2}$  ( $E > 0,18\text{ МэВ}$ ). Коэффициент теплопроводности определяли методом лазерной вспышки. Отжиг проводили при температуре  $600, 800, 1\,000$  и  $1\,200\text{ °C}$  в среде аргона в течение двух часов.

В результате проведённой работы были получены экспериментальные зависимости коэффициента теплопроводности облучённого графита от температуры и длительности отжига, а также получена оценка эффекта отжига в зависимости от параметров облучения.

На рис. 2.53 показано, что значения коэффициента теплопроводности облучённых образцов начинают восстанавливаться после радиационного отжига при температуре  $800\text{--}900\text{ °C}$ . Значения относительного изменения коэффициента теплопроводности  $\Delta\lambda/\lambda$  образца, облучённого при  $T = 450\text{ °C}$  до флюенса нейтронов  $1,5 \cdot 10^{26}\text{ м}^{-2}$ , после отжига при  $T = 600$  и  $800\text{ °C}$  составляют  $-63$  и  $-61\%$  соответственно, что близко значению ( $-64\%$ ) коэффициента теплопроводности облучённых образцов до отжига. После отжига при  $T = 1\,000$  и  $1\,200\text{ °C}$  значения относительного изменения коэффициента теплопроводности образца достигают  $-54$  и  $-34\%$  соответственно.

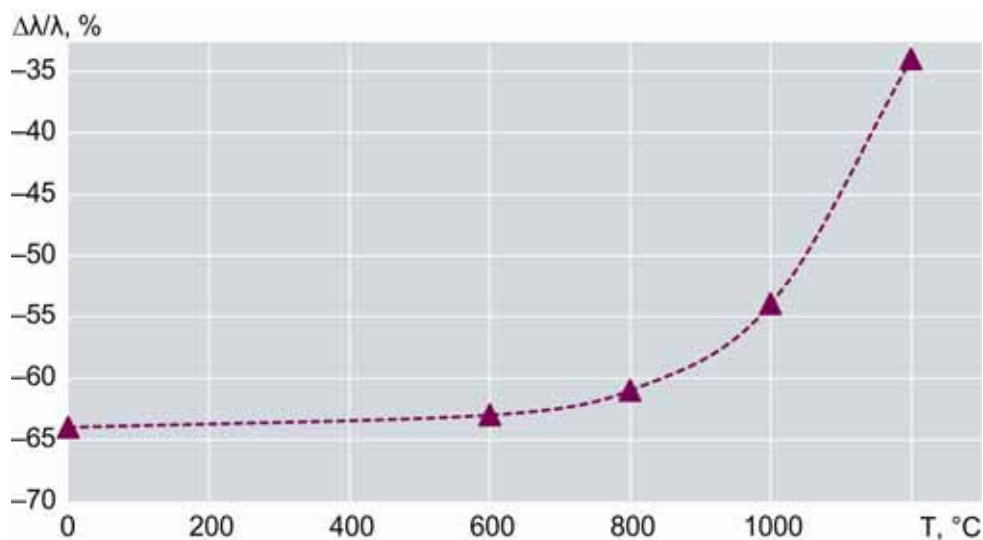


Рис. 2.53. Зависимость от температуры отжига относительного изменения коэффициента теплопроводности образца, облучённого при  $T = 450\text{ °C}$  до флюенса нейтронов  $1,5 \cdot 10^{26}\text{ м}^{-2}$

Разность между коэффициентом теплопроводности образцов до и после отжига при температуре  $1\,200\text{ °C}$  лежит в пределах значения  $19\text{--}39\text{ Вт/(м·К)}$  и уменьшается с увеличением флюенса нейтронов и температуры облучения (рис. 2.54).

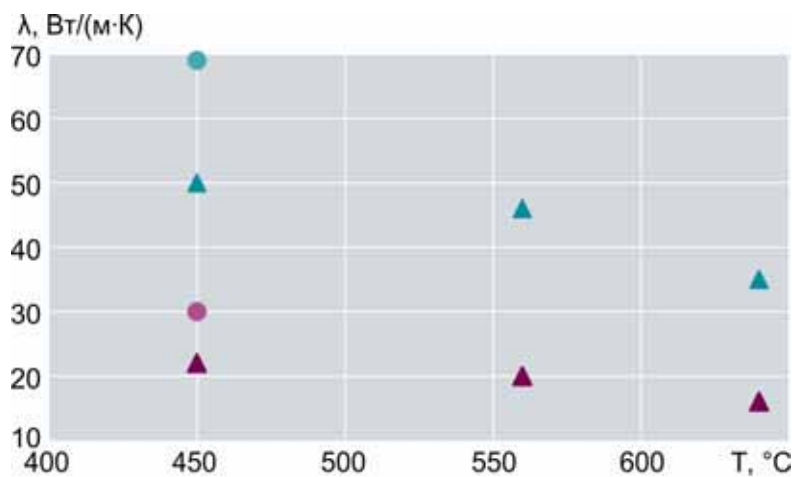


Рис. 2.54. Зависимость коэффициента теплопроводности образцов, облучённых до флюенса нейтронов  $0,5 \cdot 10^{26}$  и  $1,5 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ , до (●, ▲) и после (●, ▲) отжига при  $T = 1\,200 \text{ °C}$  от температуры облучения

Полученные в работе данные позволяют увеличить точность расчётов напряжённо-деформированного состояния кладок реакторов РБМК в условиях повышенных значений рабочей температуры при длительных сроках эксплуатации и во внештатных ситуациях, сопровождающихся перегревом активной зоны.

*Е.П. Белан, Д.В. Харьков*



### МАСС-СПЕКТРОМЕТР

Установка позволяет определять состав газа, отобранного из твэла, методами масс-спектрометрии и хроматографии



**ЗДАНИЕ ХИМИКО - ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОТДЕЛЕНИЯ (1976 Г.),  
В ДАЛЬНЕЙШЕМ — ОТДЕЛЕНИЕ ТОПЛИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ (2015 Г.)**

# 3

## ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ



### СТРОИТЕЛЬСТВО ЗДАНИЯ ХТО

АО «ГНЦ НИИАР» является единственной в России площадкой, где на экспериментальных установках проводятся исследования технологических процессов переработки различными методами отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах



### ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Изучение процессов переработки облучённого ядерного топлива различного состава, поведения разных элементов в водных и неводных средах, обращения с радиоактивными отходами



### РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫЕ КАМЕРЫ

Изготовление МОКС-топлива для реакторов на быстрых нейтронах: БОР-60, БН-600, БН-800



### МАСС-СПЕКТРОМЕТР «ТРИТОН»

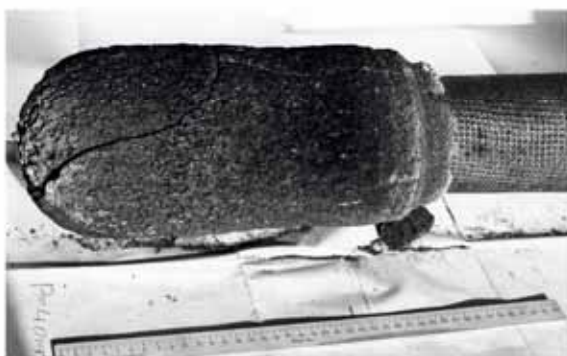
Термоионизационный масс-спектрометр для определения изотопного состава радионуклидной продукции и ядерного топлива





### ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ХИМИИ

АО «ГНЦ НИИАР» обладает комплексом радиационно-защитных камер и боксов, включая боксы для работы с инертной атмосферой; установку спектроскопии расплавов; комплекс для проведения электрохимических измерений, предназначенных для изучения поведения актинидов в расплавах



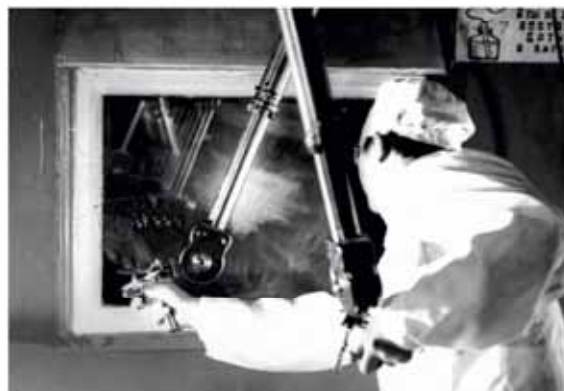
### КАТОДНЫЙ ОСАДОК МОКС-ТОПЛИВА

Производство МОКС-топлива в расплавленных хлоридах щелочных металлов методом катодного электролитического извлечения диоксидов урана и плутония



### АЛИТ

Автоматизированная линия для изготовления твэлов и тепловыделяющих сборок реактора БН-600



### ОБРАЩЕНИЕ С МИНОР-АКТИНИДАМИ

В институте разрабатываются способы вовлечения младших актинидов в топливный цикл, их трансмутации и обращения с радиоактивными отходами

**ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНЫЙ РАДИОХИМИЧЕСКИЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ КОМПЛЕКС —  
ДЕМОНСТРАЦИЯ НА ПОЛНОМАСШТАБНЫХ ОТВС ПОЛНОГО ЦИКЛА ПЕРЕРАБОТКИ  
ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПО РАЗЛИЧНЫМ ТЕХНОЛОГИЯМ:  
ОТ ПРИЁМКИ ДО ВЫДАЧИ ТОПЛИВА — В МОДУЛЬНОМ ЗАЩИТНОМ  
АВТОМАТИЗИРОВАННОМ ОБОРУДОВАНИИ**



В 2016 году продолжались исследования в области разработки технологий переработки отработавшего ядерного топлива и обращения с радиоактивными отходами. Работа была сконцентрирована на двух основных технологических подходах:

- 1) пирохимической переработке смешанного нитридного уран-плутониевого топлива методом электрорафинирования в расплавах хлоридов щелочных металлов;
- 2) водно-экстракционной технологии переработки различного смешанного топлива.

Были запланированы испытания промышленных образцов аппаратов пирохимической технологии в макете защитной камеры с инертной атмосферой с применением ядерных материалов. К испытаниям были подготовлены аппарат растворения оболочки твэла в жидком цинке, аппарат электрорафинирования и аппарат вакуумной отгонки технологических сред. Эти три аппарата должны были продемонстрировать всю цепочку технологических операций в рамках головной части комбинированной схемы переработки отработавшего ядерного топлива проекта «Прорыв». К сожалению, качество разработки и изготовления аппаратов держателем государственного контракта ООО «НПФ "Сосны"» оказалось низким: даже после полугодового периода доработки и модернизации их совместными усилиями сотрудников НИИАРа и разработчиков желаемого результата достичь не удалось. Аппараты признаны неработоспособными. Это остановило экспериментальную проверку основных операций пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива на значимых количествах ядерных материалов, запланированную на осень 2016 года. Было принято решение об актуализации программы проведения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ.

В рамках совершенствования гидрометаллургических процессов переработки ОЯТ с высоким выгоранием и с коротким сроком выдержки была проведена проверка устойчивости экстракционных систем к действию внутреннего альфа-облучения с целью оценки их работоспособности в условиях высоких дозовых нагрузок. Была проведена проверка альтернативных экстракционных схем для выделения трансплутониевых элементов из рафинатов первого цикла Пьюрекс-процесса. Проверку проводили в соответствии с ранее разработанной в АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» программой испытаний. При проведении эксперимента не наблюдалось образования третьей фазы, осадков и межфазных плёнок.

Продолжались работы по совершенствованию методов аналитического контроля процессов переработки ОЯТ. В рамках договора по послереакторным радиохимическим исследованиям нитридного смешанного топлива получены экспериментальные результаты по нуклидному составу и массовому содержанию урана, плутония, америция, кюрия, неодима, европия, цезия, церия, трития. Получены данные по нуклидному составу и массовому содержанию элементов платиновой группы и переходных металлов в смешанном нитридном уран-плутониевом отработавшем ядерном топливе, облучённом в реакторе БН-600 в составе сборки КЭТВС-1.

Проведены исследования в обоснование методики определения массового содержания трития, а также методики определения массового содержания молибдена, циркония, родия, палладия в растворе смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ.

Разработаны проекты и подготовлены к метрологической аттестации аналитические методики системы аналитического контроля полифункционального радиохимического комплекса:

1. Диоксид плутония. Смешанное оксидное уран-плутониевое топливо. Методика количественного перевода в раствор методом сплавления с гидросульфатом натрия.
2. Переходные элементы и металлы платиновой группы. Методика количественного определения массовой концентрации примесей переходных элементов и металлов платиновой группы в растворах проб облучённого ядерного топлива химико-спектральным методом.
3. Смешанное уран-плутониевое топливо. Методика измерения массового содержания урана и плутония методом автоматического кулонометрического титрования.

4. Редкоземельные элементы. Методика количественного определения массовых концентраций редкоземельных элементов в растворах проб на основе хлоридных солевых плавов атомно-эмиссионным спектральным методом.

5. Облучённое нитридное топливо. Методика определения трития.

При разработке неразрушающих методов непрерывного контроля технологических процессов были проведены эксперименты по использованию метода лазерного пробоя (LIBS). Экспериментально показано, что этот метод может быть использован для непрерывного технологического контроля при растворении или при электрорафинировании нитридного топлива, состояния атмосферы защитных объёмов. Накопление азота в защитном объёме инертного бокса с циркуляцией аргона — незначительное.

Продолжались работы по экспериментальной проверке процессов рефабрикации смешанного нитридного топлива с содержанием минор-актинидов. Проведён карботермический синтез смешанного нитрида (U, Pu, Am)N. Для получения указанной нитридной композиции выбраны условия и режимы смешивания и спекания исходных диоксидов урана, плутония и америция; при этом исходные порошки оксидов были диспергированы с сажей и термообработаны в токе особо чистого азота. В дальнейшем из спрессованных из данного порошка и термообработанных шашек были изготовлены керамические таблетки, спекание которых проводили в среде особо чистой смеси аргона с добавкой 8 % водорода. Полученные в результате проведённого карботермического синтеза смешанных нитридов (U, Pu, Am)N керамические таблетки были проанализированы на содержание в них плутония и америция с использованием гамма-спектрометрии, а также изучен их фазовый состав. Исходное соотношение количества плутония и америция в полученном СНУП-порошке и спечённой из него топливной таблетке осталось неизменным, что следует рассматривать как факт полного включения америция и удержания его в топливных композициях после спекания.

Результаты кристаллизации карбонитридных фаз показывают, что для достижения успеха в области гомогенного включения америция в состав топливных композиций на основе СНУП-топлива, а также для реализации концепции гомогенного дожигания америция в нитридном топливе реакторов на быстрых нейтронах требуется детальная экспериментальная отработка режимов термообработки (времени и температуры), спекания и контроля газовой среды при фабрикации топливных таблеток.

В рамках разработки перспективной технологии полностью пирохимической переработки смешанного нитридного уран-плутониевого топлива продолжались лабораторные эксперименты. При проведении экспериментов по анодному растворению таблеток с нитридом урана с целью экспериментального подтверждения данных об отсутствии образования шлама UNCl при анодном растворении нитридных таблеток при потенциалах ниже потенциала образования  $UCl_4$  экспериментально показано, что потенциал образования  $UCl_4$  находится в области  $(-0,48 \pm 0,05)$  В для растворения UN в расплаве  $3LiCl-2KCl$ , содержащем 15 %  $UCl_3$ . При проведении электролиза нитридных таблеток в области потенциалов, электроотрицательнее потенциала образования  $UCl_4$ , шлам UNCl не образуется. Этим доказано отсутствие проблемы перевода урана в отходы вместе с нерастворимым шламом, предпосылки которой были обнаружены в экспериментах АО «СХК». Вероятно, в этих экспериментах был нарушен режим проведения электролиза, либо наблюдалось снижение чистоты инертной атмосферы (которые были предотвращены в НИИАРе), что привело к ложной идентификации рентгенофазовым анализом осадков оксида урана как осадков состава UNCl.

Также были проведены эксперименты по сплавлению цинка с UN и ЭП823. Показано, что цинк смачивает таблетки нитрида урана и необходима дополнительная операция отгонки следов цинка с их поверхности, не предусмотренная текущей технологией. Также показано, что таблетки нитрида урана устойчивы в смачивающих расплавленных средах и их рассыпание в экспериментах в АО «СХК» и ФГБУН «ИВТЭ» УрО РАН связано с низким качеством используемых имитаторов.

Проведена экспериментальная проверка подготовки электролита мягким хлорированием металлического урана. Средняя скорость растворения металлического урана хлоридом кадмия составляет  $0,06 \text{ г/(ч}\cdot\text{см}^2)$  при достижении содержания урана в соли 15,1 %.

Часть работ по обращению с радиоактивными отходами была проведена в рамках проекта по созданию полифункционального радиохимического исследовательского комплекса. Был разработан и изготовлен узел обращения с жидкими среднеактивными отходами различного состава. Кроме оригинальной конструкции аппаратов и компоновки их в унифицированном технологическом модуле в данном узле применен новый метод разложения нитрата аммония, представляющего значительную сложность в процессах остекловывания кальцината, — с применением озона, а также введён дополнительный узел удаления фтора и возможность регенерации концентрированной азотной кислоты для её дальнейшего возврата в технологический цикл.

В 2016 году было разработано и изготовлено оборудование узла остекловывания высокоактивных отходов. Этот узел позволяет дополнительно упаривать и кальцинировать поступающий в него поток жидких высокоактивных отходов, подготавливать и проводить термообработку композиции из специального стекла. Оборудование размещено в компоновке унифицированного технологического модуля, предусмотрена возможность его дистанционной замены, включая блок нагревателя печи, разработанной в вариантах омического и индукционного нагрева.

В рамках разработки процессов обращения с радиоактивными отходами был инициирован исследовательский проект «Отходы в отходы». В рамках этого проекта менее радиоактивные отходы должны становиться матрицами для включения в них более радиоактивных отходов. В результате реализации первого этапа по отработке метода обращения с отходами процесса дезактивации были получены образцы плавленной муратаитовой керамики, что позволило поставить задачу по получению аналогичной керамики на основе отходов конструкционных материалов от операции отгонки жидкого цинка комбинированной схемы переработки плотного отработавшего ядерного топлива.

Методы дезактивации экспериментально проверены растворами и плёнкообразующими покрытиями, даны рекомендации по их применению в полифункциональном радиохимическом комплексе. Отработаны процессы обращения с отходами дезактивации, предложена новая идея по включению остатка от упаривания отработанных дезактивационных растворов в матрицу на основе плавленной керамики, отработаны методы обращения с плёнками после дезактивации, получен цементный камень на основе раствора этих плёнок. Отработаны методы обращения с жидкими низкоактивными отходами различного состава, показана принципиальная возможность очистки их до уровня сброса в промышленную ливневую канализацию. Изучены кандидатные материалы для поглощения следов кислорода и водяного пара из инертной атмосферы.

В рамках создания инновационной переработки ОЯТ в расплавах молибдатов в щелочных металлах экспериментально проверяли способ удаления избыточного оксида молибдена для снижения остаточной концентрации ядерных материалов в электролите — ключевой проблемы внедрения молибдатных расплавов в качестве перспективной среды для проведения процессов переработки.

При проведении экспериментов найден способ удаления избыточного оксида молибдена с выходом на остаточное содержание актинидов в расплаве на уровне конструируемых технологий.

*С.С. Погляд*

## ПОЛУЧЕНИЕ ХЛОРИДА УРАНА (III) МЯГКИМ ХЛОРИРОВАНИЕМ В РАСПЛАВЕ ХЛОРИДОВ ЛИТИЯ И КАЛИЯ

В рамках проекта «Прорыв» разрабатывается комбинированная технология переработки смешанного нитридного уран-плутониевого облучённого ядерного топлива реактора БРЕСТ с короткой выдержкой (один год) и большим выгоранием (12 % т. а.).

Целью пирохимического передела комбинированной технологии является решение проблем выгорания (химического состава) и выдержки (дозовой нагрузки) для следующего передела — гидрометаллургического.

Одним из кандидатных пирохимических процессов является электролиз в расплаве  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$ , который достаточно хорошо изучен в Японии (для нитридных трансмутационных мишеней) и США (для металлического облучённого ядерного топлива). Предварительная операция перед электролизом — подготовка электролита — введение в него растворимых соединений актинидов. Операция «мягкого хлорирования», то есть использования для получения электролита реакции более электроположительных хлоридов с металлическим ураном или нитридом, позволяет исключить применение газообразного хлора, что положительно сказывается на безопасности технологии. Однако по этой реакции на поверхности растворяемого металла-нитрида образуется плёнка жидкого металла, которая блокирует растворение.

Цель работы — оценка средней скорости растворения металлического урана хлоридом кадмия. Объектами исследования являются: кварцевый аппарат, металлический уран, соли  $3\text{LiCl}-\text{KCl}$  и  $\text{CdCl}_2$ , фильтрующая сборка с дном из пористой нержавеющей стали марки X18H15-МП-10 (ПНС-10).

Методика проведения эксперимента. Соли  $\text{LiCl}$ ,  $\text{KCl}$  (производство «Сигма-Алдрич», США, Швейцария) и  $\text{CdCl}_2$  (производство «Реахим») были предварительно высушены под вакуумом при ступенчатом нагреве до температуры плавления, прохлорированы в пирографитовом тигле для удаления оксидных ионов. Избыточный хлор удалён вакуумированием. В кварцевый тигель загрузили смесь эвтектическую  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  и  $\text{CdCl}_2$  массой 238 и 53 г соответственно. Соли расплавили и при температуре  $550\text{ }^\circ\text{C}$  в расплав опустили металлический уран (цилиндр с площадью поверхности  $10,5\text{ см}^2$ ) массой 45,712 г. Пробы соли отбирали в кварцевую трубку, используя шприц. Содержание урана в расплаве определяли спектрофотометрическим методом с применением Арсеназо III.

Экспериментальные результаты. Содержание урана в пробах соли приведено в табл. 3.1. Средняя скорость растворения составила  $0,59\text{ г/ч}$ , что в пересчёте на площадь контакта составила  $0,06\text{ г/(ч}\cdot\text{см}^2)$  или  $276\text{ мм/год}$ .

После замораживания соль имела чёрный цвет (рис. 3.1) и по всему объёму содержала мелкие шарики кадмия (рис. 3.2). Соль вновь расплавили и отфильтровали от кадмия через нержавеющий тигель с пористым дном ПНС-10 (рис. 3.3). Масса соли после фильтрации составила  $289,475\text{ г}$ .

Таблица 3.1

### Изменение содержания урана в расплаве при растворении металлического урана хлоридом кадмия

Температура, $^\circ\text{C}$	Время, ч	Содержание урана в хлоридном расплаве, %
550	0	0
555	24	5,2
578,5	48	11,0
578,5	73	13,7
600	77	15,1



Рис. 3.1. Вид кварцевой ячейки после мягкого хлорирования



Рис. 3.2. Шарики металлического кадмия в кусках соли



Рис. 3.3. Фильтрующая сборка с ПНС-10

Средняя скорость растворения металлического урана хлоридом кадмия при выбранном температурном режиме составила  $0,06 \text{ г}/(\text{ч}\cdot\text{см}^2)$  при достижении содержания урана в соли 15,1 %, что достаточно для организации процесса подготовки электролита. В расплаве после мягкого хлорирования присутствуют шарики металлического кадмия диаметром до 1 мм, которые могут создать короткое замыкание при электролизе, что вызывает необходимость разработки операции по их удалению.

*А.Г. Осипенко*

## АНОДНОЕ РАСТВОРЕНИЕ ТАБЛЕТОК НИТРИДА УРАНА С ОГРАНИЧЕНИЕМ ПО ПОТЕНЦИАЛУ

В кандидатном пирохимическом процессе (непрерывном электрорафинировании актиноидов с использованием жидкого катода) комбинированной технологии переработки отработавшего нитридного ядерного топлива — электролизе в расплаве  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  существует (по данным японских учёных — для нитридных трансмутационных мишеней) ограничение по потенциалу в процессе анодного растворения таблеток нитрида урана. Это ограничение приводит к необходимости ограничения анодной плотности тока и увеличению объёма анодной секции электролизёра в несколько раз. При превышении этого граничного анодного потенциала происходит образование на аноде растворимого  $\text{UCl}_4$  и далее, по цепочке реакций, нерастворимых шламов  $\text{UNCl}$  и  $\text{U}_2\text{N}_3$ .

Цель работы:

1. Определение начального потенциала образования  $UCl_4$  в электролите (15 %U)  $UCl_3-3LiCl-2KCl$  при температуре 500 °С.
2. Экспериментальное подтверждение данных об отсутствии образования шламов  $UNCl$  при анодном растворении нитридных таблеток при меньшем потенциале, чем потенциал образования  $UCl_4$ .

Объекты исследования: электрохимическая ячейка (рис. 3.4); пять таблеток нитрида урана реактора БН-350 (рис. 3.5).



Рис. 3.4. Внешний вид электрохимической ячейки в сборе в инертном боксе

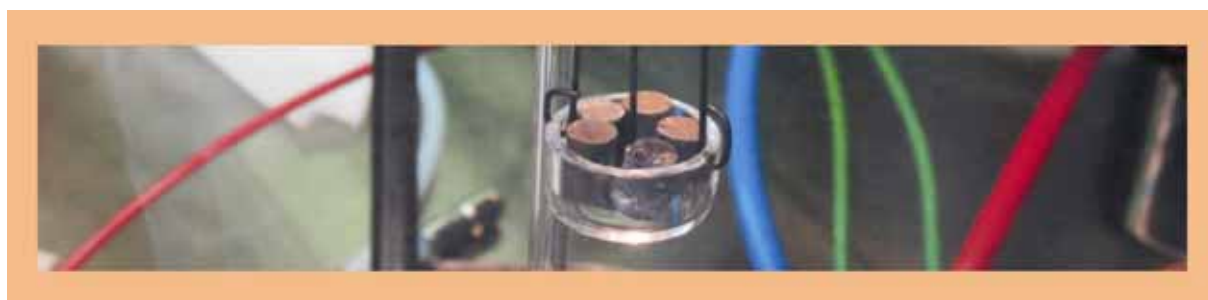


Рис. 3.5. Внешний вид таблеток нитрида урана реактора БН-350 в анодной корзине

Методика проведения эксперимента. Для анодного растворения была использована электрохимическая ячейка с погружной анодной корзиной (с кварцевым тиглем, молибденовым токоподводом, нитридными таблетками массой 24,124 г); мембранным электродом сравнения  $Ag/Ag^+$ ; кадмиевым катодом массой 957,36 г (с токоподводом — вольфрамовым стержнем, электроизолированным пирексом); термопарой ХА (хром-алюмелевой) и электролитом (15,1 %U)  $UCl_3-3LiCl-2KCl$  с массой 289,47 г. Взвешивание проводили на весах Mettler Toledo PR5003.

Температура проведения эксперимента равна 500 °С. Объёмная доля кислорода и влаги в аргоне электрохимической ячейки и инертного бокса составляла  $0,4 \cdot 10^{-6}$  и  $3,1 \cdot 10^{-6}$  % соответственно. После достижения рабочей температуры проводили съёмку транзитными (нестационарными) методами вольтамперометрии (циклической, квадратно-волновой, дифференциально-пульсовой и линейной потенциодинамической) с целью оценки начального потенциала образования  $UCl_4$ .

Далее, при более отрицательном потенциале, проводили анодное растворение таблеток. После проведения электролиза анодную корзину извлекали из аппарата. С таблеток и между ними делали соскоб прилегающего материала и передавали на рентгенофазовый анализ.

Экспериментальные результаты. Потенциал нитридных таблеток в расплаве (15,1 %U)  $UCl_3-3LiCl-2KCl$  перед электролизом составил 0,793 В относительно потенциала  $Ag/Ag^+$ . Начальный потенциал образования  $UCl_4$  был определён в диапазоне от -0,48 до 0,05 В (рис. 3.6, 3.7).

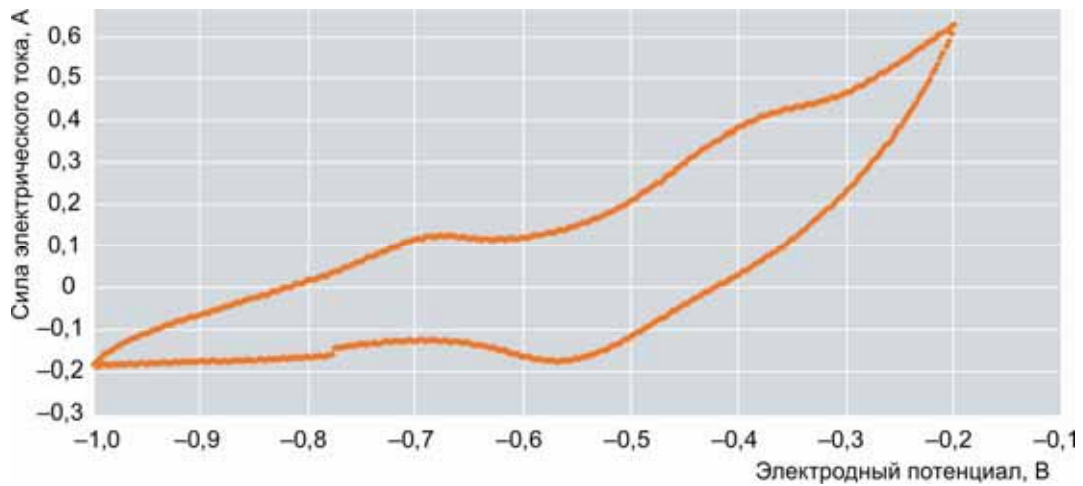


Рис. 3.6. Циклическая вольтамперограмма (скорость сканирования 100 мВ/с)

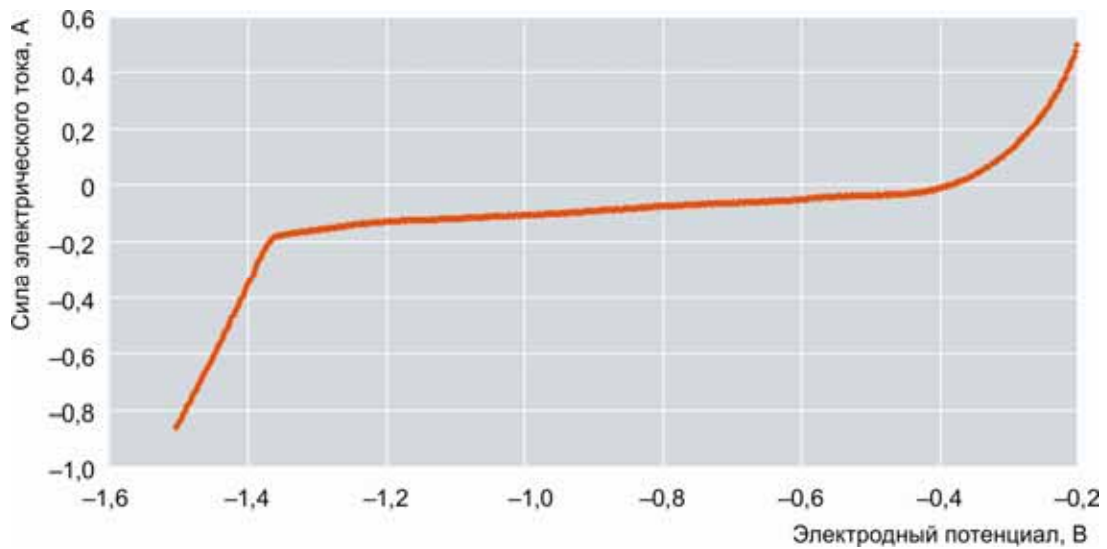
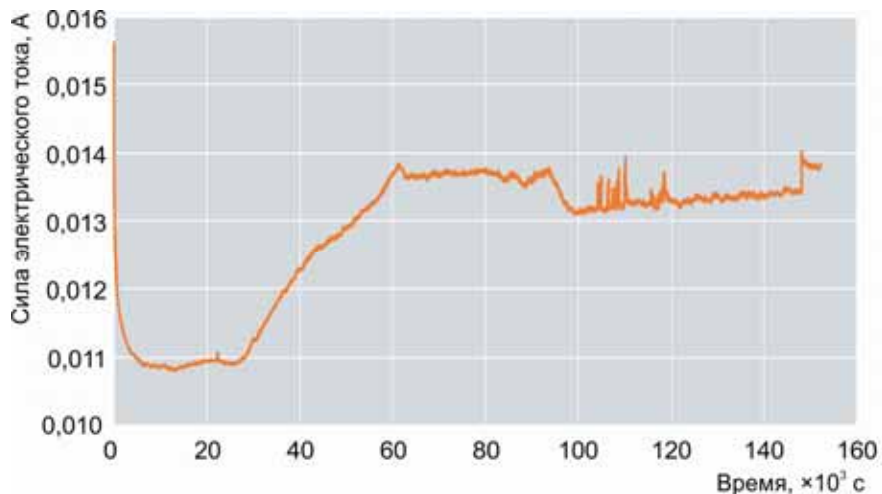


Рис. 3.7. Линейная вольтамперограмма (скорость сканирования составляет 100 мВ/с)

Электролиз проводили в потенциостатическом режиме при потенциале, равном  $-0,6$  В. Изменение силы тока во время электролиза показано на рис. 3.8.

Рис. 3.8. Зависимость силы тока от времени для потенциостатического режима ( $-0,6$  В относительно  $\text{Ag}/\text{Ag}^+$ ) в процессе электролиза

Анодная сборка после электролиза показана на рис. 3.9.

Потенциал нитридных таблеток в расплаве  $UCl_3-3LiCl-2KCl$  после электролиза составил  $-0,745$  В относительно  $Ag/Ag^+$ . Содержание урана в соли после электролиза составило  $-15,9$  %, кадмия  $-0,015$  %. Результаты рентгенофазового анализа соскобов с таблетки и электролита между таблетками показали, что уран присутствует только в виде  $UN$  и  $UCl_3$ , шламы  $UNCl$  и  $U_2N_3$  отсутствуют.

Результаты исследования показали:

- потенциал образования  $UCl_4$  находится в области от  $-0,48$  до  $0,05$  В для  $UN / (15\%U)$   $UCl_3-3LiCl-2KCl$ , что соответствует данным японских учёных;
- при проведении электролиза нитридных таблеток в области при потенциале более низком, чем потенциал образования  $UCl_4$ , шламы  $UNCl$  и  $U_2N_3$  не образуются.

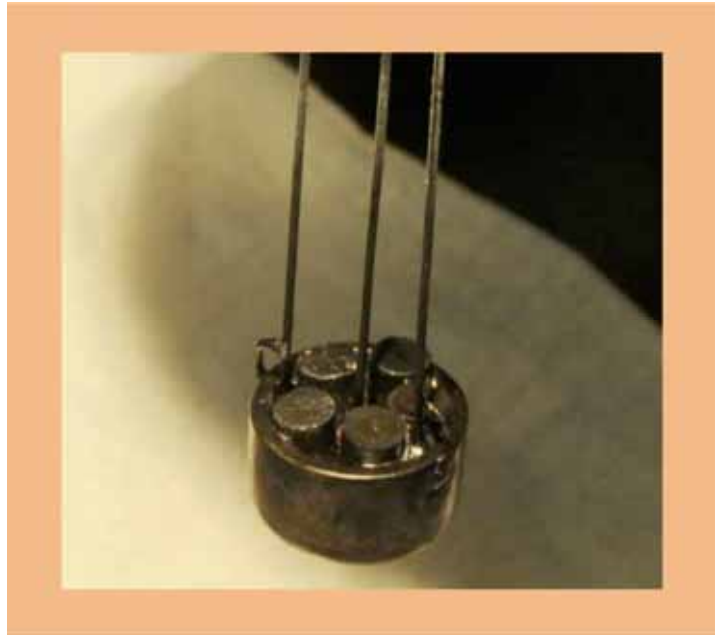


Рис. 3.9. Анодная сборка после электролиза

А.Г. Осипенко

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА ЛАЗЕРНОГО ПРОБОЯ ДЛЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

Кандидатный пирохимический процесс (непрерывное электрорафинирование актинидов с использованием жидкого катода) комбинированной технологии переработки отработавшего нитридного ядерного топлива имеет для анодного процесса ограничение по потенциалу, при превышении которого происходит аварийная ситуация — образование нерастворимых шламов  $UNCl$  и  $U_2N_3$ . Стартом может послужить пассивация таблеток на предыдущих операциях в результате их окисления.

В настоящее время отсутствует высокоточная задающая / контролирующая аппаратура для проведения электролиза при силе тока выше  $20$  А. Разрушающие методы контроля дают запаздывание в реагировании на  $2-3$  ч. Так как в этой аварийной ситуации происходит изменение состава отходящих газов по азоту, то возможно создание on-line оптического или масс-спектрального методов контроля возникновения аварийной ситуации в электролизёре.

Цели работы:

- экспериментальное подтверждение возможности технологического контроля при использовании оптического метода LIBS (лазерного пробоя) для технологического контроля; оценка предела обнаружения и точности определения;



- экспериментальное подтверждение этим независимым методом показаний датчиков по кислороду и влаге комплекса из двух инертных боксов; оценка скорости накопления азота в инертных боксах, находящихся под разряжением.

Объектами исследования являются: установка LIBS (рис. 3.10); инертный бокс; кварцевая пробирка с газоподающей трубкой (рис. 3.11); фрагмент таблетки нитрида урана производства Сибирского химического комбината (рис. 3.12).



Рис. 3.10. Внешний вид установки LIBS



Рис. 3.11. Внешний вид кварцевой пробирки с газоподающей трубкой



Рис. 3.12. Внешний вид таблетки нитрида урана производства Сибирского химического комбината и её фрагмент для эксперимента

Методика проведения эксперимента. Для калибровки кюветы установки LIBS по азоту смесь высокочистых азота (ГОСТ 9273-74) и аргона (ГОСТ 10157-79), создаваемую с помощью двух баллонов с соответствующими газами, двух регуляторов расхода газа (РРГ-12) и одного микровентилля, подавали в кювету с продувкой до стабилизации интенсивности линии эмиссии азота (рис. 3.13). Калибровка кюветы по кислороду и водороду была проведена ранее.

Для определения содержания кислорода, водорода и азота в атмосфере инертного бокса (объёмы двух инертных боксов объединены) газ из объёма этого бокса с помощью перистальтического насоса подавали на кювету и далее назад в бокс.

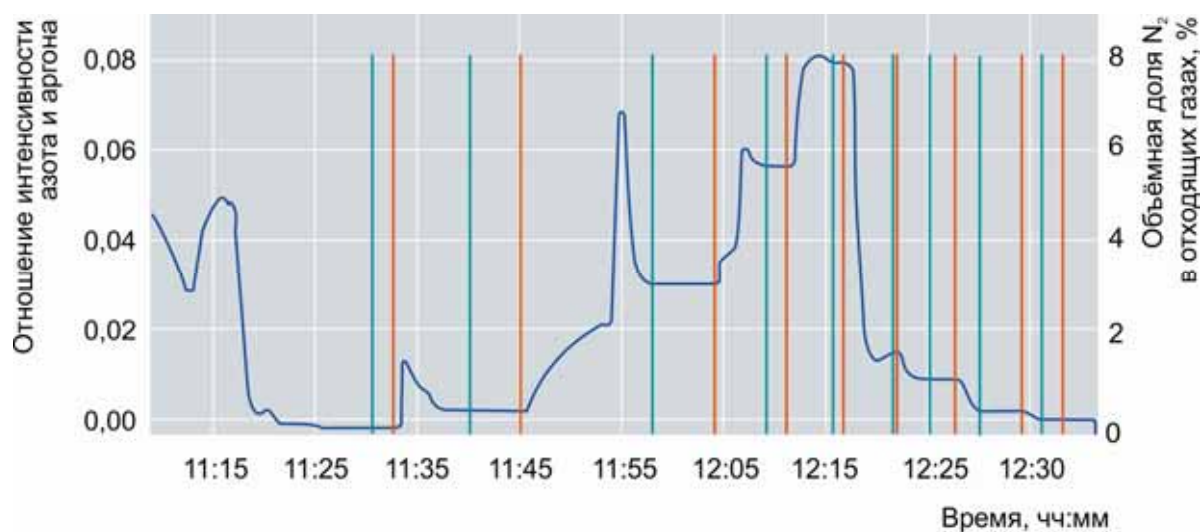


Рис. 3.13. Зависимость отношения интенсивности линий эмиссии азота и аргона (N 811/Ar 821) во время калибровки от времени

Начало преобладания реакции растворения шламов  $UNCl$  и  $U_2N_3$  хлоридом кадмия над реакцией их образования определяли по появлению азота. Для этого кварцевую пробирку с фрагментом таблетки производства СХК и солью  $3LiCl-2KCl-12\%CdCl_2$  выдерживали при определённой температуре до стабилизации значений концентрации азота при подаче в пробирку аргона со скоростью 10 л/ч. Температурный диапазон от 375 до 675 °С с шагом каждые 25 °С пройден в обе стороны.

Экспериментальные результаты. В областях 742–745 и 815–825 нм регистрировали пики, соответствующие эмиссии атомарного азота (рис. 3.14).

Для расчётов использовали пики азота N 811 и аргона Ar 821. Отмеченные погрешности соответствуют погрешности отдельных измерений с накоплением сигнала в течение 1 с (по 10 импульсам).

Температура начала выделения азота при контакте UN и расплава  $3LiCl-2KCl-12\%CdCl_2$  составила 550 °С, что соответствует научным литературным данным.

Показания датчиков инертного бокса по кислороду и влаге соответствовали данным, полученным методом LIBS. Натекания азота, которое могло произойти при эксплуатации инертного бокса за предыдущие 12 месяцев под разряжением, не обнаружено.

Результаты проведённой работы показали, что метод LIBS может быть использован для непрерывного технологического контроля процессов переработки нитридного топлива и состояния атмосферы защитного оборудования.

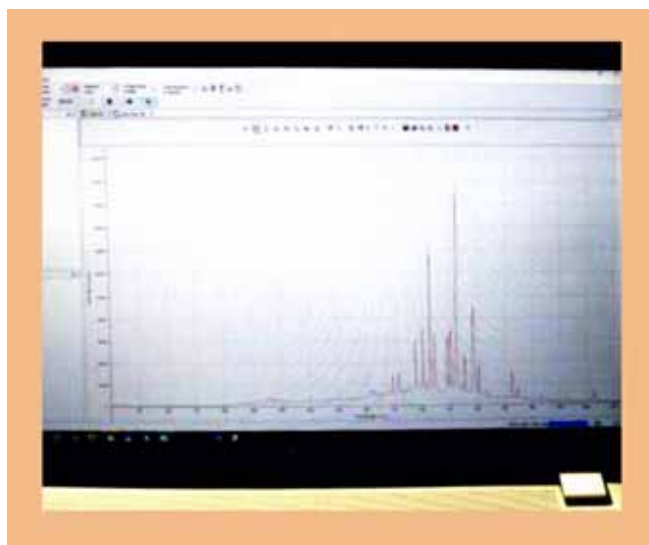


Рис. 3.14. Вид спектров эмиссии плазмы в области 730–830 нм для смесей аргона и азота

## ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ОЧИСТКИ КАДМИЯ МЕТОДОМ ФИЛЬТРАЦИИ

В кандидатном пирохимическом процессе (в непрерывном электрорафинировании актинидов с использованием жидкого катода) комбинированной технологии переработки отработавшего нитридного ядерного топлива планируется использовать кадмий в качестве электродного материала.

На слитках кадмия присутствует оксидная плёнка, которая при электролизе создаст дополнительное перенапряжение на электродах, результатом которого будет являться ухудшение разделения актинидов и продуктов деления. Обычно оксидная плёнка снимается с легкоплавких металлов их переплавкой. Однако в случае кадмия из-за его высокой вязкости фрагменты оксидной плёнки при переплавке оказываются распределёнными по всему объёму слитка.

Цель работы:

1. Экспериментальная проверка метода очистки кадмия от оксидных плёнок фильтрацией расплавленного кадмия через металлическую сетку.
2. Подтверждение возможности использования металлической сетки с размером ячейки 40 мкм как запорной аппаратуры и легко регенерируемого фильтра в трубопроводах циркуляции и транспортировки катодного и анодного кадмия.

Объекты исследования: лабораторный аппарат фильтрации (рис. 3.15), заводской кадмий с оксидной плёнкой толщиной более 0,5 мм (рис. 3.16).



Рис. 3.15. Внешний вид лабораторного аппарата фильтрации (а) и фильтрующей вставки (б) перед сборкой

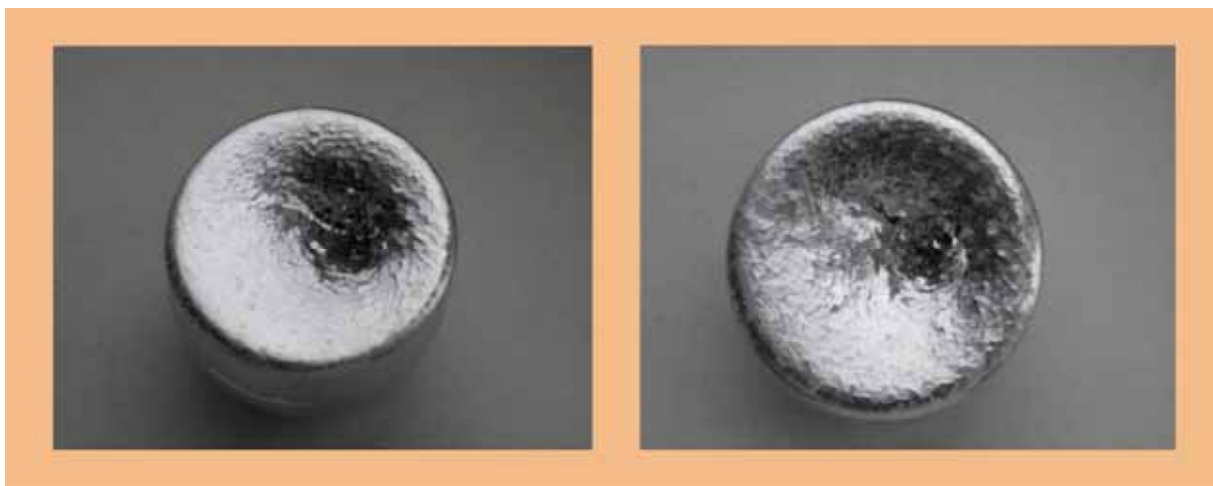
Методика проведения эксперимента. В качестве фильтра использовали две нержавеющей сетки с размером ячейки 40 и 630 мкм (опорная). В лабораторный аппарат загружали кадмий и подсоединяли к линии аргона (входной штуцер) и линии вакуума (выходной штуцер). Аппарат продували очищенным аргоном (Ti-ловушка при температуре  $T = 750\text{ }^{\circ}\text{C}$ ) и нагревали со скоростью  $300\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{ч}$  до температуры  $560\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Контроль «давления–разряжения» после расплавления кадмия в напорной и приёмной частях аппарата вели по показаниям мановакуумметров. Вход аргона перекрывали. Проводили откачку

жидкого кадмия до появления разряжения  $-0,5$  ат. в напорной ёмкости (максимальное время составляло 30 с). Далее отключали нагрев, аппарат фильтрации охлаждали аргонном до температуры  $50\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Взвешивание проводили на весах Mettler Toledo PR5003.



Рис. 3.16. Внешний вид кусков исходного кадмия с оксидными плёнками толщиной более  $0,5$  мм

Экспериментальные результаты. Типичный вид слитков кадмия, очищенных от оксидной плёнки, показан на рис. 3.17.

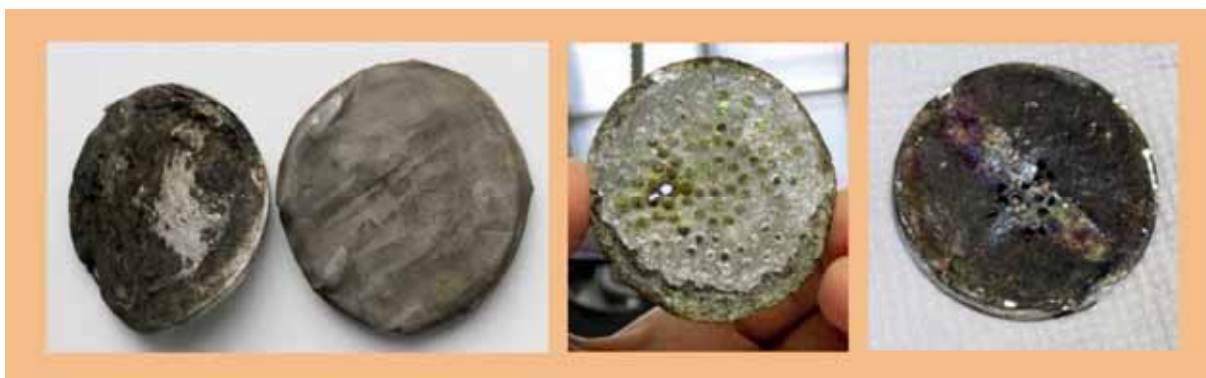


а

б

Рис. 3.17. Внешний вид (а, б) слитков кадмия, очищенного от оксидной плёнки

Слитки остаточного кадмия с его сконцентрированными оксидами на поверхности в напорной ёмкости легко отделяются от фильтра (рис. 3.18 и 3.19). Эти слитки были вторично переплавлены и отфильтрованы с целью увеличения выхода в готовый продукт с 90 до 99,9 % (рис. 3.20).



а

б

в

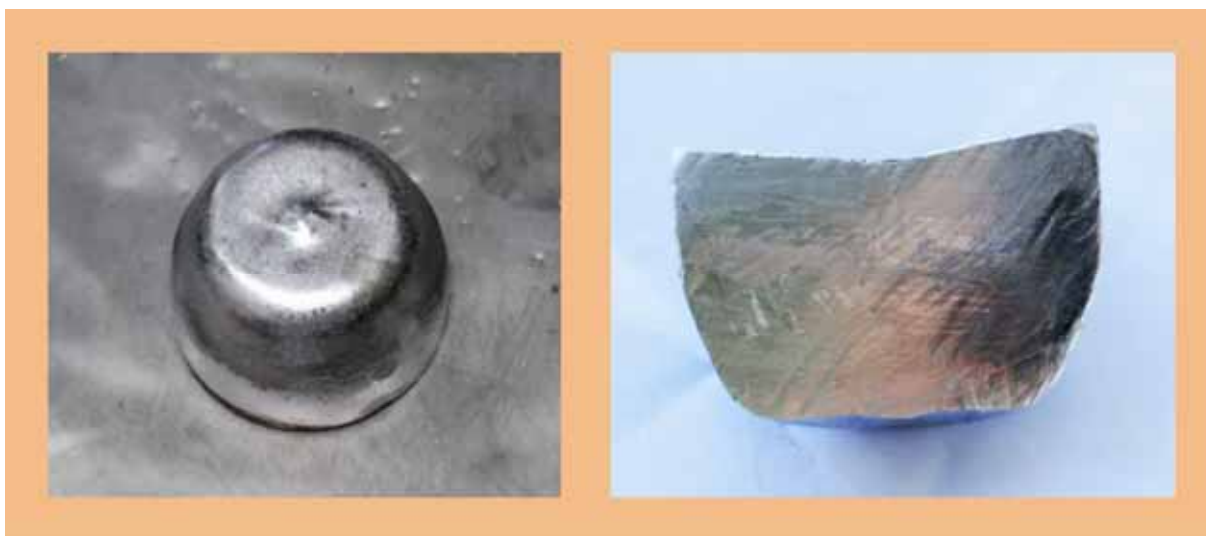
Рис. 3.18. Внешний вид слитка (а) остаточного кадмия, отделённого от фильтра и фильтров до отделения остаточного кадмия (б, в)



а

б

Рис. 3.19. Внешний вид (а, б) фильтра из нержавеющей сетки после отделения от него слитка остаточного кадмия с оксидами



а

б

Рис. 3.20. Внешний вид слитка кадмия (а, б), очищенного от оксидной плёнки, после вторичной переплавки слитков остаточного кадмия с оксидами

При наложении разряжения происходит протекание кадмия через фильтр. При отсутствии разности давления в зонах до и после фильтра кадмий не протекает через сетку, которая начинает выполнять функцию запорной аппаратуры.

Показана возможность:

- отделения оксидов субмикронного размера от кадмия при использовании сетки с размером ячейки 40 мкм;
- использования металлической сетки с размером ячейки 40 мкм как запорной аппаратуры и легко регенерируемого фильтра в трубопроводах циркуляции и транспортировки катодного и анодного кадмия.

*А.Г. Осипенко*

## СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ ЦЕОЛИТОВ ДЛЯ УДАЛЕНИЯ СЛЕДОВ КИСЛОРОДА И ПАРОВ ВОДЫ ИЗ ИНЕРТНОЙ АТМОСФЕРЫ

Для проведения пирохимических процессов с нитридным топливом в проектной документации на строительство полифункционального радиохимического комплекса заложены унифицированные технологические модули и защитные камеры с инертной атмосферой. Для эффективного проведения технологических операций химического передела нитридного топлива необходимо поддержание инертной атмосферы защитного оборудования.

Согласно техническим требованиям состав инертной атмосферы должен содержать примеси кислорода и воды с объёмной долей не выше  $5 \cdot 10^{-4}$  %.

Однако из-за негерметичности защитного оборудования обмена с газовой средой, необходимости поддержания защитного разрежения в камерах и модулях содержание паров кислорода и воды может достигать более высоких значений. Эксплуатация защитного оборудования на полифункциональном радиохимическом комплексе с инертной атмосферой неизбежно приводит к необходимости создания системы рециркуляции инертной среды.

Цель работы: синтез и изучение сорбционных свойств кандидатных материалов для поглощения следов кислорода и паров воды из инертной атмосферы.

Для осуществления поставленной цели были выбраны следующие объекты исследования: медная стружка; азотная кислота; аргон высокочистый; аргон-водородная смесь; цеолит (NaA)-порошок; цеолиты порошковые марок — NaA, CaA, CaX; цеолит гранулированный марки NaX.

Методика проведения эксперимента. Синтез сорбентов производили по следующей методике:

- растворение металлической меди в азотной кислоте;
- пропитка навесок цеолитов в стационарных условиях в течение 48 ч;
- декантация раствора;
- сушка в воздушной атмосфере при температуре 130 °С;
- термическое разложение в воздушной атмосфере при температуре 550 °С.

Восстановление оксида меди осуществляли с помощью аргон-водородной смеси при температуре 200 °С.

Изучение сорбционных свойств проводили на лабораторных установках. Схема установки для проверки сорбционных свойств по отношению к кислороду показана на рис. 3.21.

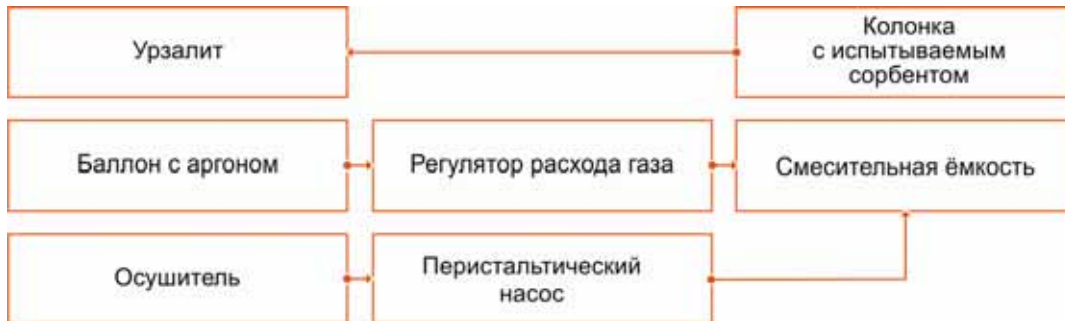


Рис. 3.21. Схема установки для изучения сорбционных свойств полученных сорбентов по отношению к кислороду

Схема установки для проверки сорбционных свойств по отношению к парам воды показана на рис. 3.22.



Рис. 3.22. Схема установки для изучения сорбционных свойств полученных сорбентов по отношению к парам воды

Для создания штатных и аварийных условий по содержанию кислорода проводили подмешивание осушенного воздуха к инертному газу. Для создания штатных и аварийных условий по содержанию паров воды увлажнённый инертный газ подмешивали к чистому инертному газу. Подмешивание осуществляли при помощи регуляторов расхода газа.

В результате проведённых работ:

- установлено эффективное удаление кислорода при температуре 300 °С и паров воды при  $T = 24\text{--}28$  °С на синтезированных цеолитах марок NaA, NaX, CaA, CaX, модифицированных медью;
- установлено, что достичь нужной глубины очистки от кислорода и паров воды не удалось, но, учитывая высокую долю удаления при однократном протекании газа через сорбент, можно говорить, что необходимая глубина очистки будет достигнута за счёт нескольких циклов очистки;

- показан гистерезис сорбции по отношению к кислороду для исследованных соединений. Для всех соединений наблюдается постепенная деградация и уменьшение полной сорбционной ёмкости. При этом глубина очистки при деградации сорбента сохраняется.

*П.И. Нечаев*

## КОНЦЕПЦИЯ УЗЛА УПАРИВАНИЯ СРЕДНЕАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КОМПОНОВКЕ УНИФИЦИРОВАННОГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО МОДУЛЯ

Узел упаривания технологических среднеактивных отходов предназначен для концентрирования растворов, образующихся при реализации варианта гидрометаллургической технологии переработки облучённого ядерного топлива. Концентрирование проводится для удаления основной активности в виде высокоактивного раствора для дальнейшей иммобилизации на узле остекловывания высокоактивных отходов. Жидкие среднеактивные отходы часто содержат различные примеси ( $\text{NH}_4\text{NO}_3$ ,  $\text{F}^-$ , органические вещества), которые препятствуют прямому концентрированию и включению в стекло, поэтому перед концентрированием необходима дополнительная обработка таких растворов. Также для уменьшения объёмов жидких отходов и улучшения экономических характеристик процесса переработки облучённого ядерного топлива проводится выделение технической азотной кислоты и технической воды.

В процесс переработки среднеактивных отходов входят следующие операции:

- подготовка раствора к упариванию;
- разложение нитрата аммония методом озонирования;
- концентрирование (упаривание) среднеактивных растворов;
- регенерация азотной кислоты из вторичного пара выпарки методом ректификации с очисткой от фтор-ионов;
- конденсирование и последующее щелочное связывание нитрат- и фтор-ионов из вторичного пара ректификации;
- концентрирование связанных нитрат- и фтор-ионов (упаривание);
- очистка отходящих газов, образующихся в процессе разрушения нитрата аммония, а также сдувок из промежуточных ёмкостей.

Узел состоит из четырёх блоков:

- 1) упаривания среднеактивных отходов;
- 2) регенерации технической азотной кислоты;
- 3) обработки фторсодержащих соединений;
- 4) обработки газовых выбросов.

С целью упрощения схемы узла упаривания среднеактивных отходов и удешевления оборудования было решено принять единую конструкцию конденсаторов для блоков упаривания растворов, регенерации технической азотной кислоты и обработки фторсодержащих соединений (рис. 3.23).



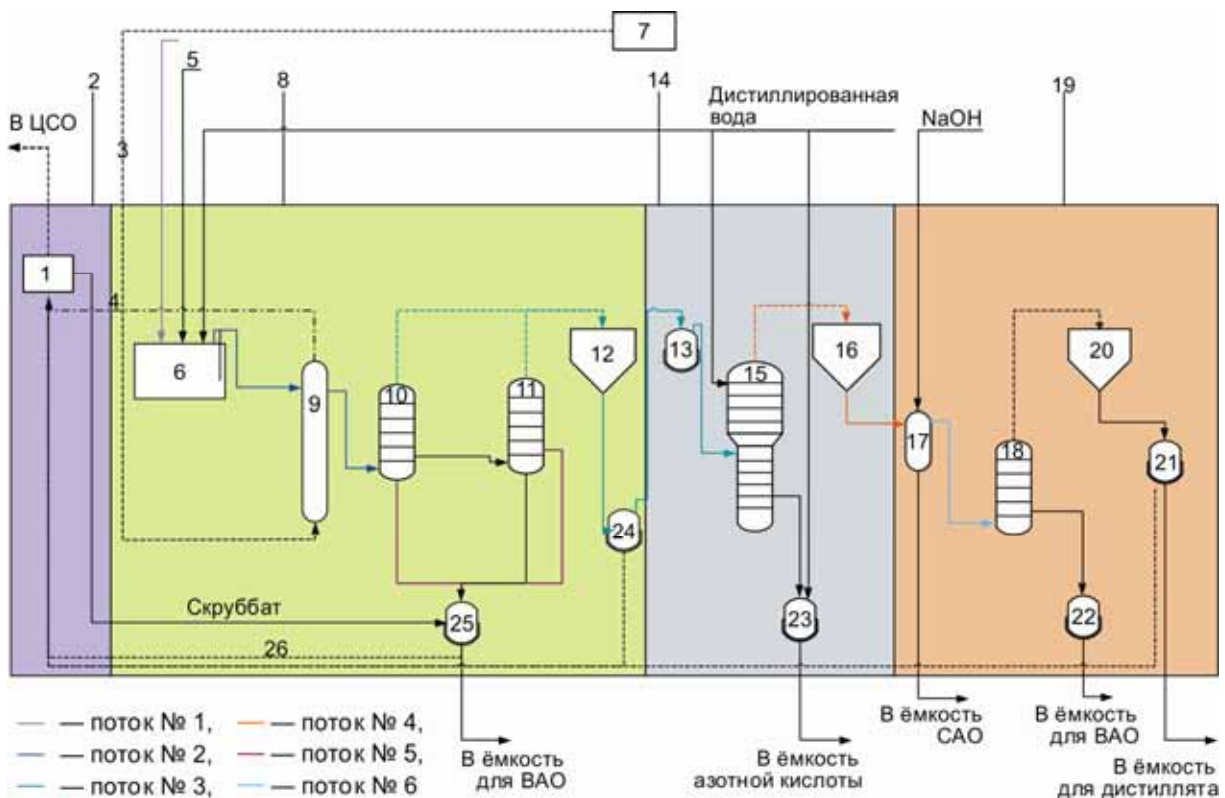


Рис. 3.23. Принципиальная схема узла упаривания среднеактивных отходов:  
 1 — аэрозольный фильтр; 2 — блок обработки газовых выбросов; 3 — поток озона;  
 4, 26 — сдвух газов; 5 — линия азотной кислоты; 6 — загрузочная ёмкость; 7 — озонатор;  
 8 — блок упаривания CAO; 9 — колонна озонирования; 10, 11, 18 — аппараты упаривания;  
 12, 16, 20 — конденсаторы; 13 — ёмкость для передачи ректификационной колонны;  
 14 — блок ректификации азотной кислоты; 15 — ректификационная колонна; 17 — ёмкость связывания фторидов;  
 19 — блок обработки фторсодержащих соединений; 21, 22, 23, 24, 25 — ёмкости для сбора дистиллята, фторсодержащих соединений, азотной кислоты, конденсата и сбора ВАО соответственно

С.С. Погляд, П.И. Нечаев

## ИЗУЧЕНИЕ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОВЕРХНОСТЕЙ ПОЛИМЕРНЫМИ ПЛЁНКООБРАЗУЮЩИМИ СОСТАВАМИ

Одной из важных задач при решении проблемы утилизации ядерных и радиационно-опасных объектов является проведение их комплексной дезактивации с целью дальнейшего использования оборудования, а также снижения дозовых нагрузок на обслуживающий персонал [1–4]. Традиционная дезактивация кислотными и щелочными растворами защитных боксов и камер приводит к образованию большого количества жидких радиоактивных отходов.

Оптимальный выбор способа дезактивации должен удовлетворять следующим требованиям:

- обеспечивать эффективное удаление радиоактивных загрязнений с поверхностей;

- не вызывать существенной коррозии и разрушения дезактивируемого материала;
- количество радиоактивных отходов, образующихся после дезактивации, должно быть минимальным;
- способ дезактивации должен быть экономичен, безопасен; не должен приводить к распространению радиоактивных загрязнений, допускать возможность механизации.

В АО «ГНЦ НИИАР» были проведены исследования новых полимерных плёночных составов на основе поливинилового спирта с целью оценки возможности сухой дезактивации металлических поверхностей от радиоактивных загрязнений. Проведены испытания двух полимерных составов на основе азотной и ортофосфорной кислот.

Для проведения экспериментов по дезактивации были изготовлены специальные мишени из нержавеющей стали марки 10X18T12H. Мишени представляли собой диски толщиной 3 и диаметром 100 мм. На диске было вырезано углубление диаметром 50 и глубиной 1 мм. Площадь поверхности активного пятна для нанесения радиоактивного раствора для всех мишеней составила  $(19,6 \pm 0,1)$  см<sup>2</sup>. Мишени перед нанесением на них радиоактивного раствора были обработаны растворами перманганата калия, растворами азотной и щавелевой кислот с концентрацией 0,5 моль/л каждый, затем обезжирены этиловым спиртом и просушены при температуре 120 °С в сушильном шкафу.

На поверхность каждой мишени, наносили по 2 мл раствора облучённого ядерного топлива, который получен в результате растворения в азотной кислоте вырезок экспериментальных твэлов смешанного МОКС-топлива реактора БОР-60 с выгоранием 2,5 % т.а. Исходный радионуклидный состав раствора был определён с помощью альфа- и гамма-спектрометрии.

Так, по результатам альфа-спектрометрии изотопный состав спектра был следующим: <sup>239</sup>Pu + <sup>240</sup>Pu (2,5 %); <sup>243</sup>Am (0,4 %); <sup>238</sup>Pu (<sup>241</sup>Am) — 35,8 %; <sup>244</sup>Cm (<sup>251</sup>+<sup>249</sup>Cf) — 61,3 %. Для проведения альфа-спектрометрических измерений на каждую мишень из нержавеющей стали наносили раствор объёмом 50 мкл.

По результатам гамма-спектрометрии в полученном растворе была измерена удельная активность следующих радионуклидов, Бк/мл:

<sup>137</sup> Cs .....	9,3·10 <sup>4</sup>
<sup>134</sup> Cs .....	3,2·10 <sup>4</sup>
<sup>106</sup> Ru .....	5,7·10 <sup>3</sup>
<sup>154</sup> Eu .....	5,7·10 <sup>3</sup>
<sup>154</sup> Eu .....	5,7·10 <sup>3</sup>
<sup>155</sup> Eu .....	3,0·10 <sup>3</sup>
<sup>144</sup> Ce .....	2,9·10 <sup>3</sup>

Общая суммарная активность по альфа- и гамма-излучающим радионуклидам составила  $1,7 \cdot 10^4$  и  $1,3 \cdot 10^5$  Бк/мл соответственно. После испарения радиоактивных растворов мишени выдерживались в течение трёх недель.

Данные по исходному загрязнению альфа- и бета-излучающими радионуклидами, а также полученные экспериментальные данные после снятия полимерных плёнок приведены в табл. 3.2 и 3.3.

Применение полимерной плёнки с азотной кислотой позволило достичь снижения: а) загрязнённости до контрольных значений допустимого загрязнения альфа-излучателями поверхности помещения для периодического пребывания персонала; б) загрязнённости бета-излучателями ниже контрольного уровня загрязнения поверхности помещения для постоянного пребывания персонала [5].

Применение полимерной плёнки состава с ортофосфорной кислотой позволило достичь снижения загрязнённости до контрольного значения допустимого загрязнения альфа- и бета-излучающими радионуклидами поверхности помещения для постоянного пребывания персонала [5].

Таблица 3.2

**Результаты дезактивации мишеней после нанесения на них плёночного состава, содержащего азотную кислоту**

Загрязнение альфа-излучателями, част./((мин·см <sup>2</sup> ))		К <sub>д</sub>	Загрязнение бета-излучателями, част./((мин·см <sup>2</sup> ))		К <sub>д</sub>
Исходное	Конечное		Исходное	Конечное	
5700	198	28,8	25794	531	48,5
7200	126	57,1	30354	136	222,9
5700	180	31,7	31874	182	175,3
6600	114	57,9	34914	243	143,9
6600	120	55,0	31874	182	175,3
6300	150	42,0	36434	227	160,2
6300	162	38,9	34914	364	95,9
7500	252	29,7	31874	227	140,2
6600	156	42,3	39474	653	60,4
6900	210	32,8	36434	471	77,4
Среднее арифметическое значение К <sub>д</sub>		41,6	Среднее арифметическое значение К <sub>д</sub>		130,0

Здесь и в табл. 3.3 К<sub>д</sub> — коэффициент дезактивации.

Таблица 3.3

**Результаты дезактивации мишеней после нанесения на них плёночного состава, содержащего ортофосфорную кислоту**

Загрязнение альфа-излучателями, част./((мин·см <sup>2</sup> ))		К <sub>д</sub>	Загрязнение бета-излучателями, част./((мин·см <sup>2</sup> ))		К <sub>д</sub>
Исходное	Конечное		Исходное	Конечное	
3300	63	52,4	25794	2082	12,4
7200	14,4	500	36434	136	267
6600	7,2	917	39474	106	373
6900	75	92	33394	623	54
6300	12	525	31874	91	351
6000	21	285	28834	212	136
5700	16,2	351	28074	91	309
6300	13,8	456	27314	136	200
5400	18	300	31874	288	111
Среднее арифметическое значение К <sub>д</sub>		386,7	Среднее арифметическое значение К <sub>д</sub>		201,7

В целом применение полимерных плёнкообразующих композиций на основе ортофосфорной кислоты позволяет существенно снизить загрязнённость поверхности радионуклидами и может быть рекомендовано для решения практических задач дезактивации оборудования и помещений.

*Работа выполнена при финансовой поддержке ГК «Росатом».*

*Список литературы*

1. Крицкий В.Г., Родионов Ю.А. Основы дезактивации. Способы и технические средства дезактивации. — Санкт-Петербург: ООО «КСИ-Принт», 2013. — 464 с.

2. Исследования в области обезвреживания радиоактивных отходов и дезактивации загрязнённых поверхностей. — Труды научно-технической конференции, г. Колобжег, Польша, 2–7 октября 1972 г. — Варшава: СЭВ, 1973. Т. 2. — 348 с.
3. ГОСТ 20286-90. Загрязнение радиоактивное и дезактивация. Термины и определения. — М.: Издательство стандартов, 1990. — 11 с.
4. Зимон А.Д. Дезактивация. — М.: Атомиздат, 1975. — 280 с.
5. СанПиН 2.6.1.2523-99. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

*А.А. Лизин, С.С. Погляд*

## ИЗУЧЕНИЕ ВКЛЮЧЕНИЯ КАЛЬЦИНАТОВ ДЕЗАКТИВАЦИОННЫХ РАСТВОРОВ В ПЛАВЛЕНУЮ КЕРАМИКУ СО СТРУКТУРОЙ МУРАТАИТА

На радиохимических предприятиях дезактивацию защитного оборудования обычно проводят с использованием дезактивирующих растворов различного химического состава [1, 2]. Для отверждения растворов после дезактивации их упаривают и кальцинируют. Образующимся твёрдым остаткам (кальцинатам) из-за их высокой растворимости в воде требуется перевод в более устойчивые химические формы: в стекло или в кристаллическую керамику для окончательной изоляции радионуклидов.

По сравнению со стёклами керамические материалы имеют ряд несомненных преимуществ:

- состав керамик и процент включаемых отходов лимитируется только химической природой включаемых высокоактивных отходов;
- кристаллическое состояние в отличие от стеклоподобного состояния (переохлаждённая жидкость) является термодинамически более устойчивым;
- увеличение температуры хранения керамик (в отличие от стекол) способствует улучшению их кристаллического состояния и, как следствие, свойств по удержанию радионуклидов за счёт термического отжига радиационных дефектов в структуре.

Существенным недостатком керамик принято считать более сложную (в отличие от стёкол) технологию их изготовления, связанную с необходимостью диспергирования исходной шихты с компонентами высокоактивных отходов, формования керамических образцов (горячее или холодное прессование) термическим обжигом. В связи с этим весьма интересным было бы использование для целей окончательной изоляции высокоактивных отходов керамического материала, который может быть получен плавлением в обычной электрической печи сопротивления или в индукционной печи. Плавленная керамика совмещает в себе преимущества свойств кристаллических материалов и более простых технологических операций варки стекла.

Весьма интересна в этом отношении керамика на основе плавленого муратаита. Муратаит — редкий природный минерал, обнаруженный на территории Прибайкалья (Россия) и в щелочных пегматитах штата Колорадо (США). Структурные исследования муратаита из Колорадо позволили установить его кристаллохимическую формулу в виде  $A_6B_{12}C_4TX_{40}$ , где  $A = Y, Na$ ;  $B = Ti$ ;  $C = Fe$ ;  $T = Zn$ ;  $X = O, F$  ( $a = 14,89 \text{ \AA}$ ,  $Z = 4$ ) [3–6]. Структура содержит несколько катионных позиций:  $A$  — искажённый куб,  $B$  — октаэдр,  $C$  — пятивершинник (тригональная бипирамида) и  $T$  — правильный тетраэдр.

Этот набор позиций позволяет включать в состав структуры различные радионуклиды. Установлено, что для образования синтетических муратаитовых фаз необходимо обязательное наличие марганца в системе (наряду с титаном, актинидами и редкоземельными элементами). Таким образом, муратаит может быть использован для включения кальциатов упаривания дезактивационных растворов, содержащих  $\text{KMnO}_4$ . Состав матрицы: 55 %  $\text{TiO}_2$ , 10 %  $\text{MnO}_2$ , 10 %  $\text{CaO}$ , 5 %  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , 5 %  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ , 5 %  $\text{ZrO}_2$ , 10 % высокоактивных отходов позволяет включать отходы различного химического состава [7–8]. Керамика может быть получена сплавлением исходной композиции порошков с компонентами высокоактивных отходов при температуре 1350 °С. По литературным данным она обладает высокими показателями устойчивости.

Таблица 3.4  
**Состав муратаитовой керамики  
для иммобилизации отходов**

Компонент	Массовая доля, %
$\text{TiO}_2$	55
$\text{MnO}_2$	8,94
$\text{CaO}$	10
$\text{Al}_2\text{O}_3$	5
$\text{Fe}_2\text{O}_3$	5
$\text{ZrO}_2$	5
Отходы (сухой остаток от упаривания дезактивационных растворов)	11,06
Всего	100

Для получения муратаитовой керамики взяли состав, который приведён в табл. 3.4.

Сухой остаток был получен от упаривания щелочного и кислотного дезактивационных растворов. Щелочной раствор содержал гидроксид натрия (массовая доля  $\text{NaOH}$  составляла 5 %) и перманганат калия (массовая доля  $\text{KMnO}_4$  — 0,5 %). Кислотный раствор представлял собой раствор азотной кислоты (массовая доля  $\text{HNO}_3$  составляла 0,5 %), щавелевой кислоты (массовая доля  $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$  — 0,5 %) и трилона Б (массовая доля динатриевой соли этилендиамина тетрауксусной кислоты составляла 0,5 %).

Исходные компоненты шихты и сухого остатка просушили в печи при температуре 150 °С, смешали, перетёрли в фарфоровой ступке. В течение 8 ч при температуре 1350 °С полученную смесь плавил в печи. При этом часть шихты была заменена на содержащийся в отходах марганец. Фазовый состав сплавленной керамики был образован основной фазой муратаита с примесью фазы перовскита.

На рентгенограмме (рис. 3.24) плавленной керамики зафиксировано 22 рефлекса в интервале углов 15–90 град. Основной набор из 19 рефлексов относится к кубической фазе муратаита с параметром кристаллической решётки  $a = 14,63 \text{ \AA}$ . Остальные рефлексы хорошо совпадают с местоположением рефлексов фазы орторомбического перовскита типа  $\text{CaTiO}_3$ .

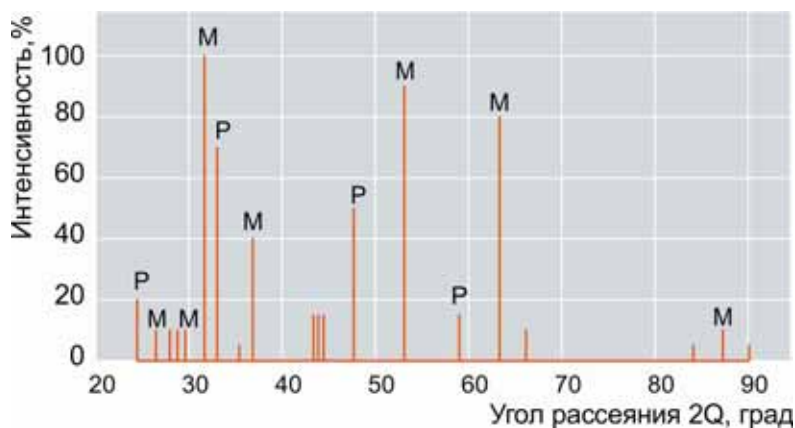


Рис. 3.24. Штрихрентгенограмма плавленного муратаита:  
M — муратаит, P — перовскит

Для изучения химической устойчивости использовали образцы керамики, состав которой приведён в табл. 3.4, изготовленные в форме таблеток. Химическую устойчивость изучали в бидистиллированной воде при температуре 90 °С, продолжительность выщелачивания составляла 3, 7, 14 сут (тест МСС-1) [9].

Значения скорости выщелачивания катионов керамики на 14 сут составили, г/(см<sup>2</sup>·сут): 6,2·10<sup>-4</sup> (Ca<sup>2+</sup>); 5,8·10<sup>-5</sup> (Ti<sup>4+</sup>); 3,4·10<sup>-4</sup> (Fe<sup>3+</sup>); 4,5·10<sup>-3</sup> (Al<sup>3+</sup>); 1,5·10<sup>-4</sup> (Mn<sup>4+</sup>); 1,5·10<sup>-2</sup> (Na<sup>+</sup>); 1,7·10<sup>-3</sup> (K<sup>+</sup>).

В результате выполненной работы показана возможность включения отходов, образующихся при упаривании дезактивационных растворов в состав керамики на основе муратаита. Температура плавления керамики находится в диапазоне варки боросиликатных стёкол, которые используются для иммобилизации высокоактивных отходов промышленной переработки ОЯТ. Наличие примесной фазы перовскита, которая также рассматривается как кандидатная матрица для включения высокоактивных отходов, не является принципиальным ограничением использования этого способа иммобилизации отходов, поскольку перовскит также обладает высокими показателями химической устойчивости.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом».*

#### Список литературы

1. Крицкий В.Г., Родионов Ю.А., Стяжкин П.С., Зеленина Е.В. Мероприятия по снижению мощности дозы первого контура АЭС. — Препринт ОАО «ГИ ВНИПИЭТ». — Санкт-Петербург, 2010. — 187 с.
2. Крицкий В.Г., Родионов Ю.А. Основы дезактивации. Способы и технические средства дезактивации. — Санкт-Петербург: ООО «КСИ-Принт», 2013. — 464 с.
3. Adams J.W., Botinelly T., Sharp W.N., Robinson K. Murataite, a new complex oxide from El Paso County, Colorado // American Mineralogist, 1974. V. 59, № 1–2. P. 172–176.
4. Лаверов Н.П., Соболев И.А., Стефановский С.В. и др. Синтетический муратаит — новый минерал для иммобилизации актинидов. — Доклады академии наук, 1998. Т. 362, № 5. С. 670–672.
5. Стефановский С.В., Кирьянова О.И., Юдинцев С.В. и др. Фазовый состав и распределение элементов в муратаитовых керамиках, содержащих РЗЭ и актиноиды // Физика и химия обработки материалов, 2001. № 3. С. 72–80.
6. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Стефановский С.В. и др. Муратаит — универсальная матрица для иммобилизации актинидов // Геология рудных месторождений, 2006. Т. 48, № 5. С. 387–409.
7. Лукиных А. Н, Томилин С. В., Лизин А. А. и др. Радиационная и химическая устойчивость полифазной кристаллической матрицы актинидных отходов на основе синтетического муратаита // Радиохимия, 2008. Т. 50, № 5. С. 469–474.
8. Юдинцев С.В., Никонов Б.С., Лизин А.А. Матрица для иммобилизации отходов пирохимической переработки облучённого ядерного топлива // Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология, 2014. № 1. С. 49–55.
9. Standart Method for Static Leaching of Monolithic Waste Forms for Disposal of Radioactive Waste. — West Conshohocken, Pennsylvania, 2010. — 22 с. (ASTM Standart C1220-10).

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

## АТОМНО-ЭМИССИОННОЕ СПЕКТРАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВАХ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Пирохимическая технология переработки отработавшего ядерного топлива основана на электрохимическом растворении топливной композиции с последующим катодным восстановлением урана, плутония и минорных актиноидов в расплаве жидкого кадмия с получением порошка металлического урана и плутония после вакуумной дистилляции. Рабочей средой для указанных процессов служит расплавленный электролит, как правило, хлоридные соли щелочных металлов.

Одним из основных технологических продуктов, поступающих на аналитический контроль, служит отработанный и регенерированный электролит.

Целью работы являлось исследование методических факторов при атомно-эмиссионном спектральном определении массовой доли церия, европия, гадолиния, лантана, неодима, празеодима, самария в хлоридных плавах щелочных металлов.

В результате проведённых исследований были выбраны наиболее подходящие по интенсивности и свободные от спектральных наложений аналитические линии определяемых элементов, нм:

Церий.....	306,300
Европий.....	281,394
Гадолиний.....	301,013
Лантан .....	324,513
Неодим .....	430,358
Празеодим .....	422,293
Самарий .....	428,079

Определены оптимальные параметры тока электрической дуги: сила тока — 14 А; импульс — 100, пауза — 3 мс. Исследовано влияние концентрации солевого плава на интенсивность спектральных линий редкоземельных элементов, установлена оптимальная концентрация растворов хлоридных плавов, равная 15 г/л.

Исследовано влияние концентрации солевого плава на время экспозиции при определении редкоземельных элементов. Определено, что полное испарение анализируемой пробы редкоземельных элементов достигается за 20 с.

Предел определения редкоземельных элементов при указанных условиях анализа составляет до  $10^{-3}$  % в исходных, промежуточных и конечных пробах на основе хлоридных плавов — электролитов.

Проведённые исследования являются достаточными для разработки аналитической методики определения массовой концентрации редкоземельных элементов в растворах проб на основе хлоридных солевых плавов атомно-эмиссионным спектральным методом.

*М.И. Хамдеев, Л.А. Кубасова, И.А. Горячев, Е.А. Ерин*

## РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ МОДУЛЬНОГО УЗЛА ОСТЕКЛЫВАНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Решение глобальных проблем человечества, связанных с уменьшением сырьевой базы, требует совершенствования ядерных энерготехнологий, которое невозможно без создания в каждой из стран, обладающих атомной отраслью, исследовательской инфраструктуры для подготовки кадров, разработки и экспериментального обоснования процессов и аппаратов переработки отработавшего ядерного топлива и обращения с образующимися радиоактивными отходами. Одним из методов кондиционирования высокоактивных отходов, освоенным в промышленном масштабе во Франции, в Англии и России, является метод остекловывания в стеклоподобные продукты на основе боросиликатных и фосфатных систем [1].

Разработка концепции модульного узла остекловывания высокоактивных отходов способствует большему разнообразию технических систем обращения с отходами (включая радиоактивные), отличающихся друг от друга производительностью, средствами газоочистки, себестоимостью, что может быть актуально, например, для развивающихся стран, планирующих у себя создание атомной отрасли.

В данной работе принято, что разрабатываемый узел должен быть вписан в куб со стороной 3 м и выполнен в компоновке заменяемого по завершении жизненного цикла технологического модуля.

Цель работы — разработка концепции модульного узла остекловывания жидких высокоактивных отходов с получением стеклоподобного продукта для дальнейшего хранения и передачи национальному оператору.

Для осуществления поставленной цели на основании источников [2–6] и опыта работы АО «ГНЦ НИИАР» в области обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом разработана концепция узла остекловывания в компоновке модуля в виде куба. В концепцию модульного узла остекловывания заложено следующее оборудование: монжюс, тигель, печь, барботёр, холодильник, ёмкость сбора растворов, фильтр, колонна пиролюзитовая с электропечью и тележка-транспортёр.

Предложенная концепция модульного узла остекловывания позволит получать стеклоподобные продукты, согласно требованиям НП-019-15, с производительностью до 17 м<sup>3</sup> в год по жидким высокоактивным отходам. Благодаря модульному исполнению монтаж и демонтаж узла остекловывания возможен с минимальными временными затратами на любых объектах атомной отрасли, в результате работы которых образуются жидкие высокоактивные отходы.

Пример привязки узла остекловывания к технологическому модулю полифункционального радиохимического комплекса, строящегося в АО «ГНЦ НИИАР», приведён на рис. 3.25.

В результате проведённой работы разработана концепция узла остекловывания жидких высокоактивных отходов, образующихся после переработки отработавшего ядерного топлива, в компоновке технологического модуля в виде куба.

Реализация разработанной концепции модульного узла остекловывания предполагается в полифункциональном радиохимическом комплексе, строящимся в АО «ГНЦ НИИАР».

Предложенную концепцию рекомендуется использовать при создании систем обращения с радиоактивными отходами, нитрозными газами как в научно-исследовательских организациях, так и на промышленных предприятиях энергетической (включая атомную), металлургической и химической отраслей.



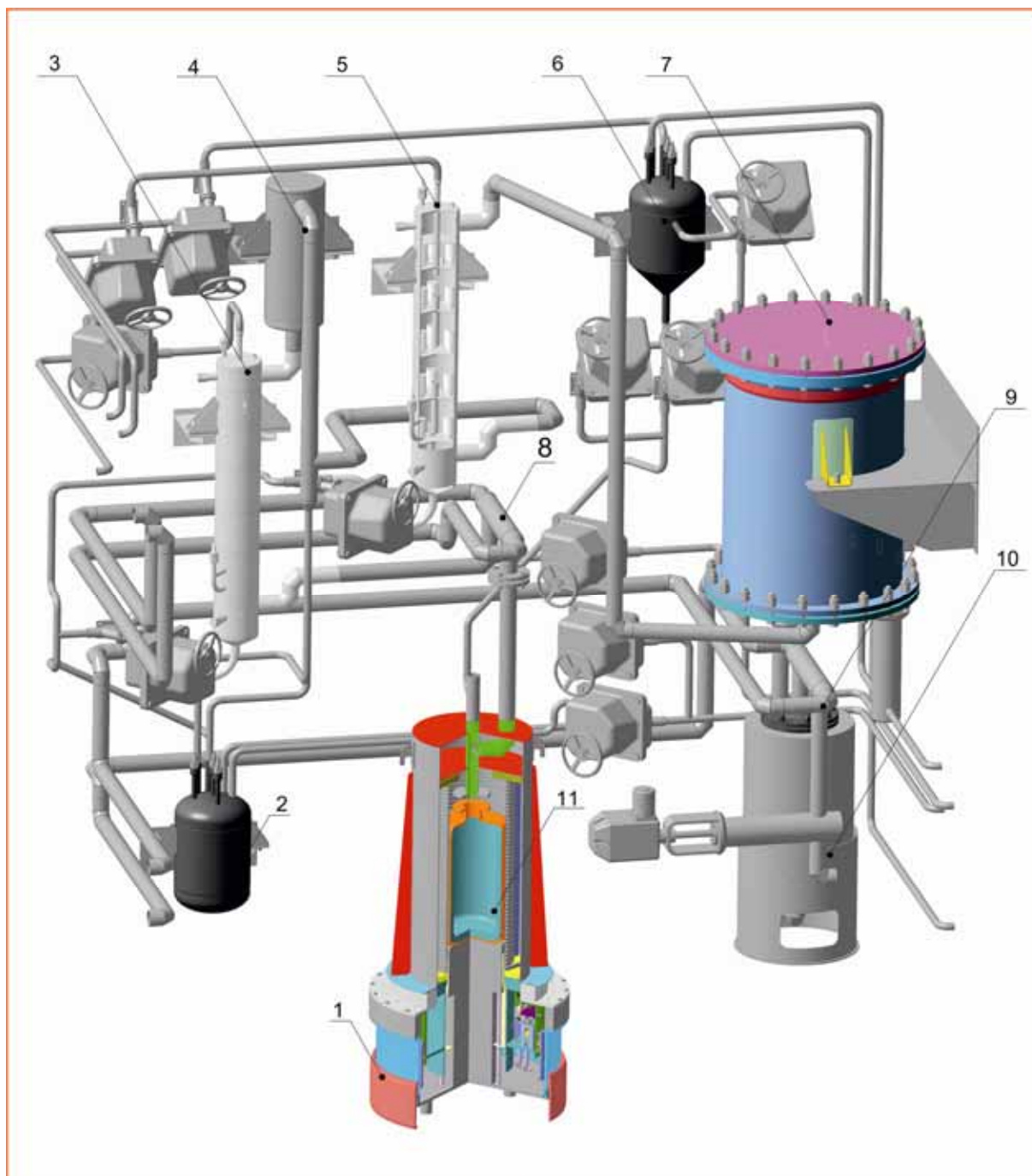


Рис. 3.25. Эскиз узла остекловывания:  
 1 — устройство стыковки; 2 — ёмкость сбора; 3, 5 — барботёры;  
 4 — холодильник; 6 — монжус; 7 — корпус фильтра ФСГО-50;  
 8, 9 — теплообменники; 10 — колонна пирролизитовая;  
 11 — печь с тиглем

*Список литературы*

1. Давыдов В.И., Костин В.В., Савин Л.Н. и др. Установки отверждения жидких радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности // Атомная энергия, 1995. Т. 79, № 6. С. 429–433.
2. Лавринович Ю. Г., Бычков А. В. Обращение с отходами неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива: обзор. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 111 с.
3. Ремизов М. Б. Разработка технологии иммобилизации жидких высокоактивных отходов в борофосфатное стекло в печи прямого электрического нагрева: автореферат диссертации на соиск. учён. степ. канд. техн. наук. — Озёрск: ФГУП «ПО Маяк», 2006. — 32 с.
4. Глаголенко Ю.В., Ровный С.И., Медведев Г.М., Шевцев П.П. Переработка отработанного ядерного топлива и обращение с высокоактивными отходами. — Охрана природы Южного Урала: областной экологический альманах. — Челябинск, 2008. С. 36–41. Режим доступа: <http://bibliom.ru/uchenye-gorodov/ozersk/glagolenko-yurij-vasilevich/>. Дата обращения: 21.01.2016 г.
5. 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. Режим доступа: [www.chem.msu.su/rus/jvho/2005-4/29.pdf](http://www.chem.msu.su/rus/jvho/2005-4/29.pdf). Дата обращения: 22.01.2016 г.
6. Лавринович Ю.Г., Кузин М.А., Кормилицын М.В. и др. Совместное остекловывание хлоридных и фосфатных отходов пироэлектрохимической переработки ядерного топлива // Атомная энергия, 2006. Т. 101, вып. 6. С. 438–440.

*М.А. Кузин, А.А. Боровков, Н.И. Бочкарёва, В.А. Узиков,  
А.О. Макаров, Г.И. Кознов, А.А. Фунтов*



**ЗДАНИЕ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ОТДЕЛА (1963 г.),  
В ДАЛЬНЕЙШЕМ — ОТДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ  
И ПРЕПАРАТОВ (1991 г.)**

# 4

## ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ



### ПОСТАВКИ МОЛИБДЕНА-99

АО «ГНЦ НИИАР» является крупнейшим в России производителем самого востребованного в ядерной медицине радионуклида — молибдена-99



### ПРОИЗВОДСТВО КАЛИФОРНИЯ-252

Единственная в Европе радиохимическая установка по производству калифорния-252 и других изотопов трансплутониевых элементов, функционирующая с 1968 года



### ПОЛУЧЕНИЕ ЙОДА

Радиационно-защитные боксы единственной в России реакторной петлевой установки для получения йода-125 из облучённого ксенона, функционирующей с 2005 года



### СОВРЕМЕННОЕ ОБОРУДОВАНИЕ

Специализированный участок для таблетирования стартовых материалов, оснащённый самым современным оборудованием





### ИССЛЕДОВАНИЯ КОСМОСА

Участок изготовления уникальных источников альфа-излучения, используемых для космических исследований



### РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ

Многоцелевая радиохимическая установка для производства радионуклидов, применяемых в ядерной медицине (стронций-89, вольфрам-188 и др.)



### ИЗВЕСТНЫЕ УЧЁНЫЕ

Вручение В.М. Радченко, доктору химических наук, диплома и знака лауреата Государственной премии Российской Федерации в области науки и техники президентом России Б.Н. Ельциным



### ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА

В АО «ГНЦ НИИАР» изготавливают уникальные источники на основе кобальта-60 для установок «гамма-нож», используемых при терапии опухолей головного мозга

**АО «ГНЦ НИИАР» ПРОИЗВОДИТ ШИРОКУЮ НОМЕНКЛАТУРУ РАДИОНУКЛИДОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ И НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЯХ**

Основная задача производства радионуклидной продукции в 2016 году — увеличение объёма выпуска и, соответственно, продаж. При сохранении традиционной номенклатуры радионуклидов эта задача решалась увеличением объёма получения молибдена-99, кобальта-60, иридия-192, калифорния-252, которые в совокупности с селеном-75 и стронцием-89 обеспечили 90 % объёма реализованной продукции (рис. 4.1).

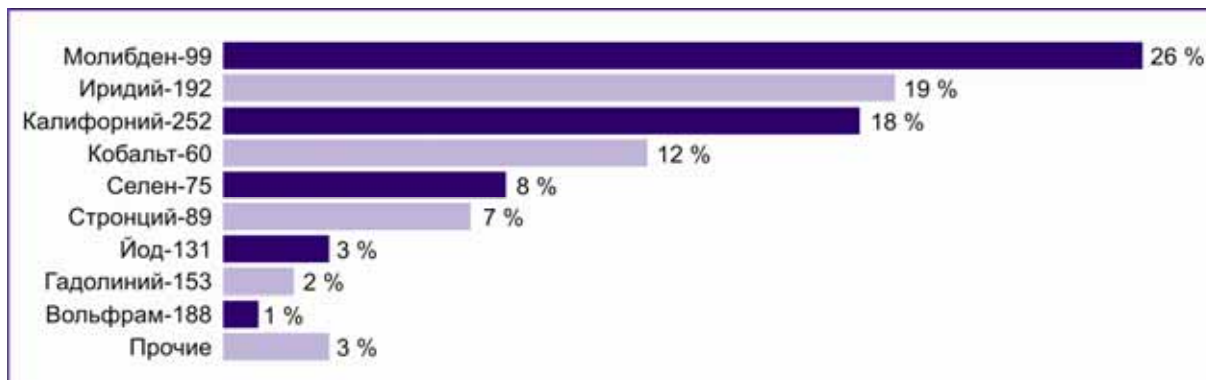


Рис. 4.1. Структура объёма продаж радионуклидной продукции в 2016 году

Впервые наибольший вклад в объём реализации радионуклидной продукции (26 %) внесло производство молибдена-99. Поставки этого радионуклида осуществляли в АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова», Национальную комиссию по ядерной энергии Бразилии, аргентинскую фирму «Бэкон Лабораторис». Фактически заказчикам поставлено продукции общей калиброванной активностью 477,3 ТБк (12 900 Ки). Практически весь год, за исключением периода остановки реакторных и технологических установок института на планово-предупредительный ремонт, поставки осуществляли еженедельно, а в январе, с апреля по июнь, в декабре — дважды в неделю. При этом объём еженедельных поставок продукции, калиброванной на шестой день, достигал 17,39–18,5 ТБк (470–500 Ки). По сути дела, была продемонстрирована возможность достижения проектной мощности производства на уровне 31,45–33,3 (850–900 Ки) в неделю с учётом требуемых резервов (10–15 % активности). Выход на этот режим производства потребовал изменения производственной логистики и наглядно продемонстрировал необходимость оптимизации логистики поставок, а именно: согласования с заказчиками дня поставки продукции и, соответственно, дней калибровки активности. В течение года продолжали вноситься усовершенствования в технологический процесс переработки облучённых мишеней, что обеспечило требуемое качество продукции и фактическое отсутствие рекламаций со стороны заказчиков. Количество отклонений параметров продукции от спецификации и сроков доставки заказчику не превысило 3 % от общего количества поставок, что соответствует общепринятым нормам и фактически доказывает способность института работать на весьма сложном и чувствительном к надёжности поставок рынке короткоживущих изотопов медицинского назначения.

Для развития географии поставок молибдена-99 в отчётном году организована поставка трёх тестовых партий препарата в специальных упаковках, что потребовало разработки нестандартной логистической схемы. Результаты сертификации тестовых партий и методы контроля параметров продукта согласуются с конечными пользователями. По просьбе японской стороны на 2017 год запланирована поставка еще одной тестовой партии, после чего будет возможно начало коммерческих поставок. Необходимая для это-

го сертификация в Японии специальных контейнеров, используемых институтом для поставки молибдена-99, завершена усилиями компании «Марубени Ютилити Сервисез». Разрешение на применение этих контейнеров оформлено в декабре 2016 года.

Одним из ключевых условий возможности поставки молибдена-99 на европейский рынок и рынок США является сертификация производства на соответствие требованиям GMP. В отчётном году совместно с АО «Всерегionalное объединение "Изотоп"» был инициирован проект по GMP-сертификации производства АО «ГНЦ НИИАР» и последующему оформлению разрешения на поставки продукции в страны Европейского Союза. Оценка состояния производства молибдена-99 была проведена представителями компании «Бифофарма» (Италия) в рамках предварительного аудита, по результатам которого разработана программа подготовки производства к GMP-сертификации, которая запланирована на 2017 год.

На втором месте по объёму продаж — иридий-192. В 2016 году была реализована новая схема облучения, предложенная в 2015 году. Она позволила существенно увеличить загрузку иридиевых мишеней в реактор, и в июне масса иридия в мишенях впервые достигла примерно 465 г. Практическая апробация этой схемы подтвердила возможность увеличения производительности с сохранением параметров продукта (удельная активность у заказчика не менее (!) 6,65 ТБк/г (450 Ки/г)) и повысила гибкость реагирования на изменение конъюнктуры рынка (например, резкое увеличение спроса на иридий-192). При отсутствии увеличенного спроса предложенная схема обеспечивает ускоренное накопление кобальта-60 в тех же позициях для облучения.

Важным результатом отчётного года явились изготовление и передача заказчику — компании «Арева» (Франция) — пусковых источников нейтронов для строящегося реактора Тайшаньской АЭС в Китае. В 2016 году заказчиком был проведён аудит производства источников нейтронов и системы менеджмента качества института. В ходе этого аудита было подтверждено соответствие действующей системы менеджмента качества требованиям международных стандартов в области атомной энергетики. Таким образом, выполнение этого контракта создало прецедент для выхода производства нейтронных источников АО «ГНЦ НИИАР» на международный рынок атомного реакторостроения, что должно существенно укрепить экспортные позиции института. Кроме этого контракта были выполнены заказы на поставку нейтронных источников на Белоярскую АЭС, изготовлены как источники для поставки в Китай (в адрес совместного предприятия «КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов»), так и большое количество источников по заказу австралийской компании «Сорс Радиографикс Питиуай Лимитед», а также ряда других заказчиков.

Выполнен заказ совместного предприятия «КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов» на поставку кобальта-60. Это важное достижение, так как переработка облучённых мишеней проведена в нестандартных условиях — на специально организованном временном участке, поскольку пуск в эксплуатацию нового участка по производству источников ионизирующего излучения запланирован на 2017 год.

Несмотря на относительно небольшой вклад в общий доход от продаж радионуклидной продукции, к важным достижениям отчётного года следует отнести работу по организации производства йода-131. Поставки препарата этого радионуклида осуществлялись на еженедельной основе, а сам препарат изготавливали на производстве, прошедшем модернизацию в 2013–2015 годах, с использованием нового мишенного участка, мишени новой конструкции — универсальной, способной работать как в реакторах РБТ, так и в реакторе СМ. Фактически достигнута проектная производительность в 92,5 ТБк (2 500 Ки) в год, показана возможность её увеличения. В подобном режиме установка по производству йода-131 функционировала впервые с момента её создания в 2000 году.

Завершены работы по модернизации участка изготовления мишеней для накопления трансплутониевых элементов. Изготовлена кюриевая мишень для накопления



калифорния-252, облучение её началось в ноябре. Начата подготовка к изготовлению мишеней с тяжёлыми изотопами плутония для накопления кюрия (первая стадия производства калифорния-252). Ввод участка в эксплуатацию обеспечит восстановление базы, необходимой для производства трансплутониевых элементов.

Выполнен заказ физической исследовательской лаборатории департамента космических исследований Правительства Индии (Ахмадабад, Гуджарат, Индия) на поставку двадцати закрытых источников альфа-излучения для космических исследований. После успешных космических миссий США и Евросоюза (полёты на Марс и комету Чурюмова — Герасименко), в которых использовали альфа-источники АО «ГНЦ НИИАР», эта работа продолжила традиции участия института в международных космических программах и подтвердила сохранение ранее приобретенных компетенций в технологии создания специальных источников ионизирующих излучений.

Стабильным был спрос на препараты стронция-89, гадолиния-153, вольфрама-188. В 2016 году произведена поставка тестовых партий лютеция-177, рынок которого существенно активизировался в Европе. В 2017 году планируется начало коммерческих поставок этого радионуклида.

Задачи 2017 года включают работы по развитию производственной базы. В частности, планируется пуск в эксплуатацию участка производства источников на основе кобальта-60, модернизация установки для получения йода-125 с целью увеличения производительности, восстановление крупномасштабного производства лютеция-177, возобновление производства цезия-131. Ключевой задачей следующего года является увеличение объёма выпуска и продажи молибдена-99. Эта задача требует устранения недостатков технологического процесса, выявленных при регулярном крупномасштабном производстве, и, главное, выполнение комплекса работ по сертификации этого производства на соответствие требованиям GMP, что откроет выход продукции института на ёмкие рынки Европы и Америки.

Р.А. Кузнецов



О результатах исследований в области реакторного получения и радиохимии радионуклидов регулярно докладывается на международных и российских научных конференциях

## ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ ЛОВУШКИ РЕАКТОРА СМ ДЛЯ НАКОПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

Реактор СМ [1, 2] используется для производства радионуклидов массового спроса, таких как кобальт-60, иридий-192, селен-75 и другие, поэтому основной задачей повышения эффективности использования реактора является исследование способов увеличения производительности, выраженной в объёме нарабатываемой радионуклидной продукции. Одновременно сохраняется задача поддержания и развития производства изотопов трансплутониевых элементов.

Центральная нейтронная ловушка является одним из наиболее востребованных экспериментальных устройств реактора СМ, поскольку в её ячейках достигаются максимальные значения плотности потока тепловых нейтронов. С целью увеличения масштабов производства радионуклидов предложена конструкция ловушки с дополнительным облучательным объёмом [3]. За счёт отказа от использования бериллиевых вкладышей и размещения на их месте дополнительных ячеек общее количество ячеек удалось увеличить с 27 до 57 (рис. 4.2).

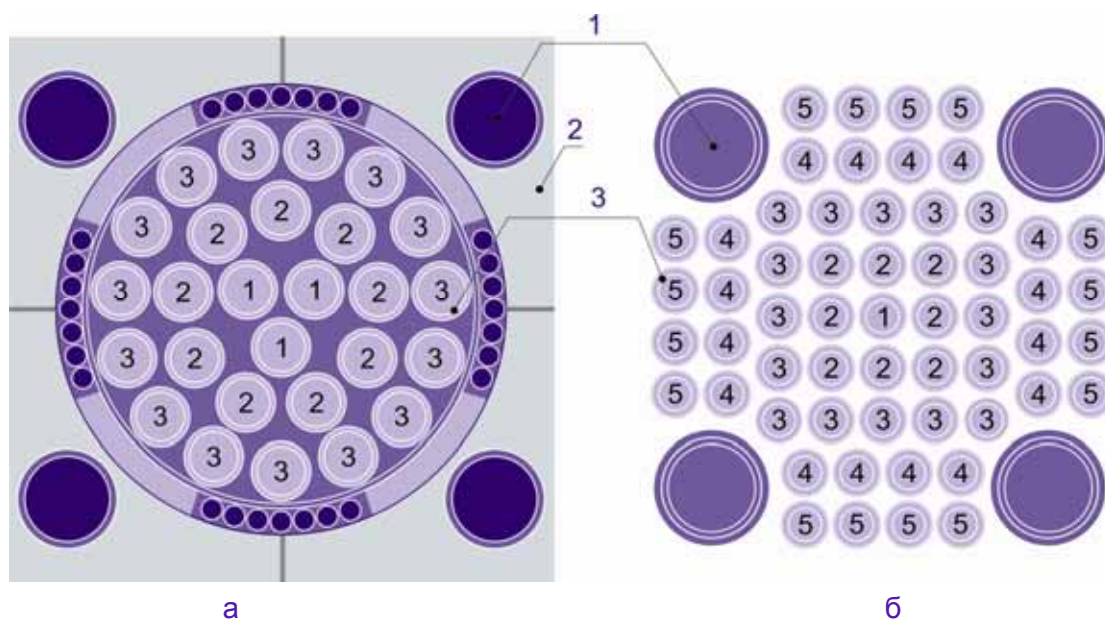


Рис. 4.2. Схема существующей (а) и модернизированной (б) центральной нейтронной ловушки: 1 — рабочие органы аварийной защиты, 2 — бериллиевые вкладыши, 3 — мишени в ячейках ловушки с указанием номера ряда ячеек

**Производство кобальта-60 и никеля-63.** Нейтронно-физические характеристики ячеек ловушки слабо варьируются в пределах ряда, но существенно зависят от его номера, поэтому в работе они представлены усреднёнными по соответствующим рядам. Из-за труднодоступности периферийных (см. четвертый и пятый ряды на рис. 4.2) ячеек их целесообразно использовать для долгоживущих (с периодом полураспада более года) радионуклидов, ячейки с которыми можно перегружать при длительных остановках реактора (например, во время планового предупредительного ремонта).

Одним из традиционно производимых институтом изотопов является кобальт-60. Его период полураспада составляет более пяти лет, удельная активность — более 7,4 ТБк/г (200 Ки/г), объём производства — до 3 кг в год. Среди перспективных радионуклидов можно выделить никель-63. Его период полураспада составляет более 100 лет, предполагаемая удельная активность — около 0,37 ТБк/г (10 Ки/г), предполагаемый объём реализации — 400–500 г в год.

С использованием программы MCNP [4] был проведён расчёт нейтронно-физических характеристик ячеек модернизированной ловушки. В ячейки центральных рядов (см. ряды с первого по третий на рис. 4.2) были загружены алюминиевые имитаторы мишеней, в остальные ячейки — либо кобальт (по 32 г стартового материала на ячейку), либо никель, обогащённый по изотопу никеля-62 (по 20 г стартового материала на ячейку). Для моделирования трансмутации ядер в процессе облучения использовали программу ChainSolver из комплекса программ ORIP\_XXI [5] (рис. 4.3).

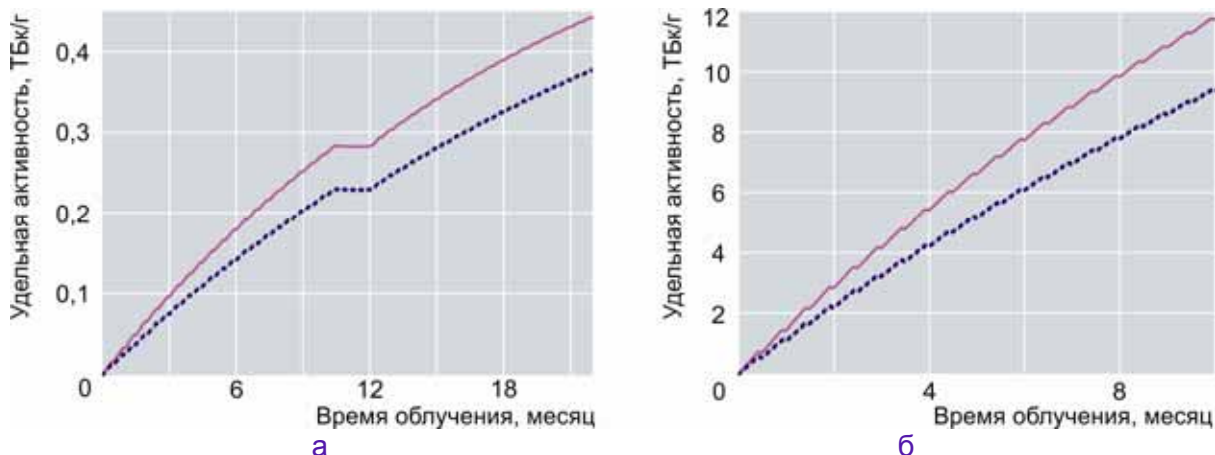


Рис. 4.3. Накопление никеля-63 (а) и кобальта-60 (б) в четвёртом (—) и пятом (....) рядах модернизированной ловушки

Показано, что за счёт увеличения количества доступных ячеек модернизированной ловушки нейтронов реактора СМ можно существенно увеличить производство радионуклидов кобальта-60 и никеля-63 при сохранении объёмов наработки других востребованных радионуклидов — селена-75, вольфрама-188, стронция-89 и других.

**Производство изотопов трансплутониевых элементов.** Для оценки производительности ловушки новой компоновки по наработке трансплутониевых элементов с учётом сохранения существующих объёма и номенклатуры наработки других радионуклидов были определены нейтронно-физические характеристики облучательных ячеек (табл. 4.1).

Таблица 4.1

Нейтронно-физические характеристики ячеек центральной нейтронной ловушки разных вариантов

Вариант	Ряд	Число ячеек	Плотность потока нейтронов различной энергии в сердечниках мишеней*, $\times 10^{14}, \text{см}^{-2} \text{с}^{-1}$		Температура нейтронного газа, К
			0–0,5 эВ	0,5–100 эВ**	
Существующая ловушка	1	3	19,8	1,06	455
	2	9	18,4	1,06	460
	3	15	15,5	1,06	468
Модернизированная ловушка	1	1	19,1	0,88	453
	2	8	18,0	0,89	457
	3	16	16,9	0,89	460
	4	16	13,3	0,90	479
	5	16	9,6	0,87	500
Каналы отражателя	—	20	4,7	0,32	488

\* При номинальной мощности реактора 100 МВт.

\*\* На единственный интервал летаргии.

С использованием реактора СМ реализуется многоэтапная схема реакторного производства трансплутониевых элементов. На первом этапе мишени-накопители с тяжёлыми изотопами плутония облучают в каналах бериллиевого отражателя. Длительность облучения на этом этапе составляет 1–1,5 года, причем для интенсификации накопления америция и кюрия мишени через определённое время перегружают в ячейки центральной ловушки. В результате накапливается кюрий с массовой долей около 90 % по изотопу кюрию-244 и происходит увеличение доли плутония-242 в плутонии до 95–98 %. На втором этапе выделенный в процессе радиохимической переработки кюрий облучают в центральной ловушке 1–2 года с целью накопления тяжёлых изотопов кюрия-246 и кюрия-248. На третьем этапе при облучении тяжёлых изотопов кюрия продолжительностью около одного года происходит накопление берклия и калифорния в миллиграммовом количестве [6].

В настоящее время каналы отражателя используют преимущественно для наработки нуклидов кобальта-60 и иридия-192. Но снижение запасов кюрия к настоящему моменту ставит задачу расширенного производства тяжёлых изотопов кюрия, поэтому реализация первого этапа программы реакторного производства трансплутониевых элементов, прежде всего калифорния-252, повлечёт сокращение наработки указанных радионуклидов. Переход к использованию модернизированной ловушки позволит решить проблему дефицита облучательных ячеек на первом этапе: до шестнадцати мишеней с тяжёлыми изотопами плутония можно облучать в периферийном пятом ряду ловушки, при этом скорость накопления целевого кюрия будет в два раза выше, чем при использовании каналов отражателя.

Скорость реакции радиационного захвата нейтронов ядрами ряда изотопов трансплутониевых элементов из цепочки трансмутации существенно зависит от доли резонансных нейтронов в спектре. Изменение объёмного соотношения материалов-замедлителей, в частности исключение бериллиевых вкладышей из конструкции ловушки, приводит к смягчению спектра, и плотность потока резонансных нейтронов (0,5–100 эВ) снижается (см. табл. 4.1). По этой причине согласно расчётным оценкам скорость наработки тяжёлых изотопов кюрия и калифорния в модернизированной ловушке снизится на 15–20 % в пересчёте на одну ячейку по отношению к текущей ловушке. Но благодаря большему числу облучательных ячеек годовая наработка калифорния может быть существенно увеличена без сокращения объёма производства других востребованных радионуклидов.

#### Список литературы

1. Бать Г.А. Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. — М.: Атомиздат, 1972. — 272 с.
2. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности / под ред В.А. Цыканова. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 1991. — 104 с.
3. Патент 2410773, Российская Федерация, (51)МПК G21C17/00 (2006.01) [Электронный ресурс]. Центральное экспериментальное устройство в замедляющей полости исследовательского реактора / Исаев Ю.Н., Малков А.П., Петелин А.Л. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — Режим доступа: <http://www1.fips.ru/wps/portal/Registers/>. Дата обращения: 02.02.2017.
4. England T.R., Rider B.F. Evaluation and Compilation of Fission Product Yields. — Report LA-UR-94-3106, ENDF-349. — USA (Los Alamos): Los Alamos National Laboratory, 1994. — 173 p. — Режим доступа: <http://t2.lanl.gov/nis/publications/endl349.pdf>. Дата обращения: 02.02.2017.
5. Романов Е.Г., Тарасов В.А. Комплекс программ ORIP\_XXI для планирования производства изотопной продукции. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 231–236. — Также доступно на официаль-

ном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy\\_godovoy\\_otchyot\\_za\\_2015\\_na\\_sayt.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy_godovoy_otchyot_za_2015_na_sayt.pdf). Дата обращения: 03.10.2016.

6. Тарасов В.А., Топоров Ю.Г., Романов Е.Г. и др. Особенности реакторного производства калифорния-252. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 242–255. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy\\_godovoy\\_otchyot\\_za\\_2015\\_na\\_sayt.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy_godovoy_otchyot_za_2015_na_sayt.pdf). Дата обращения: 02.02.2017.

*А.В. Куприянов, В.А. Тарасов,  
Е.Г. Романов, В.В. Пименов, А.П. Малков*

## ЗАКРЫТЫЕ ИСТОЧНИКИ АЛЬФА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ КЮРИЯ-244 ДЛЯ КОСМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

С февраля по ноябрь 2016 года в АО «ГНЦ НИИАР» изготовлены двадцать закрытых источников альфа-излучения на основе кюрия-244 для комплектации аппаратуры,

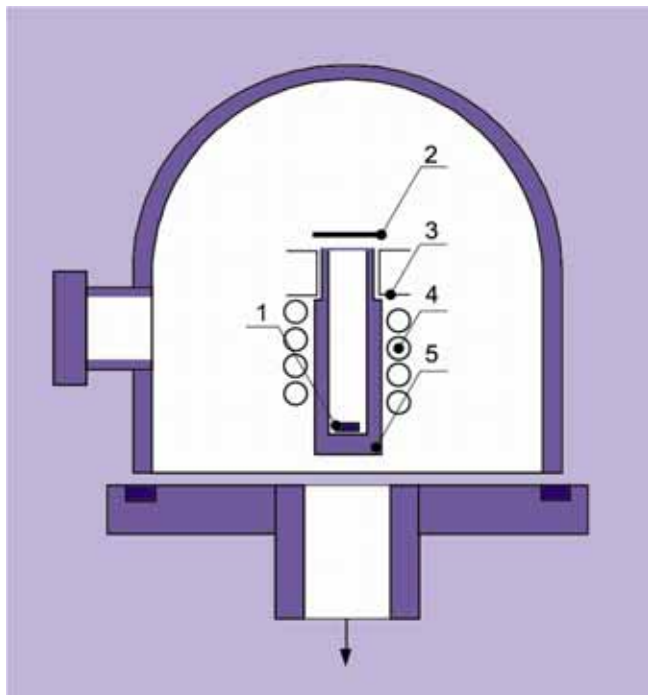


Рис. 4.4. Схема центральной части высоковакуумной установки для изготовления активной части открытого источника альфа-излучения: 1 — испаряемый металлический кюрий-244; 2 — высокочастотный индуктор; 3 — тепловой экран; 4 — подложка; 5 — тигель

предназначенной для анализа элементного состава поверхностных пород Луны. Для изготовления активной части источников альфа-излучения в институте разработан и реализован метод высокотемпературной конденсации паров металлического кюрия-244 на подложку из кремния. Для этого была сконструирована, изготовлена и смонтирована высоковакуумная установка, центральная часть которой показана на рис. 4.4.

В результате проведённых исследований в качестве материала подложки предпочтительным оказался металлический кремний, что обусловлено его высокой химической устойчивостью, низкой температурой плавления, позволяющей получать его соединения (силициды) при более низкой температуре. По данным рентгенофазового анализа при конденсации паров металлического кюрия на кремниевой подложке на поверхности образуются силициды различного состава:  $\text{CmSi}$ ,  $\text{Cm}_2\text{Si}_3$ ,  $\text{CmSi}_2$ ,  $\text{CmSi}_{1,88}$ . Высокое удельное содержание кюрия

в этих соединениях позволяет получать открытые источники альфа-излучения с достаточно высокой активностью и узкой полушириной альфа-линии (рис. 4.5).

Спектрометрические характеристики открытых альфа-источников могут меняться из-за взаимодействия компонентов окружающей среды и радиоактивного материала, стимулируемого радиолитическими эффектами на поверхности источника. Для стабилизации свойств источника поверхность его активной части необходимо изолировать от окружающей среды, что не должно, однако, существенно изменять основные характеристики источника (выход альфа-частиц и полуширину альфа-линии). Исходя из этого выбрана закрытая конструкция источника, корпус и выходное окно которого изготавливали из титана, обладающего высокой химической стойкостью (рис. 4.6). Отработаны режимы герметизации закрытого источника. Герметичность источников проверяли в соответствии с требованиями международных стандартов (иммерсионный метод). Сварку проводили на установке лазерной сварки КВАНТ-15 с использованием гелия в качестве защитного газа. Анализ качества сварных соединений был проведён с помощью методов визуального и металлографического контроля.

Работоспособность источников, изготовленных в институте, всегда проверяется при длительных испытаниях, но основное подтверждение их качества — полученные при проведении космических проектов «Марс Патфайндер» (1997 г.), «Спирит» и «Оппортьюнити» (2004 г.), «Кьюриосити» (2012 г.) результаты анализа химического состава поверхностных пород Марса. Такими же источниками был оснащён и космический аппарат «Розетта» для исследования кометы Чурюмова — Герасименко.\*

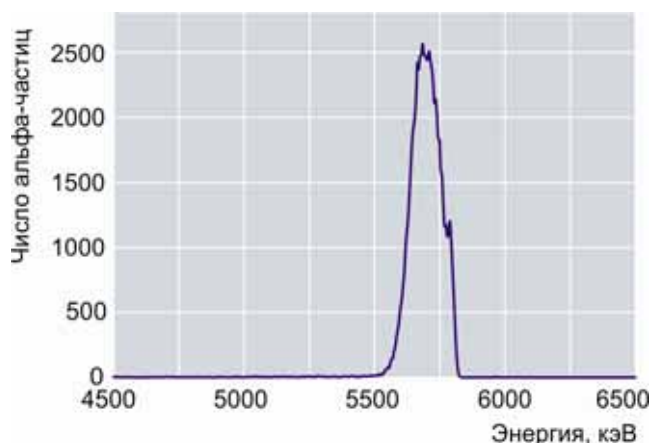


Рис. 4.5. Аппаратурный спектр альфа-излучения открытого источника на основе кюрия-244



Рис. 4.6. Внешний вид закрытого источника альфа-излучения: 1 — корпус; 2 — выходное окно (титановая фольга толщиной 3 мкм); 3 — пробка

*И.Г. Зеленковский, Д.А. Ильин*

\* Комета Чурюмова — Герасименко была открыта 23 октября 1969 года советским астрономом К.И. Чурюмовым на фотопластинках другой кометы, снятых астрономом С.И. Герасименко.  
Клим Иванович Чурюмов (1937 — 2016) — советский астроном, член Нью-Йоркской академии наук, популяризатор науки, детский писатель.  
Светлана Ивановна Герасименко (род. в 1945 г.) — советский астроном. — Прим. ред.

## ВЫДЕЛЕНИЕ АКТИНИЯ-227 ИЗ ОБЛУЧЁННЫХ РАДИЕВЫХ МИШЕНЕЙ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ХЛОРИДА РАДИЯ

Препарат на основе хлорида радия-223 ( $^{223}\text{RaCl}_2$ ) показал хорошую эффективность в паллиативной терапии костных метастазов рака предстательной железы [1]. Основным способом получения радия-223 является его периодическое генерирование из долгоживущего материнского радионуклида актиния-227, в свою очередь который можно получить, облучая радий-226 нейтронами. В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» проводят эксперименты, связанные с получением опытных образцов препаратов  $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$  и  $^{223}\text{RaCl}_2$  и определением их характеристик. Для облучения радия используют смесь  $\text{RaPbO}_3/\text{PbO}$ . Облучение проводят 20–25 сут в центральной нейтронной ловушке высокопоточного реактора СМ в капсулах из нержавеющей стали [2]. После растворения облучённого материала в муравьиной кислоте в полученном растворе содержатся соли актиния-227, тория-228 и тория-229, невыгоревший радий-226, а также примеси кобальта-60, железа-59 и хрома-51 из оболочки мишени.

После отделения радия (осаждением малорастворимого в азотной кислоте  $(\text{Ra}, \text{Pb})(\text{NO}_3)_2$ ) и тория (сорбцией анионных нитратных комплексов на сильноосновной анионообменной смоле BioRad AG-1x8) примеси солей хрома (III), железа (III), никеля (II) концентрируются во фракции актиния-227. Для очистки актиния от следов радия, тория и продуктов активации оболочек мишени применяют метод экстракционной хроматографии с использованием сорбента Ln-Resin [3]. При получении опытных партий  $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$  неоднократно было отмечено, что высокая концентрация примесей препятствуют полному извлечению актиния сорбентом и снижает эффективность его очистки.

Исследование влияния хлоридов хрома (III), железа (III), никеля (II) и свинца (II) на распределение актиния между раствором соляной кислоты с концентрацией 0,015 моль/л и сорбентом Ln-Resin показало, что хлорид никеля (II) в концентрации до 10 мг/мл практически не влияет на поведение актиния (рис. 4.7). Хлорид железа (III), напротив, подавляет сорбцию актиния на сорбенте Ln-Resin. При концентрации железа (III) не менее 1 мг/мл коэффициент распределения актиния составляет менее 0,25, что не позволяет проводить сорбцию актиния-227 из таких растворов. Коэффициент распределения актиния также уменьшается с увеличением концентрации солей хрома (III) и свинца (II), но не так сильно, как в случае с солями железа. Аналогичные закономерности наблюдались и при экстракции актиния раствором ди(2-этилгексил)фосфорной кислоты в декане с концентрацией 1,3 моль/л.

На основании полученных результатов был сделан вывод о необходимости включения в разрабатываемую схему получения актиния-227 стадии предварительной очистки актиния от примесей — продуктов коррозии оболочек мишени. Для этого было предложено использовать соосаждение фторида актиния с фторидом свинца (II) из слабокислых растворов. Концентрация (С) солей свинца во фракции актиния определяется растворимостью нитрата свинца (II) на стадии осаждения  $(\text{Ra}, \text{Pb})(\text{NO}_3)_2$  и составляет около 0,15–0,25 мг/мл. Этого, с одной стороны, достаточно для формирования осадка фторида свинца (II), но, с другой стороны, слишком мало, чтобы повлиять на последующую очистку актиния с использованием сорбента Ln-Resin.

Эксперименты, проведённые с использованием актиния-228 и свинца-212 (рис. 4.8, где на оси ординат — отношение активности (А) свинца-212 и актиния-228 к исходной активности соответствующего компонента ( $A_{\text{исх}}$ )), показали, что при концентрации свинца — не менее 0,15 мг/мл, фторида аммония ( $\text{NH}_4\text{F}$ ) — не менее 0,25 моль/л и концентрации азотной кислоты меньше концентрации фторида аммония, химический выход актиния при соосаждении с фторидом свинца ( $\text{PbF}_2$ ) составляет более 99 %. Потери актиния за счёт неполного соосаждения уменьшаются при увеличении концентрации фторида аммония и нитрата свинца (II) и при уменьшении концентрации азотной кислоты. Коэффициенты очистки от примесей кобальта-60, железа-59 и хрома-51 в зависимости от условий

находятся в диапазоне от 50 до 200. По оценкам, полученным при определении концентрации продуктов коррозии в препарате, этого достаточно для последующей очистки актиния с использованием сорбента Ln-Resin. Осадок фторидов актиния и свинца (II) растворим в азотной кислоте с концентрацией более 2 моль/л. Проведённые эксперименты показали, что для полного удаления фторид-ионов необходимо растворение в азотной кислоте с концентрацией 15 моль/л и последующее упаривание полученного раствора досуха.

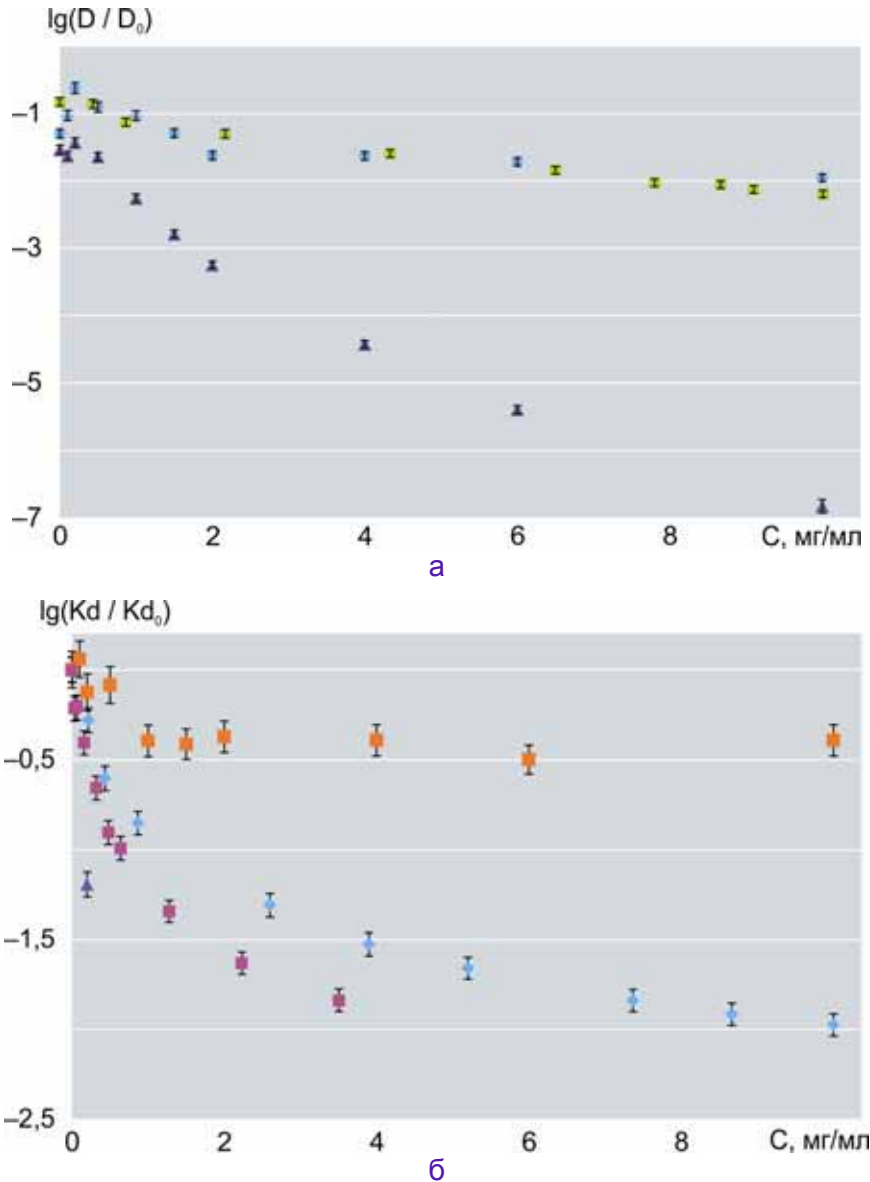


Рис. 4.7. Зависимость коэффициентов ( $D, D_0, Kd, Kd_0$ )<sup>\*</sup> распределения актиния-228 в системах Д2ЭГФК (а) и Ln-Resin (б) с соляной кислотой от концентрации нитрата свинца (■) и хлоридов хрома (◆), железа (▲), никеля (■) и свинца (■)

<sup>\*</sup>D — коэффициент распределения актиния-228 между раствором  $AsCl_3$  в соляной кислоте и раствором Д2ЭГФК в декане при экстракции актиния-228 в присутствии примесей хрома, железа, никеля и свинца.  
 $D_0$  — коэффициент распределения актиния-228 между раствором  $AsCl_3$  в соляной кислоте и раствором Д2ЭГФК в декане при экстракции актиния-228.  
 Kd — коэффициент распределения актиния-228 между раствором  $AsCl_3$  в соляной кислоте и сорбентом Ln-Resin при сорбции актиния-228 в присутствии примесей хрома, железа, никеля и свинца.  
 $Kd_0$  — коэффициент распределения актиния-228 между раствором  $AsCl_3$  в соляной кислоте и сорбентом Ln-Resin при сорбции актиния-228.



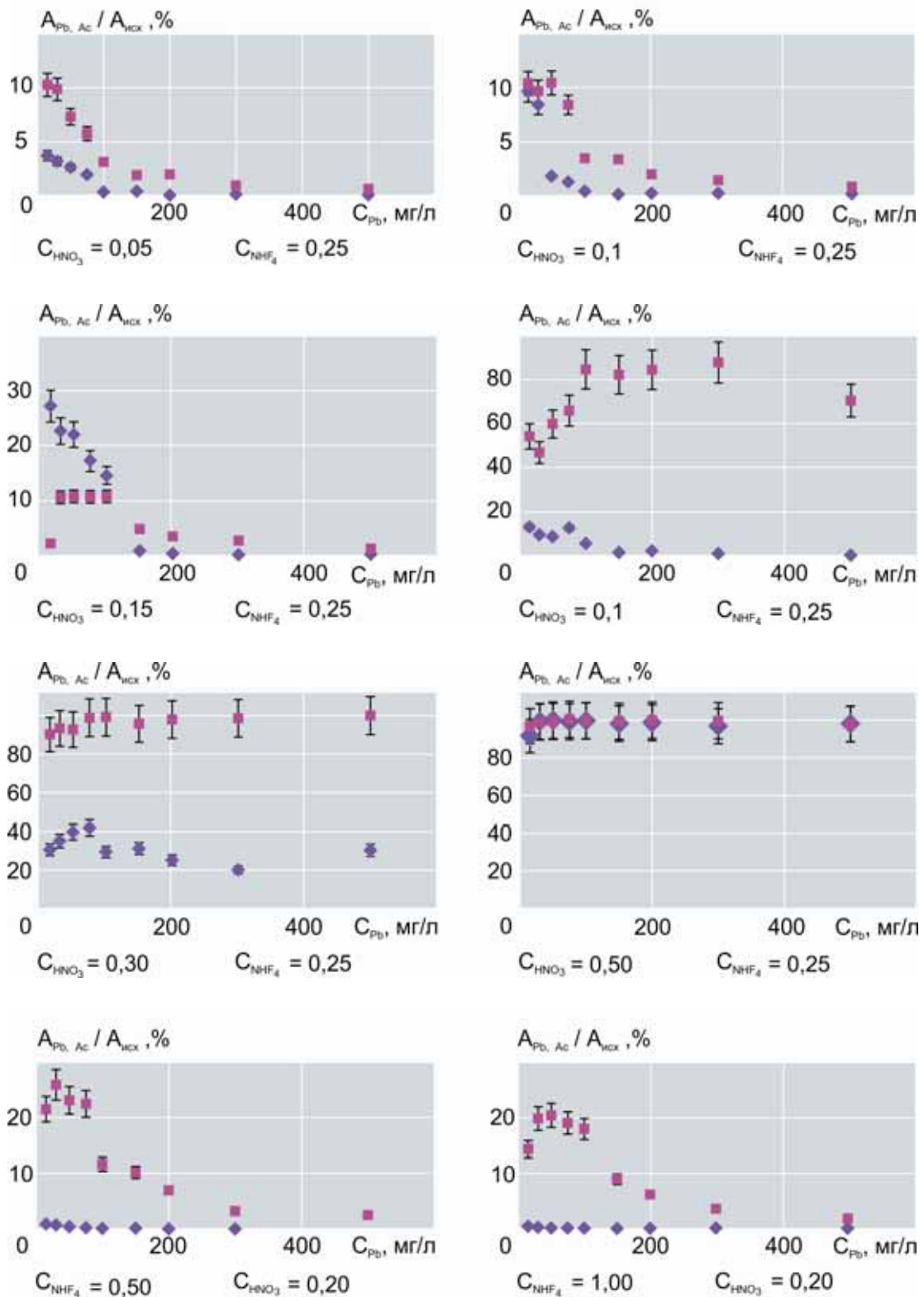


Рис. 4.8. Соосаждение фторида актиния (♦) с фторидом свинца (■) при различной концентрации азотной кислоты и фторида аммония (моль/л)

Но радий и торий нельзя отделить от актиния описанным выше способом, так как степень их осаждения в данных условиях практически не отличается от степени осаждения актиния (рис. 4.9). Для очистки актиния от следов радия и тория осадок фторидов

актиния и свинца (II) переводили в нитраты упариванием с концентрированной азотной кислотой. Сухой остаток от упаривания растворяли в соляной кислоте с концентрацией 0,015 моль/л. Полученные растворы пропускали через сорбционные колонки, содержащие 2 см<sup>3</sup> сорбента Ln-Resin и 0,5 см<sup>3</sup> сорбента Prefilter. Колонки промывали 10 мл соляной кислоты с концентрацией 0,015 моль/л и элюировали актиний азотной кислотой с концентрацией 0,5 моль/л. Используя данную методику, были получены два образца <sup>227</sup>Ac(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub> активностью 673 и 788 ГБк (18,2 и 21,3 мКи). Суммарное содержание примесей кобальта-60, железа-59 и хрома-51 в полученных образцах препарата <sup>227</sup>Ac(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub> составляло около 0,07–0,09 %, содержание радия-226 и тория-228 не превышало 0,02 %. Полученные образцы актиния-227 в дальнейшем будут использованы для получения опытных партий препарата <sup>223</sup>RaCl<sub>2</sub>.

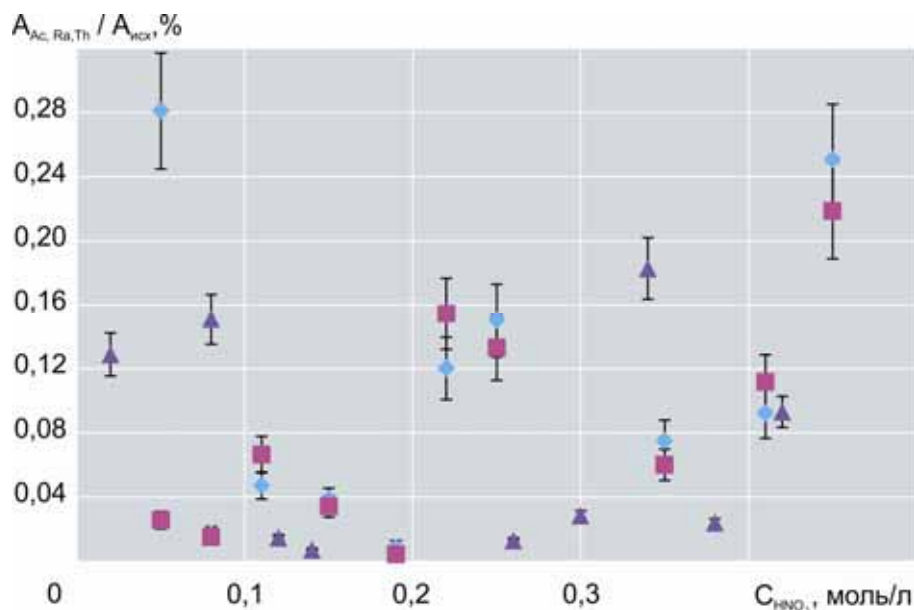


Рис. 4.9. Соосаждение фторидов актиния-227 (▲), радия-223 (◆) и тория-227 (■) с фторидом свинца (II) при концентрации нитрата свинца, равной 2000 мг/л, и фторида аммония, равной 1 моль/л

#### Список литературы

1. Liepe K., Shinto A. From palliative therapy to prolongation of survival: <sup>223</sup>RaCl<sub>2</sub> in the treatment of bone metastases // Ther. Adv. Med. Oncol., 2016. Vol. 8, № 4. P. 294–304.
2. Кузнецов Р.А., Тарасов В.А., Буткалюк П.С. и др. Масштабирование технологии производства альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения при облучении <sup>226</sup>Ra. — Сборник тезисов докладов VII Российской школы по радиохимии и ядерным технологиям, Озёрск, 12–16 сентября 2016 г. — Озёрск: Редакционно-издательский центр журнала «Вопросы радиационной безопасности» ФГУП «Производственное объединение "Маяк"», 2016. — С. 106–107.
3. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Тарасов В.А. и др. Выходы продуктов активации при облучении <sup>226</sup>Ra в высокопоточном реакторе СМ // Радиохимия, 2012. Т. 54, № 4. С. 352–356.

Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, К.О. Щербакова\*

\* Студентка ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

## ПРИМЕНЕНИЕ ЗАПОМИНАЮЩЕЙ ФОСФОРЕСЦИРУЮЩЕЙ СИСТЕМЫ CYCLONE PLUS ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА МОЛИБДЕНА-99 В ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЙ КОЛОНКЕ

Оптимизация хроматографического процесса, обеспечивающего требуемые показатели выделения и очистки радионуклидов, основывается на определении параметров распределения разделяемых элементов на всех этапах процесса (сорбция, промывка, десорбция). Корректное описание поведения радионуклидов в процессе разделения возможно, если известны профили распределения выделяемых радионуклидов в хроматографической колонке на каждом из перечисленных этапов. В известных расчётных способах моделирования хроматографических процессов, основанных, как правило, на идеализированных моделях хроматографического разделения, используются сложно определяемые параметры (например, коэффициенты диффузии). В полуэмпирических же моделях используется большой объём экспериментальных параметров, корректное определение которых не всегда возможно. Кроме того, существенно изменяются не только параметры распределения, но и профиль распределения радионуклида в колонке на разных этапах хроматографического процесса.

Относительно простым решением обозначенной проблемы является визуализация распределения радионуклида в хроматографической колонке. В этом случае должны применяться адекватные методы исследования (например, измерение распределения активности радионуклида по длине хроматографической колонки с использованием коллиматорных систем). Для решения рассматриваемой задачи эффективным может оказаться использование современных автордиографических методов, в которых применяются плёночные дозиметры с 2D-устройствами считывания информации, в частности фосфоресцирующая система Cyclone Plus (Perkin Elmer, США). Возможность использования этой системы для определения радиохимической чистоты препарата молибдена-99 была продемонстрирована ранее\*. В настоящей работе исследована возможность визуализации профиля распределения молибдена-99 по длине хроматографической колонки с оксидом алюминия ( $Al_2O_3$ ) на стадии извлечения молибдена-99 из технологических растворов и его очистки от примесей.

Использованная в работе методика эксперимента заключалась в пропускании раствора, содержащего молибден-99, через хроматографическую колонку с  $15\text{ см}^3$  оксида алюминия (EcoChrom, Alumina A, Active I, размер частиц 50–200 мкм) со скоростью пропускания раствора через сорбент, равной  $2\text{ мл/см}^2\text{-мин}$ . Диаметр колонки составлял 1,5 см, высота слоя сорбента — 8,5 см. После пропускания заданного объёма раствора колонку герметизировали в полиэтиленовом чехле и приводили в контакт с фосфоресцирующей пластиной системы Cyclone Plus. В результате предварительных экспериментов было установлено, что при активности раствора около  $10^7$  Бк время экспозиции, обеспечивающее уверенную локализацию радиоактивной зоны в колонке, составляет 2–3 мин. При этом интенсивность свечения фосфоресцирующей пластины, обусловленного излучением молибдена-99, не менее чем в три раза превосходит интенсивность свечения, обусловленного излучением технеция-99m, при равных значениях активности этих радионуклидов, что позволяет достаточно надёжно интерпретировать результаты измерения. Также было установлено, что для выбранной геометрии хроматографической колонки,

\* Кузнецов Р.А., Минвалиев Р.Н., Коновалова Л.С. и др. Исследование возможности применения системы Cyclone Plus для аналитического контроля характеристик препарата молибдена-99. — Тезисы VIII Всероссийской конференции по радиохимии «Радиохимия-2015», г. Железногорск Красноярского края, 28 сентября — 2 октября 2015 г. — М.: Межведомственный научный совет по радиохимии при президиуме Российской академии наук и Госкорпорации «Росатом», 2015. С. 404.

активности радионуклидов и времени экспозиции, размер (длина) регистрируемой зоны свечения фосфоресцирующей пластины превосходит размер зоны сорбции радионуклидов в колонке не более чем на 5 мм. При высоте слоя сорбента, равной 85 мм, и высоте зоны сорбции не менее 10–20 мм (установлено в отдельных экспериментах) подобное увеличение (расширение) зоны свечения считалось приемлемым, поскольку проводилась качественная оценка применимости рассматриваемого способа для визуализации процесса хроматографического выделения.

На рис. 4.10 показано изменение профиля распределения активности молибдена-99 в хроматографической колонке на стадии сорбции при различной концентрации азотной кислоты. Во всех экспериментах раствор подавался в колонку снизу вверх, поэтому зона сорбции формировалась в нижней части колонки. Объем пропущенного раствора составлял 300 мл (20 колоночных объемов). Представленные результаты показывают, что чем выше концентрация азотной кислоты, тем больше ширина зоны сорбции. Это коррелирует с данными, полученными в статических условиях, о зависимости коэффициента распределения молибдена-99 на оксиде алюминия от кислотности раствора (табл. 4.2).

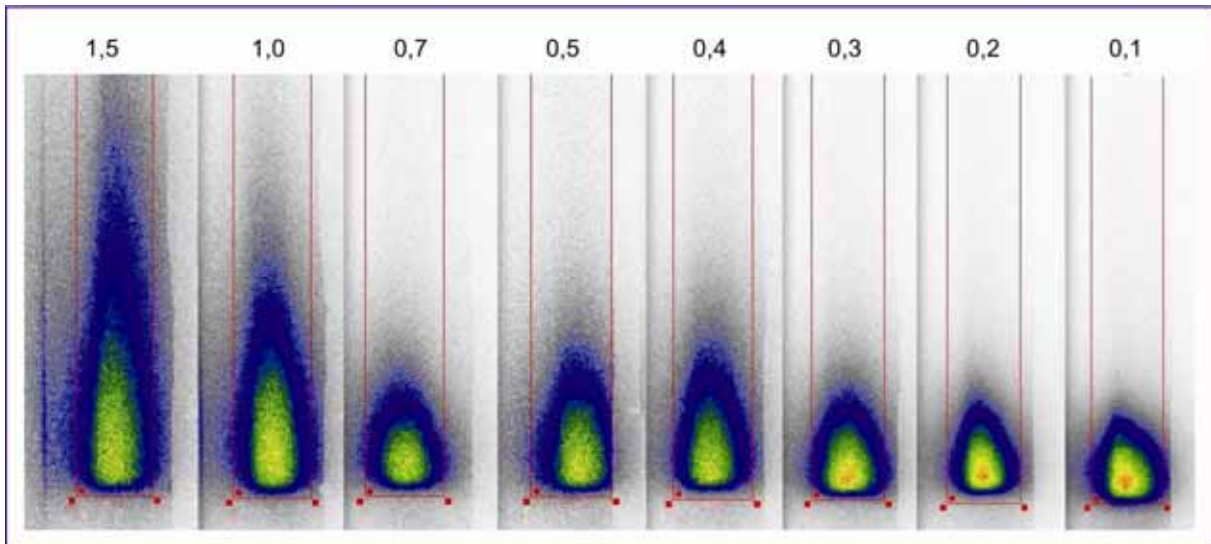


Рис. 4.10. Распределение молибдена-99 по длине колонки после пропускания растворов с различной кислотностью (с указанием концентрации (моль/л) азотной кислоты в растворе)

Таблица 4.2

**Значения коэффициента распределения молибдена-99 в зависимости от концентрации азотной кислоты при сорбции в статических условиях**

Показатель	Значение показателя							
Концентрация, моль/л	1	0,7	0,5	0,4	0,3	0,2	0,1	
Коэффициент	2,05	2,57	2,7	3,05	3,32	3,42	3,47	

Используемый метод визуализации подтверждает, что кислотность является не единственным фактором, влияющим на распределение молибдена в колонке. На рис. 4.11 показано влияние концентрации макрокомпонента (нитрата алюминия) на распределение молибдена-99 при концентрации азотной кислоты, равной 0,4 моль/л.

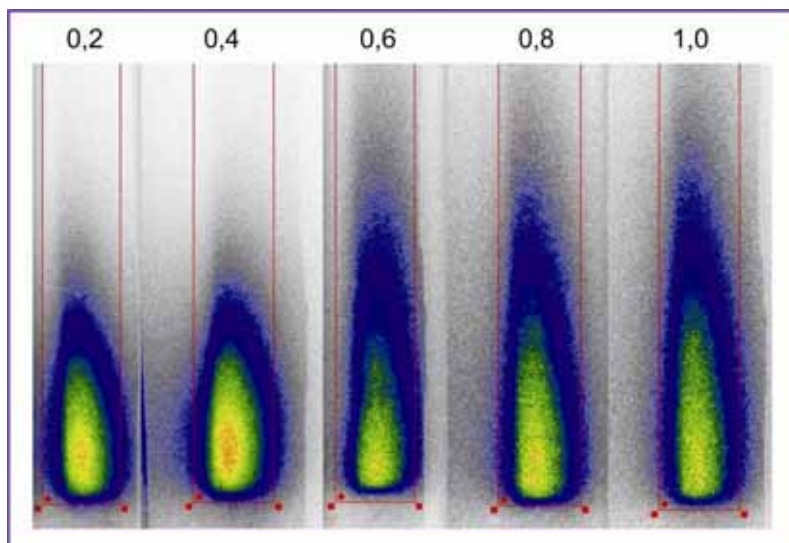


Рис. 4.11. Распределение молибдена-99 в колонке на стадии сорбции с указанием разной концентрации (моль/л) нитрата алюминия

Весьма информативным рассматриваемый метод оказался при визуализации поведения молибдена-99 на всех последовательных стадиях процесса его сорбционного извлечения из раствора. После формирования первичной зоны сорбции (объем пропущенного раствора был равен двадцати объемам сорбционной колонки (рис. 4.12, а)) промывка колонки разбавленной азотной кислотой (рис. 4.12, б) и затем водой (рис. 4.12, в), в обоих случаях объем которых соответствовал трем объемам сорбционной колонки, не изменила распределения молибдена в колонке, что коррелирует с ранее полученными данными о влиянии кислотности и концентрации солевых компонентов раствора (нитрата алюминия) на коэффициент распределения молибдена. Пропускание же через колонку раствора аммиака с концентрацией 2 моль/л, то есть создание условий резкого уменьшения коэффициента распределения, приводит сначала к резкому уменьшению размеров зоны, содержащей молибден, а затем к быстрому выходу молибдена из колонки (распределение измеряли каждый раз после пропускания одного колоночного объема элюента).

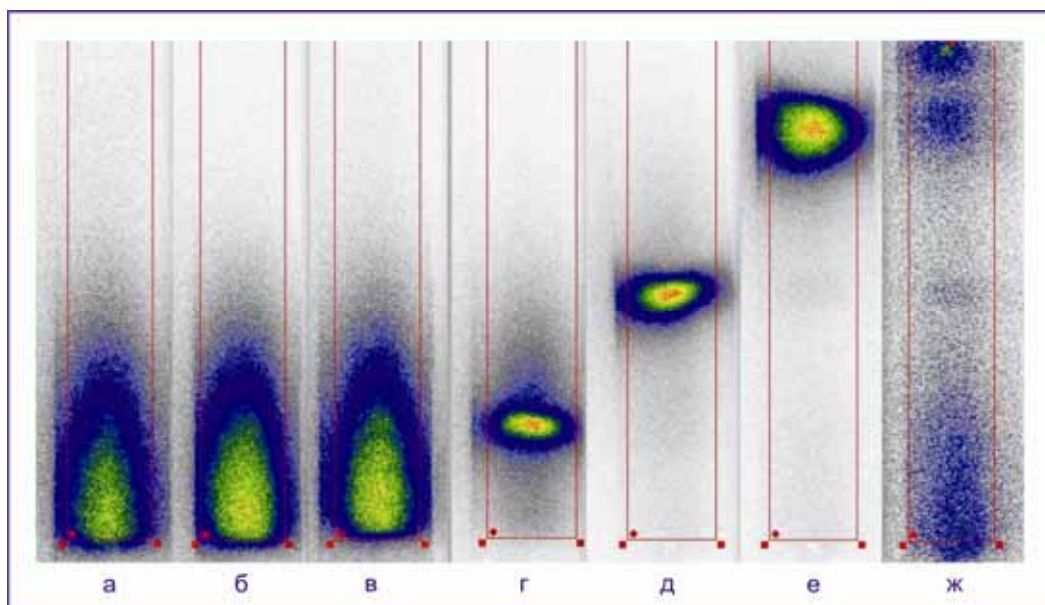


Рис. 4.12. Распределение молибдена-99 на различных стадиях хроматографического процесса: сорбции (а), промывки азотной кислотой (б) и водой (в), десорбции (г–ж)

В соответствии с общепринятыми представлениями о механизме хроматографических процессов на стадии десорбции наблюдается постепенное увеличение ширины зоны, занимаемой молибденом-99, по мере его миграции в колонке (рис. 4.12, г–ж). При этом часть молибдена-99 сорбируется необратимо, что отчётливо видно на рис. 4.12 (ж), который подтверждает наличие остаточной активности в зоне первичной сорбции (экспозиция рисунка была увеличена, поскольку активность уменьшилась после десорбции основной порции молибдена-99). Полученные результаты коррелируют с известными фактами о неполном (менее 90 %) выходе молибдена при его сорбционном выделении на оксиде алюминия.

Полученные результаты подтвердили информативность предложенной методики изучения распределения молибдена в сорбционной колонке. Эти результаты имеют качественный характер, их количественная интерпретация требует разработки адекватной математической модели, обеспечивающей восстановление профиля распределения по результатам измерения. Однако даже качественное описание различных этапов процесса сорбционного выделения позволяет оценить правильность выбора режимов выделения молибдена-99 и размеры хроматографической колонки, обеспечивающей его полное извлечение из раствора, в том числе и в присутствии солевых компонентов, мешающих процессу выделения (в частности, алюминия). Несомненно, методика является хорошим дополнением к стандартным подходам оценки параметров процесса, основанным на измерении коэффициентов распределения и выходных кривых.

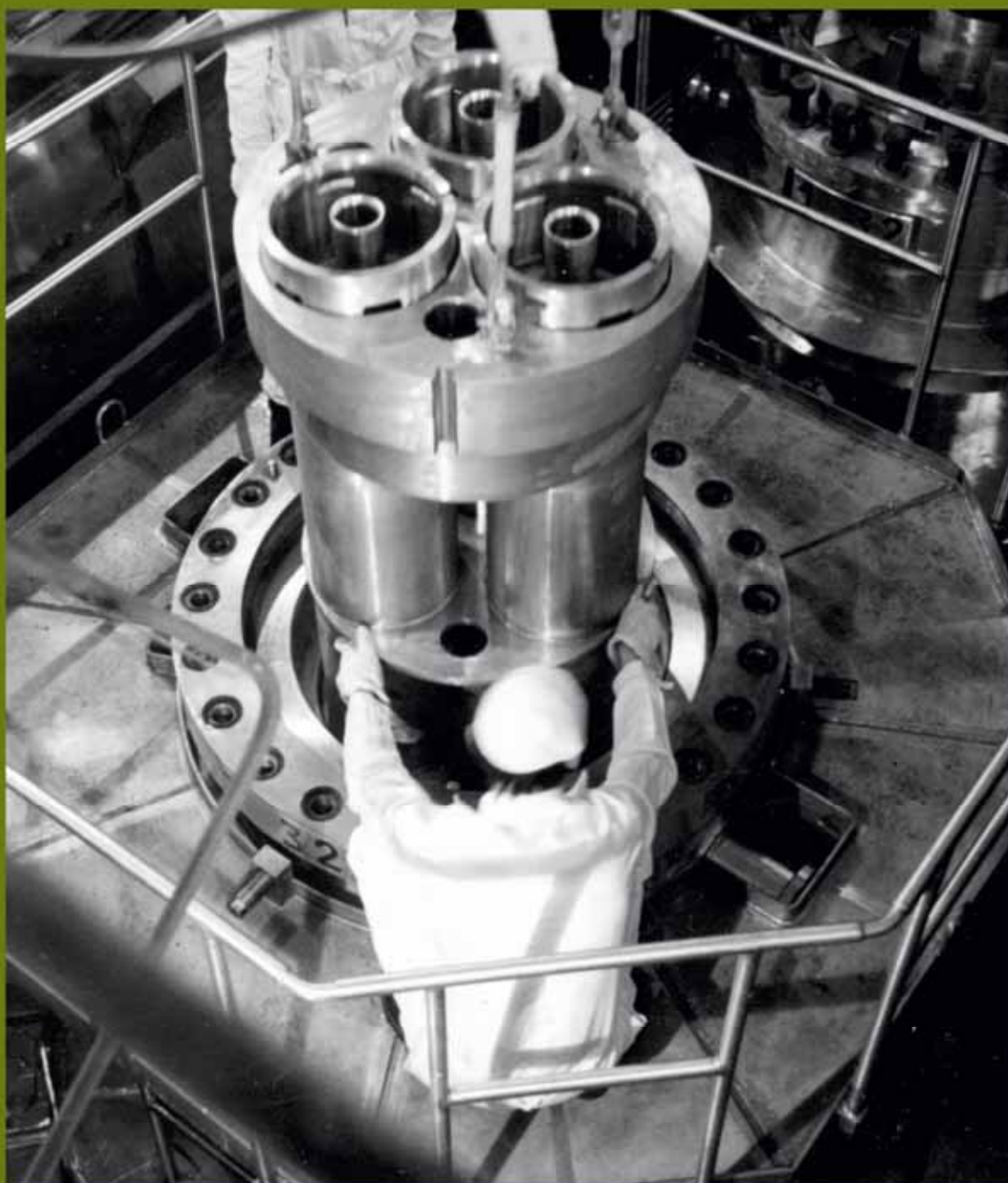
*Р.А. Кузнецов, Г.В. Гончарова, Е.В. Черноокая\*,  
А.В. Комарова\*\*, В.А. Бондарева\*\*, Р.М. Минвалиев*



Марсоход «Оппортьюнити»,  
оснащённый альфа-  
протонно-рентгеновским  
спектрометром  
с источниками  
альфа-излучения,  
изготовленными  
в АО «ГНЦ НИИАР»

\* Аспирантка ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

\*\* Студентка ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"».

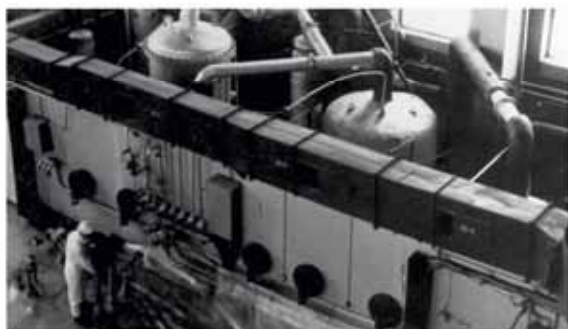


**КОНТЕЙНЕР ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА  
НА ПЕРЕРАБОТКУ**

# 5

## РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ





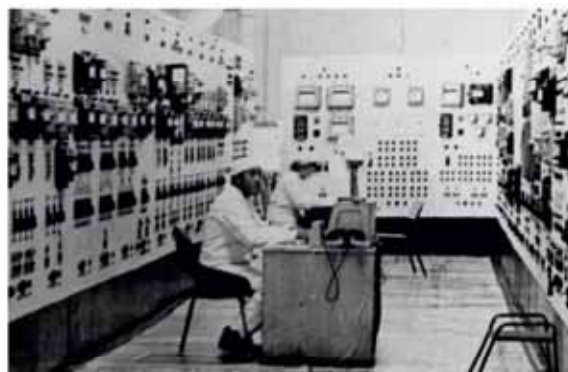
### **ВЫПАРНАЯ УСТАНОВКА (1963–1973 ГГ.)**

Установка использовалась для обращения с жидкими радиоактивными отходами до пуска опытно-промышленного полигона



### **БУРЕНИЕ СКВАЖИН ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННОГО ПОЛИГОНА (1964 Г.)**

Безусловным приоритетом и одной из шести единых корпоративных ценностей Госкорпорации «Росатом» является обеспечение безопасности при эксплуатации объектов использования атомной энергии



### **ЩИТ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ (70-Е ГОДЫ)**

В институте непрерывно осуществляется контроль за характеристиками процессов по обращению с радиоактивными отходами



### **ВЕНТИЛЯЦИОННЫЙ ЦЕНТР**

Вентиляционная система института обеспечивает очистку от газообразных радиоактивных отходов и защиту персонала при работе с радиоактивными веществами





### ХИМИЧЕСКАЯ ЛАБОРАТОРИЯ (70-Е ГОДЫ)

Лаборатории химического и радиационного контроля имеют аттестаты национальной системы аккредитации, что подтверждает высокую квалификацию их сотрудников



### ПРОТОЧНЫЙ ГАЗОВЫЙ СПЕКТРОМЕТР (90-Е ГОДЫ)

Важным фактором в деле обеспечения радиационной и экологической безопасности действующих ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения является развитие методической и измерительной базы систем и средств радиационного контроля



### КУРАТОР ОТ НАУКИ

Юрий Васильевич Чечёткин — доктор технических наук, профессор, заслуженный деятель науки, автор нескольких книг и изобретений, один из основоположников таких направлений деятельности института, как обеспечение ядерной и радиационной безопасности в атомной энергетике и обращение с отработавшим ядерным топливом, подготовка специалистов высшей квалификации



### МЕТЕОПЛОЩАДКА

Для мониторинга окружающей среды действует современный лабораторный корпус, оснащенный новейшими средствами измерений, и передвижная автолаборатория радиационного и химического контроля, абонентский пункт автоматизированной системы объектового мониторинга недр

**ВВЕДЕНИЕ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ПУНКТА КОНТЕЙНЕРНОГО ХРАНЕНИЯ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПОЗВОЛИТ ЗНАЧИТЕЛЬНО УЛУЧШИТЬ РАДИАЦИОННУЮ И ЭКОЛОГИЧЕСКУЮ БЕЗОПАСНОСТЬ**

В 2016 году мировое сообщество вспоминало две крупнейшие радиационные аварии: исполнилось тридцать лет со дня аварии на Чернобыльской атомной электростанции и пять лет со дня аварии на атомной электростанции «Фукусима-1». Наиболее важным извлечённым уроком явилось установление безусловного приоритета безопасности эксплуатируемых объектов перед другими факторами. Основным способом обеспечения безопасности деятельности объектов АО «ГНЦ НИИАР» является проведение работ по поддержанию методической и приборной базы в состоянии, соответствующем требованиям нормативной документации в области использования атомной энергии.

Введение новой санитарно-защитной зоны потребовало проведения расчётов по уточнению максимального воздействия на население и окружающую среду радиационных объектов института при возможных отклонениях от условий нормальной эксплуатации. В результате такой работы было принято согласованное с Межрегиональным управлением № 172 Федерального медико-биологического агентства Российской Федерации решение о присвоении институту I категории потенциальной радиационной опасности, которая определяет необходимость выполнения наиболее жёстких санитарно-гигиенических требований при эксплуатации объектов АО «ГНЦ НИИАР» для обеспечения безопасности населения и окружающей среды.

В отчётном периоде велись работы по совершенствованию методической базы в области контроля содержания изотопов трития в различных средах. Были разработаны и аттестованы методики для жидкостно-сцинтилляционных радиометров РЖС-05 и Hidex 300 SL, определены оптимальные процедуры обработки проб и измерений, а также разделены области применения радиометров в комплексе задач по контролю трития в институте.

Продолжается эксплуатация скважин системы объектного мониторинга недр. По результатам радиационного и химико-аналитического контроля, геофизического и гидродинамического мониторинга недр получены новые сведения, указывающие на отсутствие значимого воздействия института на геологическую среду. Система объектного мониторинга состояния недр является эффективным инструментом для прогнозирования и обнаружения изменения качества подземных вод и состояния недр, поэтому в ближайшее время планируется её дальнейшее усовершенствование.

Завершены работы по созданию транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР для транспортировки отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 и испытанию характеристик комплекта на соответствие требованиям нормативно-технической документации. Получен сертификат-разрешение на конструкцию ТУК-32БОР и перевозку отработавших тепловыделяющих сборок на завод по регенерации топлива, первые отправлены на переработку шестьдесят отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60. ТУК-32БОР завершает линейку созданных в АО «ГНЦ НИИАР» транспортных упаковочных комплектов для вывоза отработавшего ядерного топлива исследовательских реакторов института.

*В.В. Серебряков*

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ КАТЕГОРИИ ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

В АО «ГНЦ НИИАР» с целью классификации объектов использования атомной энергии был проведён анализ проектов и научно-исследовательской документации [1, 2] по обоснованию безопасности для определения категории потенциальной опасности. В процессе работы были проанализированы требования подзаконных актов и нормативной документации, пересмотрены и уточнены основные разделы отчётов по обоснованию безопасности всех объектов института. При оценке радиационных последствий аварий была использована аттестованная компьютерная программа «Нострадамус», разработанная и адаптированная для условий АО «ГНЦ НИИАР» в Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. Проанализировано влияние метеоусловий на результаты расчётов, выбраны критические значения для получения максимальной оценки радиационных последствий с учётом изменения размеров санитарно-защитной зоны. В отличие от старой круговой санитарно-защитной зоны радиусом 5 км с центром в координате, соответствующей нахождению высотной трубы вентиляционного центра института, расстояние от вентиляционной трубы до границы новой санитарно-защитной зоны уменьшено до 2,67–4,99 км.

При оценке потенциальной радиационной опасности применяли стандарт ОСПОРБ 99/2010 [1], согласно которому радиационные объекты делятся на четыре категории исходя из их возможного радиационного воздействия при аварии:

- 1) возможно радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите;
- 2) радиационное воздействие ограничивается территорией санитарно-защитной зоны;
- 3) радиационное воздействие ограничивается территорией объекта;
- 4) радиационное воздействие ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

В соответствии с терминологией МУ 2.6.1.2005-05 [3] радиационным объектом АО «ГНЦ НИИАР» является комплекс объектов использования атомной энергии на промплощадке № 1, а источниками ионизирующего излучения на его территории — исследовательские ядерные установки, установки ядерного топливного цикла, радиационные источники, пункты хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и отходов. При оценке потенциальной радиационной опасности объектов в соответствии с требованиями [1, 3] рассмотрены и проанализированы аварии с максимальными радиационными последствиями для каждого действующего объекта, расположенного на территории промплощадки института. Анализ исходных событий и сценариев аварий взят из отчётов по обоснованию безопасности рассмотренных объектов. В табл. 5.1 приведены максимальные аварийные дозы облучения персонала (вблизи внутренней границы промплощадки № 1 на расстоянии 1 км от вентиляционной трубы института) и населения (сразу за наружной границей санитарно-защитной зоны на расстоянии около 3 км). Практически при всех рассмотренных авариях на действующих объектах использования атомной энергии, расположенных на промплощадке № 1, разрушений зданий не происходит. При таких авариях выделяющиеся радиоактивные продукты по воздуховодам поступают на вентиляционный центр и через высотную трубу выбрасываются в атмосферу.

На основании данных табл. 5.1, а также в соответствии с п. 6.2 стандарта [3] радиационному объекту — комплексу объектов использования атомной энергии на промплощадке № 1 — установлена I категория потенциальной радиационной опасности. По результатам проведённых исследований выпущен научно-технический отчёт.

Таблица 5.1

**Потенциальное радиационное воздействие основных объектов  
использования атомной энергии на население и персонал**

Объект	Максимальная аварийная доза облучения на расстоянии, мЗв		Категория потенциальной радиационной опасности
	1 км	3 км	
<b>Исследовательские ядерные установки</b>			
СМ	1400	220	I
МИР	38	6,5	I
БОР-60	0,6	7*	I
ВК-50	310	59	I
РБТ-6	8	1	I
РБТ-10/2	30	4	I
Критический стенд реактора МИР	0,45	0,08	III
Критический стенд реактора СМ	То же	То же	III
АРБУС — АСТ-1	Менее 0,001	Менее 0,001	IV
МБИР сооружаемый	0,02	0,006	II
<b>Ядерные установки ядерного топливного цикла</b>			
Сооружаемый полифункциональный радиохимический комплекс	0,45	0,08	II
Радиационно-защитные камеры и установки для исследования и переработки ядерного топлива и материалов: отделения реакторного материаловедения	То же	То же	II
отделения радиохимических технологий	»	»	II
отделения топливных технологий	»	»	II
Установки по производству молибдена-99	»	»	II
Установки для неразрушающего анализа ядерных материалов и изготовления стандартных образцов	»	»	III
<b>Радиационные источники</b>			
Радиационно-защитные камеры и установки отделения радионуклидных источников и препаратов, в которых отсутствуют ядерные материалы и топливо	Менее 0,001	Менее 0,001	IV
Ускоритель электронов ИЛУ-6	0	0	IV
Установки и оборудование для ремонта объектов, имеющих радиоактивное загрязнение	Менее 0,001	Менее 0,001	IV
Вентиляционный центр	То же	То же	III
Спецпрачечная	»	»	IV
Комплекс для обращения с жидкими радиоактивными отходами	»	»	III
Отдел метрологии и измерительной техники	»	»	IV
Управление радиационной безопасности	»	»	IV
Управление защиты окружающей среды	»	»	IV
<b>Пункты хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ</b>			
Склад упаковок радиоактивных веществ	0	0	IV
Хранилище необлучённых ТВС и ядерных материалов	0,05	0,05	II
Хранилище отработавшего ядерного топлива	Менее 0,001	Менее 0,001	II
Хранилище жидких радиоактивных отходов	То же	То же	III
Хранилище твёрдых радиоактивных отходов	»	»	III
Хранилище низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов	»	»	IV
Установка сжигания твёрдых радиоактивных отходов	»	»	III

\*Облучение отдельных лиц с учётом пищевых цепочек.

### Список литературы

1. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. — 83 с.
2. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.
3. МУ 2.6.1.2005-05. Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта. Методические указания. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2005. — 11 с.

*В.Д. Кизин, П.А. Михайлов, Ю.А. Кабанов, В.В. Авдонин*

## РАЗРАБОТКА, МЕТРОЛОГИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И АТТЕСТАЦИЯ МЕТОДИК ИЗМЕРЕНИЯ АКТИВНОСТИ ТРИТИЯ

В АО «ГНЦ НИИАР» уделяется большое внимание соответствию приборного и методического обеспечения для проведения регламентных и научно-исследовательских работ требованиям «Основных правил учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16)\*, утверждённых Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору.

В отчётном году согласно «Программе контроля качества измерений при учёте радиоактивных отходов в АО "ГНЦ НИИАР"» для используемых в управлении радиационной безопасности радиометров разработаны и оформлены в соответствии с новыми требованиями нормативных документов следующие методики: «Измерение удельной активности трития в водных пробах с применением жидкостно-сцинтилляционного радиометра РЖС-05» и «Измерение удельной активности трития с применением автоматического жидкостно-сцинтилляционного альфа-бета-счётчика Hidex 300 SL». Разработанные методики были метрологически исследованы и аттестованы, занесены в реестр методик АО «ГНЦ НИИАР». Они применимы для измерений удельной активности трития, находящегося в оксидной форме в жидких водных или водосодержащих средах: растворах, эмульсиях, рассолах, щелочах, естественных водах и т.п., в том числе в смеси с радиоактивными продуктами, а также в пробах после окисления газообразных форм трития до оксида. Опыт контроля трития показывает, что диапазон значений его удельной активности в различных средах, подлежащих контролю в соответствии с действующим в институте регламентом, начинается со значений существенно ниже уровня вмешательства, равного 7,7 кБк/кг, и заканчивается значениями, превышающими 1 ГБк/кг. В обеих методиках одинаковыми являются процедуры подготовки счётного образца: очистка исходной пробы от механических примесей (фильтрование) и радионуклидов (дистилляция с применением связующих препаратов), растворение аликвоты чистого дистиллята, содержащего оксид трития, внутри измерительного флакона в жидком сцинтилляторе

\* НП-067-16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии [Электронный ресурс]. Основные правила учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации. — 83 с. — Электронный журнал «Охрана труда в вопросах и ответах» / Правовые документы. — Режим доступа: <http://e.ototvet.ru/search-in-npd.aspx?st=2&sst=0&ipnd=False&tx=3&sq=%u041D%u041F-067-16.%20>. Дата обращения: 24.01.2017. — Также доступно на официальном интернет-портале правовой информации «Государственная система правовой информации». — Режим доступа: <http://www.pravo.gov.ru>. Дата обращения: 22.12.2016.

(детекторе бета-частиц, образующихся при радиоактивном распаде трития). Принцип регистрации трития основан на поглощении энергии бета-частицы в жидком сцинтилляторе, высвечивании поглощённой энергии в виде световой вспышки, передаче энергии света электронам (фотоэффект) в чувствительной области фотоэлектронного умножителя и преобразовании в электрический импульс, поступающий в электронную схему обработки радиометра. Активность трития в счётном образце рассчитывают на основании полученных при измерении значений интенсивности импульсов от образца и фоновых импульсов установки от внешних излучений, учитывая известную эффективность регистрации или коэффициент счёта. Отличие методик заключается в разных методах обработки импульсов и вычисления активности. В первом случае, когда используется отечественный радиометр РЖС-05, световые вспышки регистрируются с противоположных направлений двумя фотоэлектронными умножителями, работающими в режиме совпадения / антисовпадения, благодаря чему из расчёта исключаются случайные (фоновые) импульсы от шумов электронной схемы и посторонних ионизирующих излучений. При этом расчётная активность пропорциональна интенсивности счёта от двойных совпадений и коэффициенту счёта, который должен быть определён во время специальной калибровки с использованием эталонных тритиевых образцов. Во втором случае световые вспышки наблюдаются с трёх симметричных направлений тремя фотоэлектронными умножителями и регистрируются двойные и тройные совпадения (счётчик Hidex 300 SL). При последующих вычислениях активность трития также пропорциональна интенсивности двойных совпадений (за вычетом фоновых), а за эффективность регистрации принимают значение отношения счёта тройных совпадений к счёту двойных мажоритарных (метод TDCR). По этой методике отпадает необходимость как в проведении калибровки и определении эффективности или коэффициента счёта, так и в использовании эталонов трития.

Целью аттестации являлось установление метрологических характеристик методик, основной из которых является расширенная неопределённость измеренного значения удельной активности трития при разной активности пробы. Метод аттестации — экспериментально-расчётный. Он заключался в отыскании полной дисперсии измеряемых по методике значений удельной активности трития в образцах и оценке их неопределённости по найденной дисперсии. Суммарная неопределённость методики складывается из неопределённостей, которые обусловлены средствами измерений, применяемыми в методике, и операциями, выполняемыми в соответствии с методикой. Основными источниками неопределённости являются: процедура изготовления образцов, данные об интенсивности счёта образцов с тритием (проба) и без такового (фон), коэффициент счёта радиометра (для РЖС-05), временная нестабильность радиометра. Для оценки суммарной неопределённости методики по результатам аттестационных измерений находили полную дисперсию, которая складывается из дисперсий указанных выше источников неопределённости. Метрологические измерения были проведены в радиационно-технологической лаборатории управления радиационной безопасности. Из сертифицированных стандартных образцов тритиевой воды и жидкого сцинтиллятора по процедуре аттестуемых методик подготовили сорок счётных образцов с разной удельной активностью трития и без него (фоновые). Было проведено более 1 200 измерений, в которых варьировали активность, время счёта, число измерений, длительность работы радиометров. Результаты измерений были метрологически исследованы, при этом определены метрологические характеристики (табл. 5.2).

Расширенная неопределённость методики при измерении образцов малой активности, когда интенсивность счёта от образца сравнима с интенсивностью счёта фона, обусловлена преимущественно нестабильностью аппаратуры и неоднородностью скорости счёта фона. Изменение внешних условий, наблюдаемое в период аттестации и вызванное проведением технологических операций на реакторных установках с высокоактивными объектами, приводило к повышению и флуктуации фона.

Для получения надёжных результатов каждый счётный образец следует измерять десять раз. При измерениях на жидкостно-сцинтилляционном альфа-бета-счётчике Hidex

300 SL образцов с удельной активностью трития в пробе менее 1 Бк/кг необходимо применять экспозицию в 3 600 с, увеличивать её длительность не целесообразно, так как это ведёт к неоправданному увеличению общего времени измерений и не уменьшает неопределённость результата. При удельной активности трития больше указанного значения достаточна экспозиция в 1 000 с, так как статистическое рассеяние результата измерения уже при этом вносит незначительный вклад в полную дисперсию: полная дисперсия в этих случаях определяется преимущественно неопределённостью (паспортной) аттестации тритиевого эталона.

Таблица 5.2

### Основные метрологические характеристики методик

Характеристика	Аппаратура							
	Hidex 300 SL				РЖС-05			
Удельная активность трития, кБк/кг	0,03	0,1	2	Более 2	2	12	80	Более 80
Расширенная неопределённость, %	± 34	± 12	± 4,3	± 4	± 54	± 25	± 5	± 5
Не исключаемая систематическая неопределённость, %	± 4				± 4			
Долговременная нестабильность радиометра, %	± 0,21				± 0,65			
Минимально определяемая удельная активность, кБк/кг	0,03				2			

При измерении на радиометре РЖС-05 образцов большой активности, когда интенсивность счёта фона пренебрежимо мала по сравнению с интенсивностью счёта от образца с тритием, расширенная неопределённость методики обусловлена преимущественно неопределённостью коэффициента счёта, которая определяется неопределённостью аттестации эталонного раствора трития, при помощи которого этот коэффициент измеряют.

Операции подготовки счётных образцов и долговременная нестабильность радиометров не связаны с активностью трития, вклад этих факторов в расширенную неопределённость измерений незначителен (менее 0,7 %).

Проведённые метрологические исследования позволили создать методики, определяющие процедуры обработки проб и измерений для разных сред и формулы для расчёта неопределённости, результаты явились основой для сравнения характеристик, обоснования объёмов измерений и разделения объектов применения радиометров в комплексе задач по контролю трития в институте.

*А.А. Рыбин, М.В. Ряскова, Ю.А. Кушнир*

## СИСТЕМА ОБЪЕКТНОГО МОНИТОРИНГА СОСТОЯНИЯ НЕДР И РЕЗУЛЬТАТЫ ЕЁ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В результате деятельности АО «ГНЦ НИИАР» образуются отработавшее ядерное топливо и радиоактивные отходы. Система обращения с ними предполагает наличие пунктов их хранения и захоронения. В пределах промплощадки № 1 института расположено семь пунктов хранения отработавшего ядерного топлива, жидких и твёрдых радиоактивных отходов. Пункты хранения жидких радиоактивных отходов являются по-



тенциальными источниками радиоактивного и химического воздействия на геологическую среду и подземные воды. Задачи обеспечения радиационной безопасности в районе размещения хранилищ решаются рядом организационно-технических мероприятий, одним из которых является эксплуатация системы объектного мониторинга состояния недр [1, 2]. Её описание и рассмотрение некоторых результатов эксплуатации приведено в данной работе.

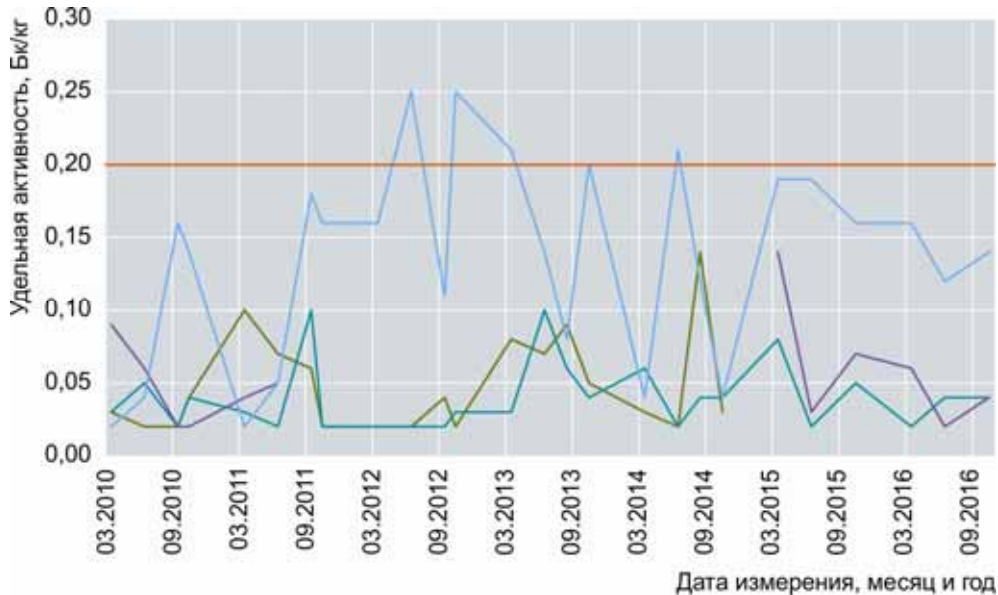
С момента основания института задачам контроля качества подземных вод и состояния недр уделялось особое внимание. Первая скважина наблюдательной сети была создана в 1962 году. В настоящее время контроль обеспечивается 58 скважинами, расположенными на территории, приблизительно равной 1 га (рис. 5.1). На промплощадке № 1 находится 55 скважин, за её пределами, на территории промышленной ливневой канализации ПЛК-1, — ещё три. В скважинах, входящих в систему объектного мониторинга недр, осуществляются следующие виды наблюдений: радиационный и химико-аналитический контроль, геофизический и гидродинамический мониторинг, техническое обследование.



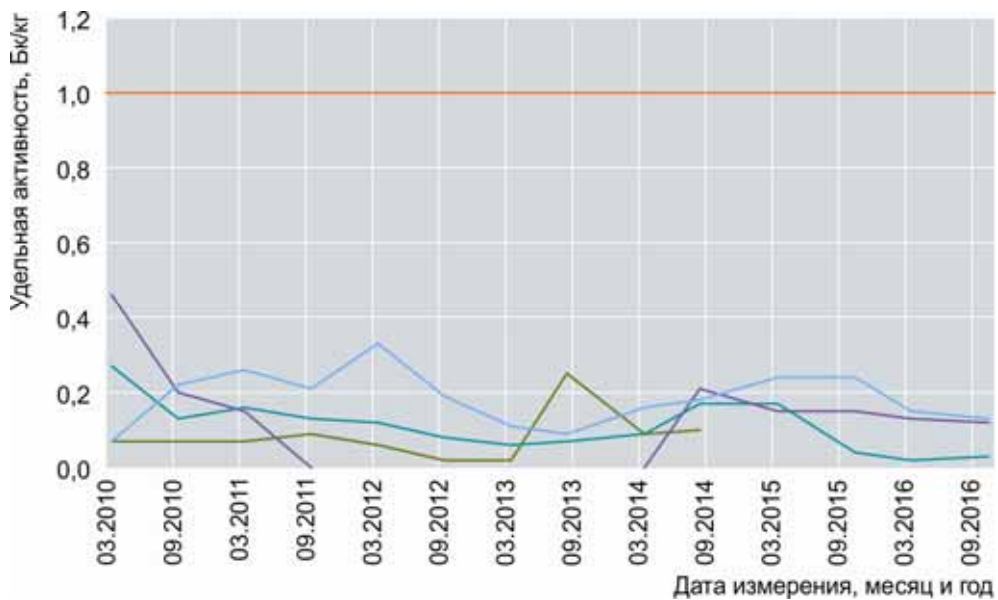
Рис. 5.1. Схема расположения скважин на территории промплощадки № 1: ■ — здания и сооружения; ■ — отдельные строения; ● — резервная скважина; ● — скважина для дозиметрического контроля (гамма-картаж), ● — скважина дозиметрического контроля и мониторинга подземных вод; —, — — старое русло и сооружённая новая трасса промышленной ливневой канализации ПЛК-1 соответственно

С 2010 года система объектного мониторинга состояния недр получила существенное развитие: было увеличено число скважин, система контроля за активностью радионуклидов дополнена системой контроля за загрязняющими веществами (индикаторами), модернизировано аппаратное и методическое оснащение лабораторий. Всё это позволило эффективно отслеживать изменения качества подземных вод и состояния недр.

В качестве примера использования системы объектного мониторинга состояния недр на рис. 5.2 представлены результаты, характеризующие состояние недр (подземной воды) на территории расположения хранилища твёрдых радиоактивных отходов. Исследования 2014–2016 годов показывают, что по сравнению с периодом 2010–2013 годов качество подземных вод по радиационным параметрам на рассматриваемом участке в целом существенно не изменилось.



а



б

Рис. 5.2. График изменения суммарной удельной активности альфа- (а) и бета-излучающих (б) радионуклидов в грунтовых водах наблюдательных скважин КД18а (—), КД20 (—), КД21 (—), КД22 (—) с указанием значения-показателя радиационной безопасности (—)

Если проанализировать данные, представленные на графиках, становится очевидным, что тенденция к росту показателей в воде этих наблюдательных скважин отсутствует. Максимальные значения удельной активности альфа-излучающих радионуклидов в воде составляют 0,02–0,25 Бк/кг, что сопоставимо с нормативным показателем (0,2 Бк/кг).

Значения активности бета-излучающих радионуклидов в грунтовых водах на территории расположения хранилища твёрдых радиоактивных отходов находятся в пределах 0,02–0,33 Бк/кг, что значительно ниже параметров радиационной безопасности (1 Бк/кг), установленных для питьевой воды [3]. Кратковременный рост значений удельной активности альфа-излучающих радионуклидов был отмечен в 2012–2013 годах в скважине КД22, расположенной на линии тока воды за хранилищем, что свидетельствует о возможности контакта хранящихся твёрдых радиоактивных отходов с подземными водами. Содержание индикаторов химического загрязнения за 2014–2016 годы в скважине КД22 не превышает значения предельно допустимой концентрации для питьевых вод и в основном находится на уровне фоновых значений. Например, концентрация нитрат-иона в воде наблюдательной скважины составляет 0,68–2,15 мг/л (предельно допустимая концентрация — 45 мг/л, фоновое значение — 2,3 мг/л), сульфат-иона — менее 50 мг/л (предельно допустимая концентрация — 500 мг/л, фоновое значение — 32 мг/л), хлорид-иона — 10–95 мг/л (предельно допустимая концентрация — 350 мг/л, фоновое значение — 10 мг/л). Таким образом, гидрохимического воздействия объекта на геологическую среду, за исключением незначительного загрязнения в районе скважин, не наблюдается.

Система объектного мониторинга состояния недр является эффективным инструментом для прогнозирования и обнаружения изменения качества подземных вод и состояния недр.

#### *Список литературы*

1. Концепция объектного мониторинга состояния недр на предприятиях и организациях Госкорпорации «Росатом». — М.: Госкорпорация «Росатом», 2009. — 12 с.
2. Кочергина Н.В., Макарова Н.Б., Белов К.В. Итоговый отчёт о выполнении работ по радио- и геоэкологическому мониторингу состояния недр на предприятиях отрасли: в 6 кн. Кн. 3. Методологическое сопровождение проведения объектного мониторинга состояния недр на шести предприятиях отрасли (Кольская АЭС, Калининская АЭС, ОАО «ГНЦ НИИАР», Саратовское отделение ФГУП «РосРАО», Самарское отделение ФГУП «РосРАО», СЗЦ «СевРАО»): в 6 ч. Ч. 3. ОАО «ГНЦ НИИАР». — М.: ФГУП «Гидро-роспецгеология», 2014. — 106 с.
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

*А.Б. Максина, А.М. Соболев*

## **ПЕРВЫЙ ВЫВОЗ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА БОР-60 НА ПЕРЕРАБОТКУ**

В отчётном году завершена работа по созданию транспортного упаковочного комплекта для транспортировки отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 на завод по регенерации топлива. Следует отметить, что за весь период эксплуатации реактора ни одна его сборка на переработку не вывозилась. Проектная вместимость центрального хранилища для ОТВС реактора БОР-60 — 1 334 мест. Часть из них используется для хранения пеналов с делящимися материалами, оставшимися

после материаловедческих исследований, и экранных пакетов реактора БОР-60 с природным или обеднённым ураном. К 2015 году зона хранения ОТВС реактора БОР-60 в центральном хранилище была заполнена более чем на 90 %. Для обеспечения дальнейшего приёма на хранение топлива реакторной установки БОР-60 необходимо было освободить места хранения — вывезти на переработку пены с делящимися материалами и ОТВС. Для вывоза пены с делящимися материалами был создан транспортный упаковочный комплект ТУК-11ДМ, и в 2015 году впервые были вывезены на переработку семьдесят пены. Для вывоза отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 было спроектировано и изготовлено оборудование для транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР на базе защитного транспортного контейнера ТК-32, в котором до настоящего времени перевозили отработавшие тепловыделяющие сборки реакторов АСТ, МИР и СМ.

В транспортном упаковочном комплекте ТУК-32БОР пены с отработавшими тепловыделяющими сборками реактора БОР-60 размещают в контейнере в пятнадцатиместных чехлах, которые устанавливаются во внутреннюю полость контейнера в два яруса. Таким образом в контейнере можно разместить до тридцати пены с отработавшими тепловыделяющими сборками, то есть за один рейс вагона ТК-ВГ-18 можно безопасно транспортировать на переработку до девяноста пены.

Были проведены приёмочные испытания транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР, которые показали, что все компоненты и комплект в целом соответствуют требованиям конструкторской документации. Транспортно-технологическое оборудование и системы центрального хранилища отработавших тепловыделяющих сборок АО «ГНЦ НИИАР» и завода ФГУП «Производственное объединение "Маяк"» обеспечивают возможность приёма, загрузки и, соответственно, разгрузки разработанного транспортного упаковочного комплекта.

Итогом 2016 года стал завершающий этап создания транспортного упаковочного комплекта — получение сертификатов-разрешений на конструкцию и перевозку комплекта ТУК-32БОР, загруженного отработавшими тепловыделяющими сборками реактора БОР-60 (рис. 5.3). Несмотря на финансовые затруднения, используя комплект ТУК-32БОР, удалось загрузить и отправить на переработку шестьдесят отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60.

При подготовке к вывозу был выполнен завершающий этап программы испытаний комплекта ТУК-32БОР, целью которого являлось подтверждение:

- соответствия характеристик разработанного транспортного упаковочного комплекта требованиям НП-053-04 [1];



Рис. 5.3. Сертификат-разрешение на перевозку транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР с ОТВС

- эффективности биологической защиты контейнера ТК-32 после установки в него тридцати отработавших тепловыделяющих сборок в пеналах в два яруса, а также после установки упаковок ТУК-32БОР в вагон-контейнер ТК-ВГ-18;
- достаточности принятых конструктивных решений и организационно-технических мероприятий по обеспечению безаварийности и безопасности работ с испытываемым оборудованием комплекта ТУК-32БОР.

В ходе испытаний выполнена сначала загрузка пеналов с ОТВС в нижний и верхний чехлы в условиях бассейна выдержки центрального хранилища отработавших тепловыделяющих сборок; затем — загрузка нижнего и верхнего чехлов с пятнадцатью ОТВС в каждом и установка демпфера, исключающего осевое смещение чехлов в процессе транспортировки, в контейнер ТК-32 в условиях перегрузочного бассейна. Также выполнены штатные операции по установке крышки контейнера, извлечению контейнера из бассейна выдержки, дезактивации и установке контейнера в вагон ТК-ВГ-18. Операции выполнены для двух контейнеров ТК-32.

В соответствии с требованиями отраслевого стандарта по поставкам ОТВС ядерных исследовательских реакторов выполнены измерения мощности дозы нейтронного и гамма-излучения от контейнеров ТК-32 с отработавшими тепловыделяющими сборками реактора БОР-60 и вагона ТК-ВГ-18, а также загрязнения поверхностей оборудования бета-излучающими радионуклидами. Согласно требованиям НП-053-04 [1] уровни нейтронного и гамма-излучений не превышают значений для упаковки типа В категории III-ЖЁЛТАЯ на условиях исключительного использования.

В соответствии с сертификатами-разрешениями на конструкцию упаковки и перевозку и результатами проведённых испытаний загруженные пеналами с ОТВС два комплекта ТУК-32БОР были отправлены на переработку. Таким образом, закончена работа по созданию транспортного упаковочного комплекта ТУК-32БОР, в которой принимали участие три крупные организации Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»: АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «Производственное объединение "Маяк"» и ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики».

Транспортный упаковочный комплект ТУК-32БОР завершает линейку созданных в АО «ГНЦ НИИАР» транспортных упаковочных комплектов для вывоза отработавшего ядерного топлива исследовательских реакторов института, исключая реакторную установку ВК-50, для перевозки ОТВС которой используются существующие вагоны-контейнеры ТК-6, предназначенные для перевозки отработавших тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР. В АО «ГНЦ НИИАР» созданы, кроме комплекта ТУК-32БОР, транспортные упаковочные комплекты ТУК-32/1 и ТУК-32/2 для перевозки в два яруса отработавших тепловыделяющих сборок реакторов СМ и МИР, что позволило вдвое увеличить темп вывоза отработавшего топлива этих реакторов на переработку (по сравнению с использовавшимся ранее комплектом ТУК-32) и сэкономить на транспортировке десятки миллионов рублей. Для вывоза пеналов с делящимися материалами, как упоминалось ранее, был создан и используется комплект ТУК-11ДМ, в котором пеналы размещают также в два яруса. В этом же транспортном упаковочном комплекте были вывезены на переработку последние отработавшие тепловыделяющие сборки реактора АСТ. В конструкции всех четырёх созданных за последние годы в институте транспортных упаковочных комплектов использованы все признаки независимого пункта формулы полезной модели «Упаковочный комплект для транспортирования и /или хранения отработавших тепловыделяющих сборок исследовательского реактора» [2], патентообладателем которой является АО «ГНЦ НИИАР» (рис. 5.4).

*Список литературы*

1. НП-053-04. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.— М.: Научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности, 2004. — 135 с.
2. Патент 88839, Российская Федерация, (51)МПК G21F5/008 (2006.01) [Электронный ресурс]. Упаковочный комплект для транспортирования и / или хранения отработавших тепловыделяющих сборок исследовательского реактора / Бордачёв В.Г., Гремячкин В.А., Маклаков В.В, Святкин М.Н, Юдин К.И. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: <http://www1.fips.ru/wps/portal/Registers/>. Дата обращения: 28.01.2017.



Рис. 5.4. Патент на полезную модель  
«Упаковочный комплект для транспортирования  
и / или хранения ОТВС исследовательского  
реактора»

*В.Г. Бордачёв, В.В. Маклаков*



**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД СУХОГО ХРАНЕНИЯ  
ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА (2008 г.)**

Стенд был разработан для исследования возможности сухого хранения отработавших тепловыделяющих сборок реактора МИП



**ВИЗИТ ПЕРВОЙ ИНОСТРАННОЙ ДЕЛЕГАЦИИ ВО ГЛАВЕ С ГЛЕНОМ СИБОРГОМ  
(23 МАЯ 1963 ГОДА)**

6

**МЕЖДУНАРОДНАЯ  
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ  
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ**





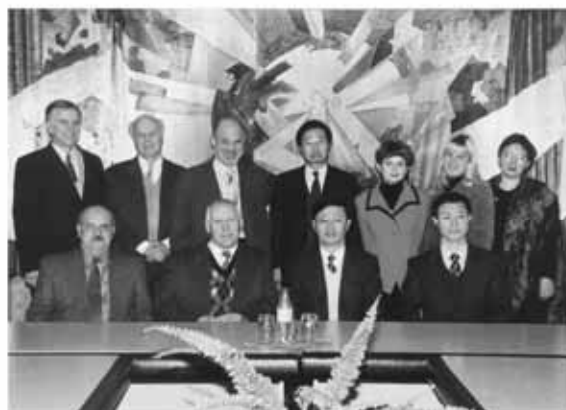
### СОТРУДНИЧЕСТВО С США

Визит представителя Брукхэйвенской национальной лаборатории США (декабрь 1998 г.)



### СОТРУДНИЧЕСТВО С ГЕРМАНИЕЙ

Визит (начало 2000-х годов) сотрудников Института материаловедческих исследований (г. Карлсруэ)



### СОТРУДНИЧЕСТВО С КОРЕЕЙ

Визит делегации Корейского исследовательского института атомной энергии (начало 2000-х годов)





### СОТРУДНИЧЕСТВО С СЭВ

Участники первого симпозиума по вопросам реакторной безопасности стран — членов Совета экономической взаимопомощи (1969 г.)



### СТАЖИРОВКА СПЕЦИАЛИСТОВ

Приезд индийских специалистов для прохождения стажировки на реакторной установке БОР-60 (1996 г.)



### СОТРУДНИЧЕСТВО С ФРАНЦИЕЙ

Приезд первой французской делегации (июнь 1966 г.)



### СОТРУДНИЧЕСТВО С МАГАТЭ

Визит представителей технического комитета Международного агентства по атомной энергии (1999 г.)

**В 2016 ГОДУ АО «ГНЦ НИИАР» ПРИЗНАНО МЕЖДУНАРОДНЫМ ЦЕНТРОМ  
ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ СОВМЕСТНЫХ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ПРОЕКТОВ  
НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ (ICERR) ПОД ЭГИДОЙ МАГАТЭ**

Реализуя стратегию по повышению эффективности использования уникальной экспериментальной базы и расширению зарубежных заказов, АО «ГНЦ НИИАР» в 2016 году наращивало активность в сфере международной научно-технической деятельности и взаимодействия с зарубежными заказчиками.

В части проведения научных исследований в 2016 году были продолжены ранее начатые работы, заключены новые контракты: в течение отчётного года велось исполнение более десяти долгосрочных контрактов, в рамках которых подготовлено и передано заказчикам 15 научно-технических отчётов на бумажных и электронных носителях. В полном соответствии с нормами системы экспортного контроля передача результатов исследований осуществлялась на основании лицензий, выдаваемых Федеральной службой по техническому и экспортному контролю.

В перечне зарубежных заказчиков АО «ГНЦ НИИАР» традиционно присутствуют компании и национальные лаборатории Франции (компания «Арева», Комиссариат по атомной энергии и альтернативным источникам энергии), США (компания «Терра Пауэр», Аргоннская национальная лаборатория), Республики Корея (Корейский научно-исследовательский институт атомной энергии), Украины, Японии и других стран. В течение года специалисты института вели активный диалог с зарубежными партнёрами и предконтрактную работу по подготовке новых долгосрочных соглашений на проведение реакторных и послереакторных исследований, выполнение работ в области материаловедения, радиохимии и обращения с младшими актинидами. Количество обращений зарубежных заказчиков и контрактов, находящихся на этапе согласования и подготовки к подписанию, свидетельствует о востребованности экспериментальной базы института и научно-технических компетенций его сотрудников на мировом рынке наукоемких и высокотехнологичных услуг.

Среди ключевых достижений 2016 года, подтвердивших признание АО «ГНЦ НИИАР» как ведущего мирового центра по проведению научных исследований для обоснования устойчивого развития мировой атомной энергетики, можно выделить следующие события:

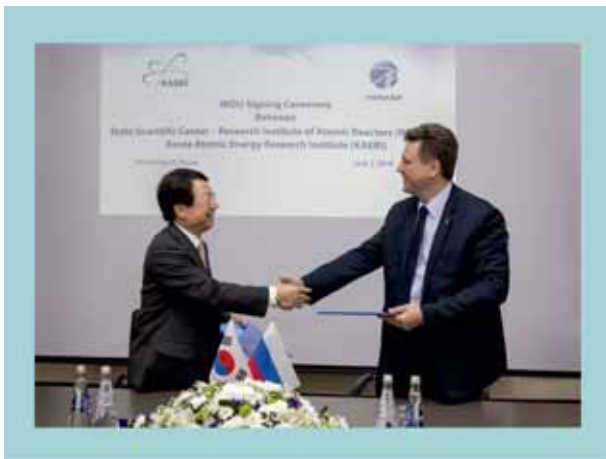


Рис. 6.1. Церемония подписания Меморандума

- Подписание 2 июня 2016 года в Димитровграде Меморандума о взаимопонимании по вопросам научно-технического сотрудничества между АО «ГНЦ НИИАР» и Корейский институт атомной энергии\*. Соглашением предусматривается, что ключевые научные организации России и Южной Кореи сосредоточат свои усилия на планировании совместных исследований, организации и проведении встреч технических экспертов, подготовке публикаций и реализации мероприятий в области развития профессиональных компетенций научных сотрудников (рис. 6.1).
- Присвоение АО «ГНЦ НИИАР» статуса Международного центра для реализации совместных научно-исследовательских проектов на базе исследовательских реакторов (ICERR) под эгидой МАГАТЭ\*\*. В ходе официальной церемонии, которая состоялась в рамках 60-й Генеральной конференции МАГАТЭ в городе Вене 26 сентября 2016 года, Юкио Амmano, генеральный директор МАГАТЭ, вручил Сергею Кириенко, генеральному директору Госкорпорации «Росатом», специальный сертификат,

\* Подробнее информация представлена на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР»: <http://niiar.ru/node/4307>.

\*\* Подробнее информация представлена на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР»: <http://niiar.ru/node/4374>.

подтверждающий соответствие АО «ГНЦ НИИАР» критериям и требованиям, предъявляемым МАГАТЭ к подобным международным центрам (рис. 6.2). Торжественной церемонии предшествовала большая подготовительная работа, которую проводили специалисты АО «ГНЦ НИИАР» и Госкорпорации «Росатом» совместно с сотрудниками МАГАТЭ. В ходе посещения в июле 2016 года площадки института специальная инспекционная комиссия во главе с руководителем секции исследовательских реакторов департамента по атомной энергии МАГАТЭ Андреа Борио ди Тиглиоли отметила широкие экспериментальные возможности АО «ГНЦ НИИАР», профессиональные компетенции и высокую мотивацию его специалистов.

- Посещение площадки АО «ГНЦ НИИАР» делегацией Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития во главе с руководителем Банка данных этой организации Найджелом (Джимом) Галлифордом. В ходе визита 17–18 октября 2016 года иностранные специалисты ознакомились с исследовательской инфраструктурой и экспериментальными возможностями института, в том числе посетили три реакторные установки и радиационно-защитные камеры отделения реакторного материаловедения, и представили развёрнутую информацию о действующих и перспективных исследовательских проектах (рис. 6.3). Руководители АО «ГНЦ НИИАР» и Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития наметили перспективные направления сотрудничества, а также договорились о конкретных мероприятиях по использованию исследовательских возможностей института в реализации международных проектов и активному привлечению экспертов АО «ГНЦ НИИАР» в деятельность международных проектных команд и экспертных групп.

Научные сотрудники и эксперты АО «ГНЦ НИИАР» в 2016 году принимали активное участие в работе различных рабочих групп, технических совещаний и семинаров, проводимых под эгидой международных организаций. Специалисты института участвовали в более чем 20 международных научно-технических конференциях, выступая



Рис. 6.2. Вручение сертификата о признании АО «ГНЦ НИИАР» Международным центром исследований под эгидой МАГАТЭ



Рис. 6.3. Визит делегации Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития

с докладами о важнейших результатах и перспективных направлениях деятельности АО «ГНЦ НИИАР», в том числе в рамках таких авторитетных мероприятий, как:

- Международный научно-технический семинар «Опыт эксплуатации ядерного топлива российского производства на АЭС с реакторами ВВЭР-1000» (г. Несебр, Болгария);
- IX Международная конференция по ядерной химии и радиохимии (г. Хельсинки, Финляндия);
- 26-й ежегодный конгресс Европейской ассоциации ядерной медицины (г. Барселона, Испания);
- V международная конференция «Инженерия сцинтилляционных материалов и радиационные технологии ИСМАРТ – 2016» (г. Минск, Республика Беларусь);
- 37-й Международный семинар по вопросам снижения обогащения топлива исследовательских реакторов (г. Брюссель, Бельгия).

Блоком по управлению инновациями Госкорпорации «Росатом» на площадке АО «ГНЦ НИИАР» 1–3 июня 2016 года был организован и проведён международный научно-технический семинар по проекту создания Международного центра исследований на базе сооружаемого многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах\*. В работе трёхдневного семинара (рис. 6.4) помимо представителей российских организаций и предприятий Госкорпорации «Росатом» приняли участие специалисты Международного агентства по атомной энергии, Комиссариата по атомной энергии и альтернативным источникам энергии Франции, Института энергетических технологий Норвегии (г. Халден); Бельгийского центра ядерных исследований, Корейского института атомной энергии, Японского агентства по атомной энергии, Южноафриканской корпорации атомной энергии, компании «Терра Пауэр» (США) и Института ядерных технологий Чехии (г. Ржеж).



Рис. 6.4. Участники семинара по проекту создания Международного центра исследований на базе реактора МБИР

\* Подробнее информация представлена на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР»: <http://niiar.ru/node/4303>.

В АО «ГНЦ НИИАР» как базовой организации государств — участников СНГ в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок, помимо текущей деятельности по сбору и обработке данных по опыту эксплуатации ядерных установок и обеспечению обмена информацией между заинтересованными сторонами о нарушениях в их работе, в июне 2016 года был подготовлен к печати и при финансовой поддержке МАГАТЭ издан сборник «Исследовательские ядерные установки государств — участников Содружества Независимых Государств»\*. В сборнике объёмом в 480 страниц представлена актуальная и исчерпывающая информация о 80 исследовательских реакторах, критических и подкритических стендах, существующих на экспериментальных площадках 23 организаций пяти государств (рис. 6.5).



Рис. 6.5. Внешний вид сборника

Традиционно инфраструктура и экспериментальные установки института привлекают большое внимание зарубежных специалистов: площадку АО «ГНЦ НИИАР» посещают не только представители действующих зарубежных заказчиков для ознакомления с ходом выполнения научных исследований и обсуждения результатов работ, но и потенциальные партнёры, заинтересованные в проведении исследований или поставках радиоизотопной продукции. Всего по итогам года 150 специалистов из 17 стран мира посетили предприятие.

Для обеспечения устойчивого развития международной научно-технической деятельности и повышения вовлечённости молодых сотрудников во взаимодействие с зарубежными партнёрами в АО «ГНЦ НИИАР» организовано обучение научных сотрудников и технических специалистов английскому языку. В течение 2016 года под руководством профессиональных переводчиков института курсы английского языка посетили более 30 специалистов предприятия. В декабре 2016 года состоялся первый «выпуск»: своеобразный экзамен, организованный в формате научно-технической конференции, на которой научные сотрудники представляли доклады на английском языке и отвечали на вопросы аудитории, принимал лично директор АО «ГНЦ НИИАР» А.А. Тузов. Первые результаты обучения получили высокую оценку руководства института, в 2017 году обучение будет продолжено.

В 2016 году в АО «ГНЦ НИИАР» велась системная работа по формированию устойчивой основы и дальнейшему наращиванию международной деятельности и развитию научно-технического сотрудничества с зарубежными заказчиками. По результатам года портфель зарубежных заказов на десятилетний период составил почти 60 млн долларов США, а перечень зарубежных контрактов позволяет с уверенностью утверждать, что экспериментальные возможности института, научно-технические компетенции его специалистов, выпускаемая наукоёмкая продукция весьма востребованы и конкурентоспособны на мировом высокотехнологичном рынке.

*Ф.А. Григорьев*

\* Подробнее информация представлена на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР»: <http://www.niiar.ru/node/3860>.



**ОБРАЗЦЫ ПРИСТЕНДОВОЙ ЛИТЕРАТУРЫ О НОВЕЙШИХ РАЗРАБОТКАХ ИНСТИТУТА (НАЧАЛО 80-Х ГГ.)**



# РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ





### ПЕРЕЕЗД НА ЗДАНИЕ 100 (1981 Г.)

В редакционной группе работало много специалистов: машинистки, корректоры, вычитчики, редакторы, инженеры, фотографы, художники, переплётчики, наладчики, техники и пр.



### ПИШУЩАЯ МАШИНКА «ЯТРАНЬ»

Эту электромеханическую машинку выпускали в СССР с 1975 до 1995 год на Кировоградском заводе пишущих машин. Советский бренд «Ятрань» получил название по одноимённой реке. Такая машинка стояла на вооружении в машбюро редакционной группы после машинок «Роботрон»



### ВАНТ

В 1979 г. НИИАРу разрешили издавать отдельные выпуски журнала «Вопросы атомной науки и техники» серий «Радиационное материаловедение, методика и техника облучения», «Физика и техника ядерных реакторов» и «Радиохимия»



### РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ГРУППА (1998 Г.)

Уже в 1962–1963 гг. в составе технического отдела были корректоры, но штатное расписание редакционно-издательской группы бюро технической информации было сформировано лишь к 1967 году





## ПЕРВЫЕ ОБЗОРЫ И ПРЕПРИНТЫ

В институте выпускали аналитические и реферативные обзоры, препринты по научным направлениям деятельности, как-то: ядерные реакторы, методика и техника облучения, ядерная физика, радиационное материаловедение, радиохимия, вычислительная техника и электроника, математика и программирование, информатика и управление. Каждое направление имело свое красочное цветное оформление. Только одних препринтов выпускали до сорока в год!



## РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКОЕ БЮРО (2010 Г.)

Редакторы вели методическую работу, посещали НТС, заседания экспертных комиссий, читали лекции молодым учёным, рассказывая им, к примеру, о требованиях к статьям в периодические журналы



## ОТРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЙ

Для стандартизации, классификации и художественного оформления научной продукции был создан художественный совет. Каждый вид научной продукции получил свой размер и художественное оформление обложек. Была разработана система оригинал-макетирования



## РЕДСОВЕТ

Большое внимание уделялось редакционно-издательской деятельности. Был организован редсовет и редколлегии, в задачи которых входили организация, развитие и совершенствование редакционно-издательской деятельности, определение приоритетной тематики методических, учебных, научных и других видов изданий, рассмотрение научных материалов, их рецензирование и оценка

**ЭКСПЕРТЫ ОТРАСЛЕВОГО КОНКУРСА ПУБЛИЧНОЙ ОТЧЁТНОСТИ ОТМЕТИЛИ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР» В СПЕЦИАЛЬНОЙ НОМИНАЦИИ «ЗА КАЧЕСТВО РУССКОГО ЯЗЫКА И ФУНКЦИОНАЛЬНОЕ ОФОРМЛЕНИЕ ТЕКСТА В ПУБЛИЧНОМ ГОДОВОМ ОТЧЁТЕ»**



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 всём 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\*. Рукописи проходят обязательную редакционно-издательскую подготовку, что гарантирует высокое качество публикуемого материала и соблюдение всех стандартов в сфере редакционно-издательской деятельности. С развитием информационных технологий всё более широкое распространение получают электронные книги, при подготовке которых также соблюдаются все требования нормативных документов в 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», часто представлены на книжных форумах и выставках, различных конкурсах (например, годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» в 2016 году отмечен в специальной номинации «За качество русского языка и функциональное оформление текста в публичном годовом отчёте» отраслевого конкурса публичной отчётности).

В соответствии с планом работ на 2016 год специалистами управления коммуникаций были отредактированы и подготовлены к печати\*\* следующие издания\*\*\*.

\* Международный стандартный книжный номер (англ. *International Standard Book Number (ISBN)*) — уникальный «паспортный» номер издания, используемый во всём 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 (стандарт ISO 2108 — 1972). Этот номер позволяет однозначно идентифицировать издания и определять страну издания, самого издателя и собственно книгу. ISBN распространён 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.

\*\* Подробнее об издании «Исследовательские ядерные установки государств — участников Содружества Независимых Государств» см. в разделе «Международная научно-техническая деятельность» настоящего отчёта.

\*\*\* С предложениями и замечаниями, касающимися изданий АО «ГНЦ НИИАР», просим обращаться в адрес редакции, указанный на последней странице данного издания.

# НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

(отчёт об основных исследовательских работах,  
выполненных в 2015 году)

## Научное издание

УДК 621.039

Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 г.). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. — 304 с.

ISBN 978-5-94831-146-3



Отчёт содержит статьи о выполненных в 2015 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как:

- исследовательские ядерные реакторы;
- исследования твэлов и реакторных материалов;
- исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики;
- трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений;
- радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;
- международная научно-техническая деятельность;
- редакционно-издательская деятельность.

Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

## НИИАРУ — 60: 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.** НИИАРУ — 60: люди, годы, свершения / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. — 348 с., ил.

ISBN 978-5-94831-147-0

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.

Издание предназначено для широкого круга читателей.



## СБОРНИК ТРУДОВ АО «ГНЦ НИИАР»

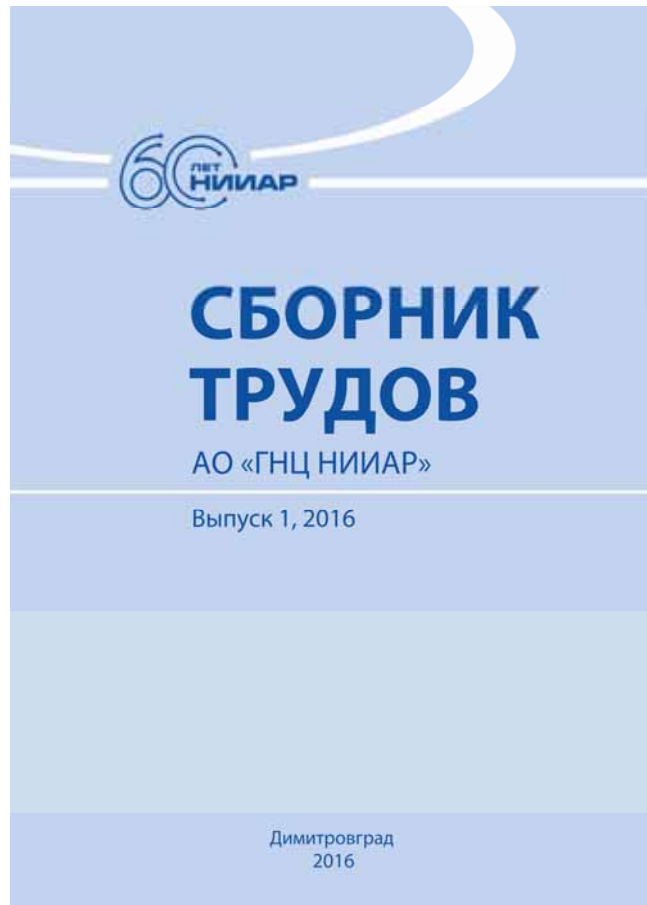
Научное издание

Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (сборник научных статей). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. Вып. 1. — 99 с.

ISBN 978-5-94831-150-0

Сборник трудов содержит научные статьи сотрудников института 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.

Данное издание предназначено для сотрудников предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.



### Содержание выпуска за 2016 год

1. *Д.П. Протопопов, Н.А. Святкина, Е.Г. Бреусова, Е.В. Синявина.*  
Экспериментальные исследования на реакторной установке ВК-50 с расширенной активной зоной.
2. *А.П. Малков, В.В. Пименов, В.В. Калыгин, А.В. Козыльков.*  
Ядерно-физические процессы в бериллии под облучением и их влияние на физические и технологические характеристики исследовательских реакторов.
3. *Е.П. Белан, Д.В. Харьков.*  
Влияние термического отжига на теплопроводность графита марки ГР-280, облучённого до высокого флюенса нейтронов.
4. *Д.П. Протопопов, Е.Г. Бреусова, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина, С.В. Орешин.*  
Исследования устойчивости расширенной активной зоны реакторной установки ВК-50.
5. *В.В. Маклаков, В.С. Неустроев, Е.М. Табакин, И.Н. Кучкина, Е.И. Макаров, И.М. Смирнова, Г.В. Филякин, С.В. Дураков.*  
Оценка состояния защитного покрытия и облицовки бассейнов выдержки центрального хранилища отработавшего ядерного топлива исследовательских реакторов АО «ГНЦ НИИАР».
6. *А.И. Теллин, Д.К. Рязанов, В.В. Личадеев.*  
Расчётно-экспериментальные исследования характеристик поля нейтронов в стенде «Корпус».

# СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ ВСЕРОССИЙСКОЙ МОЛОДЁЖНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «НАУЧНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ РАЗРАБОТКИ В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ»

Научное издание

УДК 621.039(063)  
ГРНТИ 58.01.13

**Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения»:** тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. — 128 с. ISBN 978-5-94831-144-9

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», проходившей 5–7 апреля 2016 года в городе Димитровграде Ульяновской области. В сборнике, предназначенном для специалистов в области ядерных технологий, представлены тезисы докладов следующей тематики:

- физика, техника, облучательные технологии и безопасность ядерных реакторов;
- реакторное материаловедение и технологии;
- радиохимические технологии;
- нуклидные технологии.



## НИИАР — КРУПНЕЙШАЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПЛОЩАДКА АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Рекламное издание

УДК 621.039 (085)

**НИИАР — крупнейшая экспериментальная площадка атомной отрасли: рекламное издание.** — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. — 32 с., ил.

ISBN 978-5-94831-149-4

Буклет содержит материалы рекламного характера о Научно-исследовательском институте атомных реакторов, расположенном в городе Дмитровграде Ульяновской области, — крупнейшем мировом научно-исследовательском центре, в котором проводятся исследования в области реакторного материаловедения, физики, техники и эксплуатации исследовательских реакторов, радиохимии, топливного цикла, производства радионуклидов, обращения с радиоактивными отходами, контроля за окружающей средой и пр. Раскрываются различные направления деятельности предприятия и уникальные особенности его экспериментальной базы, даются характеристики действующих реакторов, описание производимой продукции и предоставляемых услуг. Издание кратко знакомит читателя с историей института, его стратегией и миссией, социальной и экологической политикой, деятельностью в сфере международного сотрудничества.

Издание предназначено для широкого круга читателей.





## ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР» ЗА 2015 ГОД

Информационно-статистическое издание на русском и английском языках

УДК 621.039=161.1

**Годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» за 2015 год** [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (35 Мб). — **Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016.** — 258 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

ISBN 978-5-94831-145-6

Номер государственной регистрации электронного издания 0321603402



UDC 621.039=161.1

**JSC “SSC RIAR” Annual Report 2015** [Electronic resource]. — E-text data (18,6 MB). — **Dimitrovgrad: JSC “SSC RIAR”, 2016.** — 168 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 978-5-94831-148-7

Номер государственной регистрации электронного издания 0321604136



Отчёт включает в себя как финансово-экономические и производственные результаты деятельности АО «ГНЦ НИИАР» за отчётный период, так и информацию в области устойчивого развития, в том числе данные об экологическом воздействии на окружающую среду, социальной политике в регионе присутствия. Подготовка отчёта велась в соответствии с Руководством по отчётности в области устойчивого развития (GRI, версия G4). Особое внимание в отчёте уделено стратегии и перспективам АО «ГНЦ НИИАР», деятельности по повышению эффективности корпоративного управления и обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

В варианте отчёта на английском языке содержится краткая, адаптированная для зарубежного читателя версия отчёта.

Отчёт подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

*Н.В. Чертухина*

## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

**АВР** — антивибрационная решётка.

**АДО** — технический алюминий высокой пластичности, используемый для изготовления труб, штамповок и поковок.

**АО** — акционерное общество.

**АО «ВНИИНМ»** — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

**АО «ГНЦ НИИАР»** — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

**АО «НИКИЭТ»** — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала».

**АО «ОКБ "Гидропресс"»** — акционерное общество «Опытно-конструкторское бюро по конструкциям гидропаропрессового оборудования».

**АО «СХК»** — акционерное общество «Сибирский химический комбинат».

**АРБУС** — арктическая блочная установка.

**АСТ** — атомная станция теплоснабжения, созданная на основе реактора с органическим теплоносителем АРБУС.

**АЭС** — атомная электростанция.

**БАЭС** — Белоярская атомная электростанция.

**ББК** — библиотечно-библиографическая классификация.

**БДГБ** — блок детектирования газо- и бета-активности.

**БИГР** — быстрый импульсный графитовый реактор (реактор на быстрых нейтронах с активной зоной из уран-графитового топлива — единственный в мире представитель импульсных реакторов самогасящего действия).

**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.

**БНАБ** — система констант для расчёта распространения быстрых и промежуточных нейтронов, содержащая данные по всем важным для реакторостроения материалам (за рубежом известна как АВВН), название составлено по начальным буквам фамилий авторов: И.И. Бондаренко, М.Н. Николаева, Л.П. Абагян и Н.О. Базазянц.

**БОР-60** — быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.

**БРЕСТ-ОД-300** — быстрый (на быстрых нейтронах) реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, опытный демонстрационный, мощностью 300 МВт.

**ВАО** — высокоактивные отходы.

**ВВЭР** — водо-водяной энергетический реактор.

**ВЗВ** — верхняя зона воспроизводства.

**ВК-50** — водо-водяной кипящий реактор.

**ВП** — то же, что и ПВ.

**Госкорпорация «Росатом»** — Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

**ГОСТ** — государственный стандарт.

**ГПД** — газообразные продукты деления.

**ГПУ** — гексагональная плотноупакованная (решётка).

**ГРНТИ** — государственный рубрикатор научно-технической информации.

**ГСО ОУ** — государственный стандартный образец обогащения урана.

**Д2ЭГФК** — ди(2-этилгексил)фосфорная кислота.

**ДИТИ НИЯУ МИФИ** — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"».

**ДМ** — делящиеся материалы.

**ДР** — дистанционирующая решётка.

**ИР-8** — исследовательский реактор с 12 горизонтальными экспериментальными каналами, на которых размещены установки для нейтронного исследования конденсированных сред и исследований по ядерной физике (Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»).

**ИРТ** — исследовательский реактор типовой.

**ИРТ-МИФИ** — исследовательский реактор типовой, бассейнового типа, с использованием воды в качестве замедлителя и отражателя нейтронов, теплоносителя и биологической защиты (ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"»).

**ИРТ-Т** — исследовательский реактор типовой, бассейнового типа, с использованием воды в качестве замедлителя и отражателя нейтронов, теплоносителя и биологической защиты (ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет»).

**КГО** — контроль герметичности оболочки.

**КОМПАС-3D** — программа «Комплекс автоматизированных систем» для проектирования.

**Корпорация «Сигма-Алдрич»** — ведущий мировой производитель лабораторных химических реактивов для научных исследований (США, Швейцария).

**КЭТВС** — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.

**МАГАТЭ** — Международное агентство по атомной энергии.

**МБИР** — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

**МИ1201В** — изотопный масс-спектрометр.

**МИР** — материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.

**МФУ** — многофункциональное устройство.

**НЗВ** — нижняя зона воспроизводства.

**НИИАР** — Научно-исследовательский институт атомных реакторов.

**НИОКР** — научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы.

**Нострадамус** — программа, предназначенная для прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосферу.

**ОАО** — открытое акционерное общество.

- ООО — общество с ограниченной ответственностью.
- ООО «НПФ "Сосны"» — общество с ограниченной ответственностью «Научно-производственная фирма "Сосны"».
- ОПГ — обратный парогенератор.
- ОТВС — отработавшая тепловыделяющая сборка.
- ОУ — облучательное устройство.
- ОЦК — объёмно центрированная кристаллическая (решётка).
- ОЯТ — отработавшее ядерное топливо.
- 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.
- ПЛК — промышленная ливневая канализация.
- ПНС-10 — пластино-нержавеющая сталь с размером пор 10 мкм.
- ПОТ — провод обмоточный термостойкий.
- ПОТ450Ф-АС — провод обмоточный термостойкий для атомных электростанций.
- ППР — плановый предупредительный ремонт.
- ПР — перемешивающая решётка.
- ПРК — полифункциональный исследовательский радиохимический комплекс.
- ПС — поглощающий стержень.
- Пьюрекс-процесс (от англ. *Plutonium-Uranium Recovery by EXtraction*) — технологический процесс переработки облучённого ядерного топлива.
- Пэл — поглощающий элемент.
- РАЗЪЁМ — программа «Расчёт на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок».
- РАО — радиоактивные отходы.
- РБМК — кипящий реактор большой мощности.
- РБТ — реактор бассейнового типа.
- РБТ-6 — реактор бассейновый тепловой, номинальной тепловой мощностью 6 МВт.
- РЕМИКС (от англ. *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.
- РЖС-05 — радиометр жидкостно-сцинтилляционный.
- РЗК — радиационно-защитная камера.
- РИТМ — реактор интегрального типа, модульный.
- РКУП — равноканальное угловое прессование.
- Роспотребнадзор — Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека.
- Ростехнадзор — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.

**РРОВ** — программа «Расчёт разветвленных осесимметричных оболочек вращения», позволяющая проводить расчёты двумерного упругого напряжённого состояния тонкостенных разветвленных и неразветвленных осесимметричных оболочек вращения методом интегрирования системы линейных дифференциальных уравнений равновесия тонкостенных оболочек вращения методом Кутта-Мерсона.

**РФ** — Российская Федерация.

**РФА** — рентгенофлуоресцентный анализ (быстрый, неразрушающий и безопасный для окружающей среды метод анализа).

**РФФИ** — Российский фонд фундаментальных исследований.

**САО** — среднеактивные отходы.

**СВБР** — реактор на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем.

**СЗЦ «СевРАО»** — Северо-западный центр по обращению с радиоактивными отходами «СевРАО».

**СК-3-10** — датчик специального контроля мощности экспозиционной дозы гамма-излучения.

**СМ** — высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный *самым мощным* из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.

**СНГ** — Содружество Независимых Государств.

**СНУП** — смешанное нитридное уран-плутониевое (топливо).

**СтЗ** — углеродистая сталь обыкновенного качества широкого применения.

**СУЗ** — система управления и защиты.

**США** — Соединённые Штаты Америки.

**ТВС** — тепловыделяющая сборка.

**ТВС-2М** — модификация ТВС-2 с укороченными концевыми деталями и удлинённым топливным столбом активной зоны, дополнительно оптимизированными дистанционирующими решётками для уменьшения гидродинамического сопротивления (тринадцатая решётка внизу закрепляет пучок в зоне гидродинамической неустойчивости), предназначена для восемнадцатимесячного топливного цикла.

**ТВСА** — тепловыделяющая сборка, альтернативная; с жёстким каркасом, формируемым шестью уголками и дистанционирующими решётками.

**ТВСА-PLUS** — разрабатываемая конструкция ТВСА, рассчитанная на эксплуатацию в восемнадцатимесячном топливном цикле при работе на мощности 104 % от номинальной.

**ТВСА-Т** — ТВСА с сокращённым до восьми количеством дистанционирующих решёток, модификация ТВСА для поставок на АЭС «Темелин» (Чехия) для замены топлива американской компании «Вестингауз».

**ТВСА-АЛЬФА** — тепловыделяющая сборка, комплектуемая восьмью дистанционирующими решётками увеличенной высоты с оптимизированной геометрией ячейки, твэлами с оболочкой меньшей толщины и таблетками без отверстия.

**ТВСА-У** — ТВСА с удлиненной активной частью.

**ТВС-Квадрат** — тепловыделяющая сборка с квадратными дистанционирующими решётками.

**Твэг** — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.

**Твэл** — тепловыделяющий элемент.

**ТЕМП-6** — программа «Расчёт температурных полей в узлах энергетического оборудования».

**ТК** — транспортный контейнер.

**ТК-ВГ** — транспортный вагон-контейнер.

**ТУК** — транспортный упаковочный комплект.

**ТЭП** — термоэлектрический преобразователь.

**УДК** — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире, и её индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.

**УМЗ** — ультрамелкозернистое (состояние).

**ФАУ «Главгосэкспертиза России»** — федеральное автономное учреждение «Главное управление государственной экспертизы» Российской Федерации.

**ФГАОУ ВО** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования.

**ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"»** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"».

**ФГБУ** — федеральное государственное бюджетное учреждение.

**ФГБУН** — федеральное государственное бюджетное учреждение науки.

**ФГБУН «ИВТЭ УрО РАН»** — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения Российской академии наук».

**ФГУ** — федеральное государственное учреждение.

**ФГУГП «Гидроспецгеология»** — федеральное государственное унитарное геологическое предприятие по проведению специальных гидрогеологических и инженерно-геологических работ «Гидроспецгеология».

**ФГУП** — федеральное государственное унитарное предприятие.

**ФГУП «РосРАО»** — федеральное государственное унитарное предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО».

**ФГУП «ЦНИИ КМ "Прометей"»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей" имени академика И.В. Горынина».

**ФСГО** — фильтр сетчатый грубой очистки.

**ЭТВС** — экспериментальная тепловыделяющая сборка.

**ANSYS** — универсальная программная система конечно-элементного анализа, применяемая для решения линейных и нелинейных, стационарных и нестационарных пространственных задач механики деформируемого твёрдого тела, конструкций, жидкости и газа, теплопередачи и теплообмена, электродинамики, акустики, а также механики связанных полей.

**ANSYS CFX** — программный комплекс, предоставляющий широкие возможности для анализа гидрогазодинамических процессов, многофазных потоков, радиационного теплообмена и прочего.

**ChainSolver** — разработанная в АО «ГНЦ НИИАР» программа, предназначенная для моделирования процесса трансмутации ядер при облучении нуклидов в нейтронном поле, позволяющая учитывать эффекты резонансного самоэкранирования в облучаемом материале, фактический график работы реактора с детальным заданием уровня мощности и варьировать значения ядерных констант, определяющих скорости превращения ядер при облучении нейтронов.

**Flow Simulation** — дополнительный модуль к программному комплексу Solid Works, обеспечивающий возможность моделирование 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.

**IMCOR\_SM** — имитатор активной зоны реактора СМ; программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и необходимый для расчётного сопровождения эксплуатации реактора СМ (например, для расчёта нейтронно-физических характеристик).

**ISBN (International Standard Book Number)** — международный стандартный книжный номер.

**LIBS (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy)** — метод лазерного пробоя (лазерно-искровая спектроскопия).

**LOCA (loss-of-coolant accident)** — авария с потерей теплоносителя.

**MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code)** — семейство программ для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов, электронов и других) в материальных системах с использованием методов Монте-Карло.

**MCU (Monte Carlo Universal)** — программа расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов.

**MCU-RFFI/A** — программа, предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией.

**MCU-RR (Monte Carlo Universal — Research Reactor)** — комплекс программ для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло, предназначенный для исследовательских реакторов.

**MGA (Multi-Group Analysis)** — программа определения изотопного состава плутония по результатам анализа измеренного гамма-спектра в области значений энергии от 0 до 300 кэВ.

**Microsoft Excel** — программа для работы с электронными таблицами корпорации «Майкрософт» (Microsoft).

**ORIP\_XXI** — программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и предназначенный для расчёта трансмутации ядер при облучении в нейтронном потоке.

**PC/FRAM** (*Personal Computer, Fixed-energy Response function Analysis with Multiple efficiency*) — программа определения изотопного состава плутония, массовой доли америция-241 в материалах, содержащих плутоний, по результатам анализа измеренного гамма-спектра в области значений энергии до 1 МэВ и определения изотопного состава урана в материалах, содержащих только уран.

**PWR** (*Pressurized water reactor*) — реактор с водой под давлением.

**RAMP** (*Power ramp*) — скачкообразное увеличение мощности.

**RELAP5/MOD3.2** — теплогидравлический код, предназначенный для расчётного анализа контуров охлаждения водо-водяных реакторных установок, а также элементов активных зон.

**RIA** (*Reactivity initiated accident*) — реактивно-инициированная авария.

**Solid Works** — программный комплекс систем автоматизированного проектирования для автоматизации работ промышленного предприятия на этапах конструкторской и технологической подготовки производства.

**TDCR method** (*Triple to Double Coincidence Ratio method*) — метод отношения тройных совпадений к двойным или метод измерения абсолютной активности, специально разработанный для регистрации радионуклидов, излучающих только бета-частицы или чисто электромагнитное излучение при электронном захвате; эффективность детектирования (регистрации) вычисляется исходя из физических и статистических моделей распределения фотонов, испускаемых сцинтиллирующей средой — жидким сцинтиллятором, в котором растворён измеряемый радиоактивный источник; метод используется в радиометрах или спектрометрах, использующих три фотоэлектронных детектора, работающих одновременно в электронной схеме счёта двойных совпадений (при этом исключаются фоновые импульсы от тепловых шумов детектора-фотоумножителя) и счёта тройных совпадений; особенность и преимущество метода — отсутствие необходимости использования эталонных радиоактивных источников и проведения калибровки.

**TWR** (*Traveling wave reactor*) — реактор на бегущей волне.



## СОДЕРЖАНИЕ

### ВВЕДЕНИЕ

А.А. Тузов .....	3
------------------	---

### ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Петелин, А.В. Бурукин .....	4
----------------------------------	---

Результаты экспериментов на рефабрикованных твэлах реактора ВВЭР-1000 в условиях моделирования аварии с потерей теплоносителя.

А.В. Алексеев, А.В. Горячев, О.И. Дреганов, Л.В. Киреева, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов .....	16
--	----

Испытания в реакторе МИР твэлов с утонённой оболочкой и топливными таблетками без центрального отверстия в режиме скачкообразного изменения мощности.

А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова .....	18
---	----

Ресурсные испытания и послереакторные исследования двух экспериментальных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М на основе низкообогащённого топлива.

А.Л. Ижутов, В.А. Старков, В.В. Пименов, С.В. Майнсков .....	21
--	----

Реакторные исследования радиационного доспекания топлива на основе диоксида урана с регламентированной микроструктурой при температуре 500–700 °С.

Г.А. Ильиных, С.В. Серёдкин, В.Е. Алексеев, Г.П. Кобылянский, И.Н. Волкова .....	23
---	----

Проведение нейтронного облучения образцов металла опорной конструкции реактора четвёртого блока Нововоронежской АЭС.

В.А. Кисляков, А.А. Нуждов, П.С. Палачёв, В.В. Пименов .....	25
--	----

Методическое обеспечение реакторных испытаний уран-циркониевого карбонитридного топлива.

В.Е. Алексеев, С.В. Серёдкин, Н.Ю. Марихин .....	27
--	----

Исследование полноты разложения аммиака в условиях экспериментального стенда реактора СМ.

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, О.Н. Владимирова, С.А. Сазонтов, С.В. Серёдкин, Э.В. Зюзина, Л.В. Афанасьева .....	30
--	----

Обеспечение требуемого соотношения расхода теплоносителя в экспериментальном устройстве с двумя параллельными каналами.

А.В. Боев, И.Ю. Жемков, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, А.И. Плотников, М.Г. Шаронова .....	33
---	----

Использование замедлителя в экспериментальной тепловыделяющей сборке реактора БОР-60.

И.Ю. Жемков, А.В. Варивцев, А.В. Боев, Н.С. Погляд, Ю.В. Набойщиков .....	35
---	----

Разработка экспресс-методики оценки газонакопления в конструкционных материалах, облучаемых в реакторе БОР-60. Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков .....	37
Характеристики инновационной мишени для накопления молибдена-99 на основе низкообогащённого урана и результаты её реакторных испытаний. А.Л. Ижутов, В.В. Иванов, С.А. Сазонтов, В.А. Старков, В.В. Пименов, Т.А. Осипова, В.А. Узиков .....	40
Конечно-элементное исследование устойчивости кольцевой тонкостенной мишени для наработки молибдена-99. Н.В. Киреев, Л.В. Захарова .....	42
Экспериментальные исследования для обоснования технологии изготовления сердечника кольцевой мишени для наработки молибдена-99. А.Л. Ижутов, А.И. Теллин, А.В. Кремер, Ю.И. Лещенко, В.С. Романовский, Д.А. Леоненко, А.А. Леоненко .....	45
Анализ методов расчётного обоснования прочности корпуса реактора СМ. Л.В. Захарова, Н.В. Киреев .....	46
Нейтронно-дозиметрическое сопровождение экспериментов по облучению. А.И. Теллин, А.Р. Белозёрова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева.....	50
Анализ и обоснование ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами. Л.В. Булычева, А.П. Малков, Е.С. Фрааз .....	51
Формирование загрузки активной зоны реактора СМ и анализ показателей его работы. Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, С.А. Сазонтов .....	54
Основные результаты исследований для обоснования модернизации активной зоны реактора СМ с использованием физической модели. А.П. Малков, Д.В. Фомин, А.В. Пайдулов, Ю.А. Краснов .....	58
Показатели формирования загрузки активной зоны реактора МИР. А.М. Шараев, Д.В. Фомин, А.П. Малков, В.А. Свистунов .....	61
Перевод реактора РБТ-6 на новый тип топлива в процессе эксплуатации. М.Ф. Валишин, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, В.В. Пименов, С.А. Сазонтов, А.М. Шараев .....	65
Расчёт концентрации продуктов ядерных реакций в бериллии и флюенса нейтронов в конструктивных элементах активной зоны реактора МИР. А.П. Малков, В.В. Пименов, А.В. Козыльков, С.В. Майнсков .....	67
Разработка и метрологическая аттестация методик измерения изотопного состава плутония неразрушающим методом гамма-спектрометрического анализа. А.В. Ермакова, А.И. Теллин, А.К. Горобец, В.С. Офицеров.....	71
Экспериментальные исследования по модернизации установки контроля распределения стартовых материалов в мишенях для наработки радионуклидов. В.С. Романовский, А.И. Теллин, А.В. Кремер, Ю.И. Лещенко, Д.А. Леоненко, А.А. Леоненко.....	72

Результаты методического эксперимента по отработке режимов испытаний плоских образцов из сплава 718 в петлевой установке реактора МИР.  
А.И. Долгов, М.А. Мокеичев, В.В. Калыгин .....76

Результаты расчётно-экспериментальных исследований энерговыделения и выгорания топлива в тепловыделяющих сборках реактора ВК-50 с расширенной активной зоной.  
В.П. Садулин, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова .....79

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир ..... 82

Определение причины разгерметизации твэлов сборки ТВС-2М реактора ВВЭР-1000, отработавшей на четвёртом блоке Балаковской АЭС в течение одной топливной кампании.  
А.В. Строжук, И.Н. Волкова, Е.А. Звир, В.А. Жителев, О.Н. Никитин, П.А. Ильин, А.С. Хренов .....91

Исследование твэлов с белым налётом сборки ТВС-2М реактора ВВЭР-1000, отработавшей на четвёртом блоке Балаковской АЭС в течение одной топливной кампании.  
А.В. Строжук, И.Н. Волкова, Е.А. Звир, В.А. Жителев, О.Н. Никитин, А.В. Горячев, С.С. Сагалов, А.С. Хренов .....94

Определение причины разгерметизации твэлов сборки ТВСА-PLUS № ЖД 02585 реактора ВВЭР-1000, отработавшей на третьем блоке Калининской АЭС до выгорания 40,07 МВт·сут/кгU.  
В.А. Жителев, Е.А. Звир, А.В. Строжук, И.Н. Волкова, Г.В. Шевляков, О.Н. Никитин, П.А. Ильин, А.С. Хренов, П.И. Гринь .....97

Состояние перемешивающих решёток сборки ТВС-2М по результатам послереакторных исследований.  
Е.А. Звир, В.А. Жителев, А.В. Строжук, Г.В. Шевляков, И.Н. Волкова, О.Г. Сидоренко ..... 100

Результаты исследования твэлов комбинированной экспериментальной сборки ТВС-1 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600.  
Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, Е.Б. Мальцева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.В. Беляева ..... 102

Результаты исследования экспериментального твэла (типа твэла реактора БРЕСТ) 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 ..... 106

Результаты неразрушающих послереакторных исследований твэлов сборки КЭТВС-6.  
Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь, В.А. Жителев, А.В. Строжук, С.С. Сагалов ..... 108

Исследования радиационной стойкости электротехнических материалов для электромагнитных насосов и электромагнитных насосов-дресселей натриевого реактора большой мощности. Д.В. Харьков.....	111
Определение характеристик механических свойств для образцов с концентраторами напряжения из стали марки X18H10, облучённой в реакторе БОР-60 до высоких значений повреждающей дозы. В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, И.Н. Шагвалиев, В.С. Слезко, В.В. Слезко.....	113
Послереакторные исследования механических свойств и микроструктуры титановых сплавов. Ю.Д. Гончаренко, А.В. Обухов, О.Ю. Макаров.....	114
Материаловедческие исследования трубного пучка парогенератора ОПГ-1 реактора БОР-60. Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, Ю.Д. Гончаренко, А.Е. Федосеев, А.А. Карсаков, И.Н. Кучкина, Л.А. Евсеев.....	117
Влияние нейтронного облучения на ударную вязкость аустенитной нержавеющей стали с ультрамелким зерном. В.К. Шамардин, А.А. Карсаков, Т.М. Буланова, А.Е. Федосеев.....	120
Материаловедческие исследования 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.....	124
Подготовка оборудования и проведение термических испытаний опытных твэлов с оболочками из хромо-никелевого сплава для определения предельной температуры эксплуатации. В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, Ю.А. Власов, В.Н. Чичулин.....	127
Влияние термического отжига на теплопроводность графита марки ГР-280, облучённого до высокого флюенса нейтронов. Е.П. Белан, Д.В. Харьков.....	130

## ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

С.С. Погляд.....	132
Получение хлорида урана (III) мягким хлорированием в расплаве хлоридов лития и калия. А.Г. Осипенко.....	139
Анодное растворение таблеток нитрида урана с ограничением по потенциалу. А.Г. Осипенко.....	140
Использование метода лазерного пробоя для технологического контроля. А.Г. Осипенко.....	143

Оценка возможности очистки кадмия методом фильтрации. А.Г. Осипенко.....	146
Сорбенты на основе цеолитов для удаления следов кислорода и паров воды из инертной атмосферы. П.И. Нечаев.....	149
Концепция узла упаривания среднеактивных отходов в компоновке унифицированного технологического модуля. С.С. Погляд, П.И. Нечаев.....	151
Изучение дезактивации поверхностей полимерными плёнкообразующими составами. А.А. Лизин, С.С. Погляд .....	152
Изучение включения кальциатов дезактивационных растворов в плавленную керамику со структурой муратаита. А.А. Лизин, С.В. Томилин, С.С. Погляд.....	155
Атомно-эмиссионное спектральное определение редкоземельных элементов в хлоридных расплавах пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива. М.И. Хамдеев, Л.А. Кубасова, И.А. Горячев, Е.А. Ерин.....	158
Разработка концепции модульного узла остекловывания высокоактивных отходов. М.А. Кузин, А.А. Боровков, Н.И. Бочкарёва, В.А. Узиков, А.О. Макаров, Г.И. Кознов, А.А. Фунтов.....	159

## ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Р.А. Кузнецов .....	162
Перспективы использования модернизированной ловушки реактора СМ для накопления радионуклидов. А.В. Куприянов, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, В.В. Пименов, А.П. Малков.....	169
Закрытые источники альфа-излучения на основе кюрия-244 для космических исследований. И.Г. Зеленковский, Д.А. Ильин.....	172
Выделение актиния-227 из облучённых радиевых мишеней для производства хлорида радия. Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, К.О. Щербакова .....	174
Применение запоминающей фосфоресцирующей системы Cyclone Plus для изучения распределения радионуклида молибдена-99 в хроматографической колонке. Р.А. Кузнецов, Г.В. Гончарова, Е.В. Черноокая, А.В. Комарова, В.А. Бондарева, Р.М. Минвалиев .....	178

## РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков .....	182
Определение категории потенциальной радиационной опасности объектов использования атомной энергии. В.Д. Кизин, П.А. Михайлов, Ю.А. Кабанов, В.В. Авдонин.....	187
Разработка, метрологические исследования и аттестация методик измерения активности трития. А.А. Рыбин, М.В. Ряскова, Ю.А. Кушнир.....	189
Система объектного мониторинга состояния недр и результаты её эксплуатации. А.Б. Максина, А.М. Соболев .....	191
Первый вывоз отработавших тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 на переработку. В.Г. Бордачёв, В.В. Маклаков.....	194

## МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Ф.А. Григорьев .....	198
----------------------	-----

## РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина.....	206
---------------------	-----

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ.....	217
------------------------	-----

Научное издание

## НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР»

### ОТЧЁТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2016 ГОДУ

*под общей редакцией*

*доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина*

Редакторы: Т.А. Максимова (82–161 с.), Н.В. Чертухина (1–81, 162–230 с.)

Дизайн издания М.Н. Мурзиной

Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 06.07.2017. Формат 60×84/8.  
Уч.-изд. л. ~ 20,1. Усл. печ. л. 26,74. Гарнитура Arial,  
Arial Narrow, Bebas Neue Regular, Times New Roman.  
Тираж 100 экз. Заказ № XXX

Оригинал-макет подготовлен специалистами  
управления коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»  
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9  
Тел.: (84-235) 6-51-46, тел./факс: (84-235) 3-58-59  
E-mail: [bri@niiar.ru](mailto:bri@niiar.ru), website: [www.niiar.ru](http://www.niiar.ru)

Отпечатано с оригинал-макета, подготовленного в АО «ГНЦ НИИАР»

ISBN 978-5-94831-155-5



Акционерное общество

**«Государственный научный центр —**

**Научно-исследовательский институт атомных реакторов»**

433510, Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, 9

Тел.: +7 (84-235) 3-27-27 • Факс: +7 (84-235) 3-58-59

E-mail: niiar.ru • Website: <http://niiar.ru>