



ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

# НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

2019 ГОД – МЕЖДУНАРОДНЫЙ ГОД ПЕРИОДИЧЕСКОЙ ТАБЛИЦЫ  
ХИМИЧЕСКИХ ЭЛЕМЕНТОВ

uranium

92

neptunium

93

plutonium

Sm

62  
15036

63

E



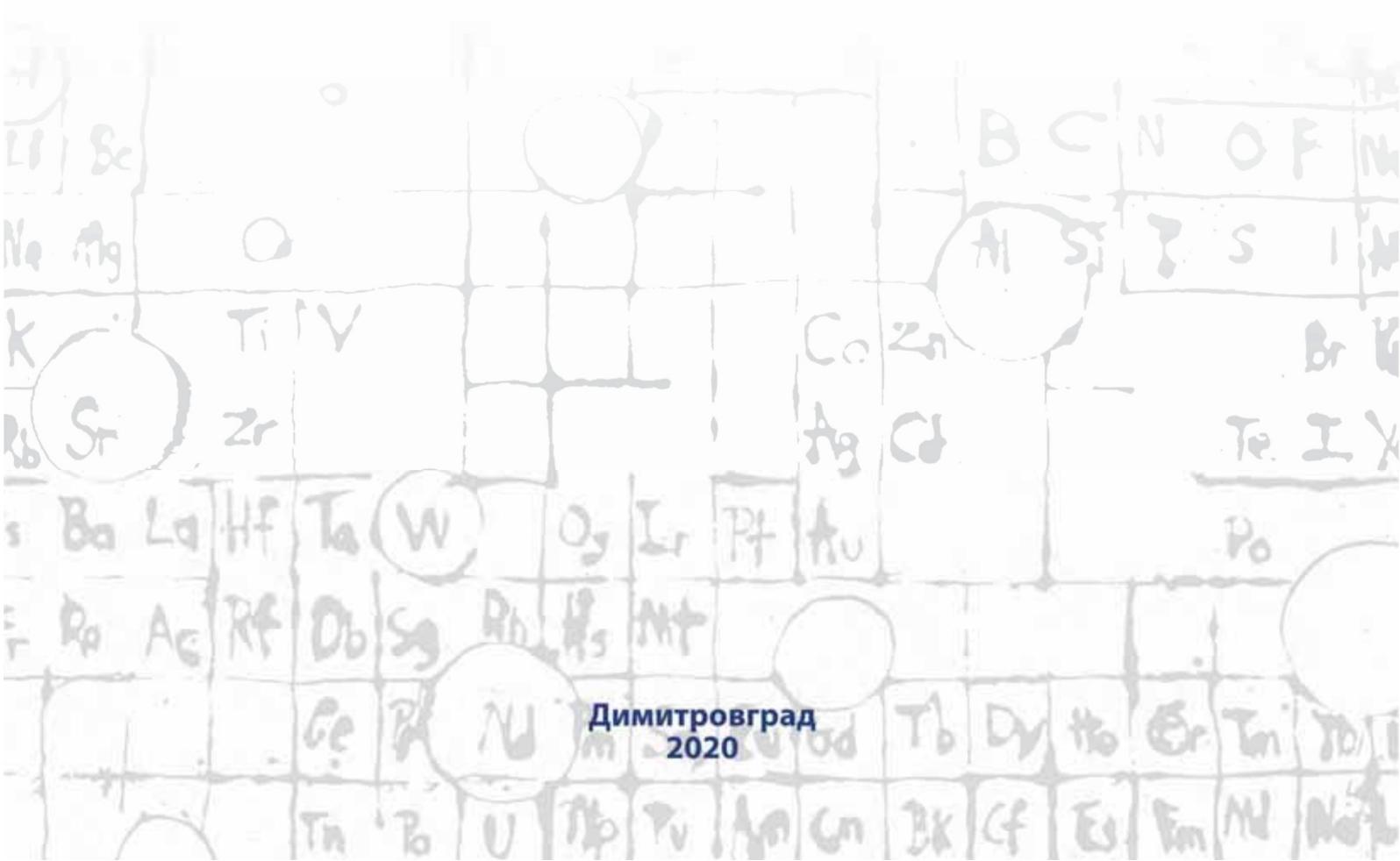
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР —  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

# 2019

## НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,  
ВЫПОЛНЕННЫХ В 2019 ГОДУ



Дмитровград  
2020

УДК 621.039  
ГРНТИ 58.33.01  
ББК 31.4

Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2019 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. — 230 с.

Отчет содержит статьи о выполненных в 2019 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансураниевые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами; международная научно-техническая деятельность; редакционно-издательская деятельность. Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

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

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

Отчетный год в соответствии с резолюцией Генеральной ассамблеи Организации Объединенных Наций от 20 декабря 2017 года объявлен Международным годом Периодической таблицы химических элементов. Это событие посвящено 150-летию открытия этой таблицы великим русским ученым Дмитрием Ивановичем Менделеевым: в 1869 году он впервые опубликовал ее первую схему в статье «Соотношение свойств с атомным весом элементов» в журнале Русского химического общества. С тех пор таблица является одним из самых значительных достижений в науке, охватывая сущность не только химии, но и всех естественных наук, позволяя ученым прогнозировать внешний вид и свойства материи на Земле и в остальной части Вселенной. АО «ГНЦ НИИАР», поддерживая всемирную инициативу и желая подчеркнуть важность Периодической таблицы в науке, технологии и устойчивом развитии человечества, сделало Периодическую таблицу химических элементов темой издания, отразив на его шмуцтитулах информацию об основных элементах таблицы, связанных с деятельностью института.

© Акционерное общество  
«Государственный научный центр —  
Научно-исследовательский институт  
атомных реакторов»  
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2020

ISBN 978-5-94831-189-0

## ВВЕДЕНИЕ

В 2019 году АО «ГНЦ НИИАР» добился значительных успехов по основным направлениям научно-технической деятельности. Объем научно-исследовательских работ для обеспечения эксплуатации существующих и разработок инновационных ядерно-энергетических установок увеличился почти в полтора раза. В значительной степени это произошло за счет выполнения проектов единого отраслевого тематического плана, который был инициирован научным дивизионом госкорпорации «Росатом» в отчетном году. Все работы по договорам этого плана выполняли в тесном сотрудничестве как с предприятиями Росатома, так и с исследовательскими центрами и вузами, не входящими в контур управления госкорпорации.

Под научным руководством и в сотрудничестве со ФГУП «НИЦ "Курчатовский институт"» в рамках тематического плана выполнен большой объем экспериментальных и расчетных исследований для обоснования состава топливных солей и конструкционных материалов жидкосолевого реактора. Предложены схемы подготовки и переработки топливных солей, проверена коррозионная стойкость конструкционных материалов, определена растворимость фторидов актинидов в расплавленных солях. Для проведения реакторных испытаний материалов разработаны технические предложения и требования к внешнему виду петлевой установки с естественной циркуляцией жидкосолевого теплоносителя в реакторе СМ.

В истекшем году институтом был инициирован проект по созданию технологии выжигания младших актинидов в боковых экранах реакторов на быстрых нейтронах. Проведены исследования эффективности выжигания америция и нептуния в различных спектрах натриевого реактора, разработаны программы исследований, подготовлены оборудование и рабочие места для отработки и оптимизации технологии изготовления твэлов с младшими актинидами.

Из завершенных экспериментальных разработок в рамках международных научных проектов следует отметить проведение облучения в нейтронной ловушке реактора СМ и изготовление источника на основе хрома-51 для галлиево-германиевого нейтринного телескопа Баксанской нейтринной обсерватории.

По направлению совершенствования ядерного топлива для российских и зарубежных атомных электростанций с реакторами ВВЭР проведены комплексные послереакторные исследования усовершенствованных тепловыделяющих сборок ТВС-2М с глубоким выгоранием топлива и получены необходимые экспериментальные данные для обоснования эксплуатации на уровне мощности до 107 % от номинального уровня. Также важным этапом исследований по этой тематике является старт испытаний в реакторе МИР экспериментальных твэлов с толерантным к аварийным ситуациям топливом для реакторов ВВЭР и PWR.

По проектному направлению «Прорыв» проведены послереакторные исследования облученных в реакторе БН-600 экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 с твэлами, содержащими смешанное нитридное ураноплутониевое топливо, и обоснована работоспособность топлива с выгоранием 6 % т. а. и максимальной повреждающей дозой в оболочках твэлов 74 сна. Проведены исследования по обоснованию базовых операций технологической схемы пирохимической переработки смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива, а также опытно-конструкторские работы по развитию экспериментальной базы для испытаний образцов пирохимического оборудования. Изготовлены экспериментальные партии топливных таблеток с массовой долей америция до 1 % и плотностью до 12,6 г/см<sup>3</sup> и таблеток, содержащих одновременно 0,5 % америция и 0,2 % нептуния. Испытана установка высоковольтной электроимпульсной консолидации для спекания таблеток моонитрида урана.

Успешно была выполнена комплексная программа работ по обеспечению безопасной эксплуатации, усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реакторных и экспериментальных установок. Одним из важнейших итогов этой деятельности является продление срока действия лицензии на эксплуатацию реактора БОР-60 до 31 декабря 2025 года.

Итоги года подтвердили компетенции АО «ГНЦ НИИАР» в качестве ключевой экспериментальной базы госкорпорации «Росатом» по проведению широкого спектра исследований для обеспечения долгосрочного и устойчивого развития атомной энергетики России.

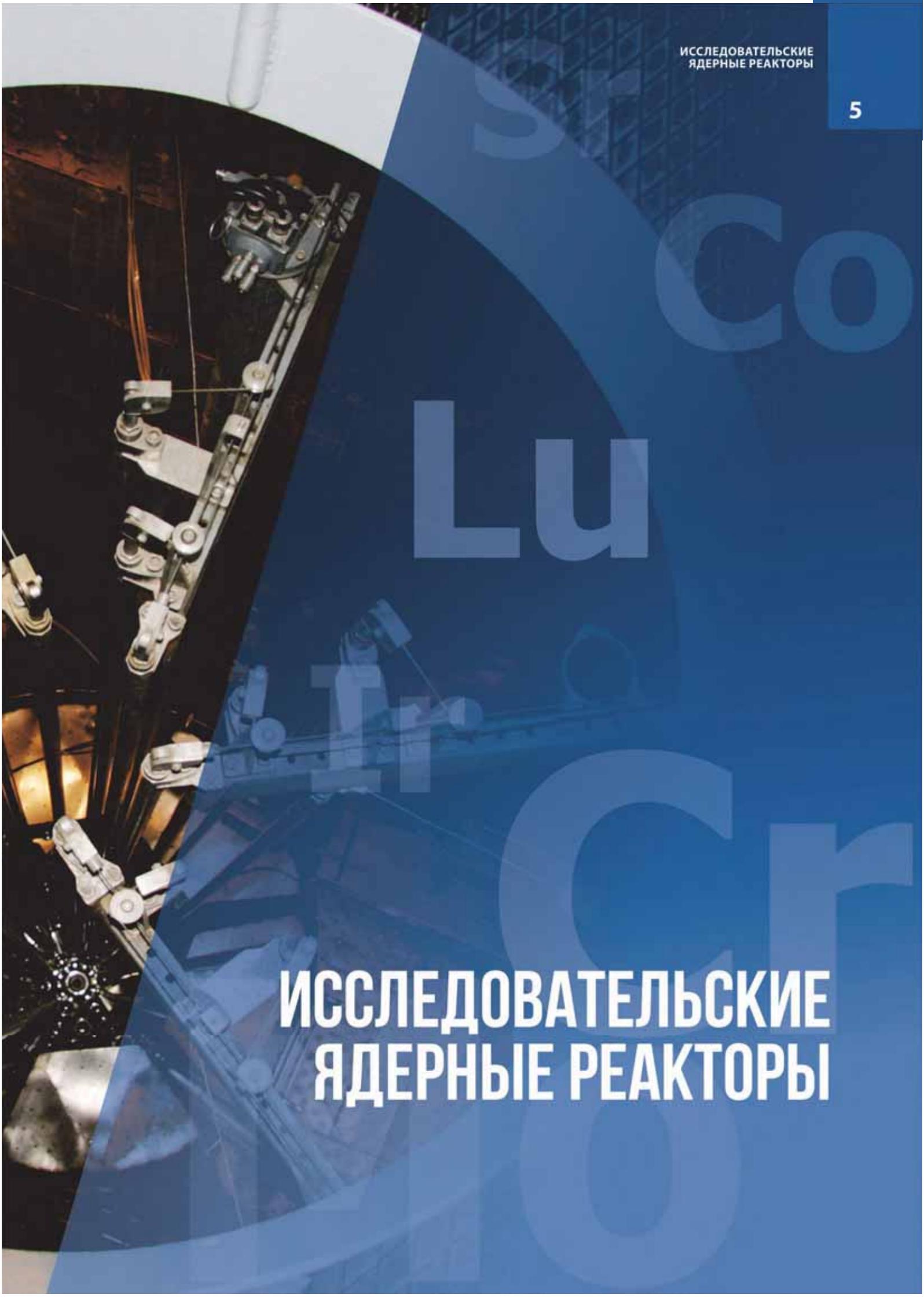
*А.А. Тузов, директор АО «ГНЦ НИИАР»*



Ядерные реакторы АО «ГНЦ НИИАР» являются научно-исследовательской и производственной базой для получения целого ряда уникальных радионуклидов, широко используемых в медицине, науке, технике и промышленности

# 1





# ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

В отчётном году в исследовательских ядерных установках АО «ГНЦ НИИАР» (табл. 1.1) проводили экспериментальные работы по следующим основным направлениям:

- ◆ ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих элементов, других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя в условиях, моделирующих штатную эксплуатацию и отклонения от нормальных режимов;
- ◆ внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторного излучения на свойства топливных, конструкционных и поглощающих материалов ядерных установок различного назначения;
- ◆ разработка методик, экспериментальных устройств и внутриреакторные исследования механических характеристик материалов для ядерных реакторов;
- ◆ разработка, создание облучательных технологий и наработка трансплутониевых элементов, различных радиоизотопов медицинского и промышленного назначения, облучение материалов с целью изменения их физических свойств;
- ◆ разработка методик обеспечения, поддержания и контроля показателей водно-химических режимов, дезактивации оборудования исследовательских и энергетических ядерных реакторов и экспериментальные исследования в этих направлениях;
- ◆ разработка методик расчёта теплогидравлических, нейтронно-физических характеристик 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, эффективного использования топлива в активной зоне.

Таблица 1.1

### Основные показатели работы реакторных установок в 2019 году

| Параметр                                     | Наименование реактора |       |     |          |        |         |
|--|-----------------------|-------|-----|----------|--------|---------|
|  | СМ                    | РБТ-6 | МИР | РБТ-10/2 | БОР-60 | ВК-50   |
| Максимальная мощность, МВт:                  |                       |       |     |          |        |         |
| Тепловая                                     | 90                    | 6     | 74  | 10       | 50     | 200     |
| Электрическая                                | –                     | –     | –   | –        | До 7,5 | До 40   |
| Выработка электрической энергии, МВт·ч       | –                     | –     | –   | –        | 11 936 | 152 841 |
| Выдача тепла в сеть, Гкал                    | –                     | –     | –   | –        | 24 689 | 37 210  |
| Коэффициент использования каналов, отн. ед.: | 0,5                   | 0,3   | 0,6 | 0,5      | 1,0    | –       |
| Число остановок:                             |                       |       |     |          |        |         |
| плановых                                     | 19                    | 21    | 21  | 44       | 4      | 6       |
| неплановых                                   | –                     | –     | –   | –        | –      | 2       |

## РЕАКТОР БОР-60

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

- ◆ аппаратура автоматизированной системы управления и защиты включена в систему управления и защиты реакторной установки, приборы и схемы управления переключены на новый пульт управления реактором, а старый пульт демонтирован;
- ◆ проведены расчётно-экспериментальное определение накопленного флюенса нейтронов на критических элементах реактора и прогноз увеличения флюенса с учётом планируемого срока эксплуатации реакторной установки;
- ◆ выполнено расчётное обоснование работоспособности:
  - элементов конструкции реакторной установки;
  - трубопроводов первого и второго контура реактора;
  - дренажных трубопроводов второго контура и идущих к баку слива петель 1 и 2 первого контура реактора;
- ◆ завершено комплексное обследование систем, важных для безопасности реактора, принято решение о продлении срока эксплуатации реактора до 31 декабря 2025 года.

В отчётном году по программе реакторных исследований и экспериментов проведены испытания:

- ◆ образцов конструкционных материалов и элементов активных зон реакторов разных типов, в том числе новой радиационно стойкой стали для внутрикорпусных устройств перспективных реакторов типа ВВЭР;
- ◆ макетов твэлов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 (с ураноплутониевым нитридным топливом, в том числе с младшими актинидами, оболочками из сталей марок ЭП823-Ш<sup>1</sup>, ЧС139<sup>2</sup>, ЭП450-ДУО<sup>3</sup> и ЭП823-ДУО<sup>4</sup>, а также с гелиевым и свинцовым подслоем);
- ◆ макетов твэлов, конструкционных и поглощающих материалов в рамках контрактов с Корейским исследовательским институтом атомной энергии, Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции, компаниями «Электрисите де Франс» (Франция) и «Терра Пауэр» (США).

Сведения об основных экспериментах в реакторе БОР-60 представлены в табл. 1.2–1.3 с указанием параметров испытаний и кратких характеристик объектов — тепло-выделяющих сборок, как облучавшихся в реакторе и выгруженных из него в 2019 году, так и находящихся в реакторе по состоянию на 31 декабря 2019 года, а также материаловедческих сборок.

В рамках выполнения производственной программы облучали мишени для наработки радионуклида стронция-89.

<sup>1</sup> Здесь и далее ЭП823-Ш (16Х12МВСФБР-Ш) — ферритно-мартенситная легированная, в том числе кремнием, сталь для изготовления особо тонкостенных труб и прутков, деталей техники специального назначения. — Прим. ред.

<sup>2</sup> Здесь и далее ЧС139 — высокохромистая ферритно-мартенситная сталь для производства прутков, трубной заготовки и труб, применяемых для изготовления деталей и конструкций активных зон энергетических ядерных (реакторов на быстрых нейтронах) и термоядерных реакторов. — Прим. ред.

<sup>3</sup> Здесь и далее ЭП450-ДУО — механически легированная дисперсно-упрочнённая оксидами ферритно-мартенситная сталь (основа ЭП450). — Прим. ред.

<sup>4</sup> Здесь и далее ЭП823-ДУО — механически легированная дисперсно-упрочнённая оксидами ферритно-мартенситная сталь (основа ЭП823). — Прим. ред.

Таблица 1.2

**Краткие характеристики тепловыделяющих сборок  
с указанием параметров испытаний**

| Состав топлива                                 | Число ТВС | Число твэлов в ТВС | Обогащение по урану-235, % | Вид топлива   | Максимальные параметры испытаний |  |  | Особенности ТВС  |
|--|-----------|--------------------|----------------------------|---|----------------------------------|--|--|--|
|  |           |                    |                            |   | Выгорание топлива, %             | Линейная плотность теплового потока, кВт/м | Флюенс нейтронов (с энергией больше 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$ |  |
| Облучавшиеся в реакторе и выгруженные из него  |           |                    |                            |   |                                  |  |  |  |
| Диоксид урана                                  | 17        | 37                 | 75                         | Виброуплотнённое  | 19,5                             | 35   | 14,4   | Оболочки твэлов из стали марки ЧС68 <sup>5</sup> , чехлы — из стали марки ЭП450 <sup>6</sup> |
|  | 3         | 19                 |                            |   | 6,2                              | 30   | 5,3  | Разборная, конструкционные материалы реактора TWR (США); твэльный подогрев                   |
| Композиция на основе нитридов урана и плутония | 2         | 7                  | 0,3                        | Нитридное смешанное, с массовой долей плутония около 21 % | 4,6                              | 43   | 9,8  | Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300   |
| Находящиеся в реакторе                         |           |                    |                            |   |                                  |  |  |  |
| Диоксид урана                                  | 114       | 37                 | 75                         | Виброуплотнённое  | 16,3                             | 37   | 13,1   | Оболочки твэлов из стали марки ЧС68, чехлы — из стали марки ЭП450                            |
|  | 1         | 7                  |                            |   | 9,8                              | 30   | 8,8  | Разборная; твэльный подогрев   |
|  | 3         | 19                 |                            |   | 5,2                              |  | 5,3  |  |
| Сплав урана с цирконием и диоксид урана        | 1         | 7                  |                            |   | 7,8                              | 25   | 9,3  | Разборная; макеты твэлов, твэльный подогрев, замедлитель                                     |
| Композиция на основе нитридов урана и плутония | 2         | 7                  | 0,3                        | Нитридное смешанное, с массовой долей плутония 12–21 %    | 5,9                              | 40   | 6,1  | Разборная; макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300   |
|  | 1         | 19                 |                            | Нитридное смешанное, с массовой долей плутония 50 %       | 0,6                              |  | 0,6  | Разборная; макеты твэлов реактора БН-1200  |

<sup>5</sup> Здесь и далее ЧС68 (06X16H15M2Г2ТФР) — аустенитная сталь, применяемая для изготовления трубопроводов, оборудования, в том числе твэлов, АЭС. — Прим. ред.

<sup>6</sup> Здесь и далее ЭП450 (12X12M1БФР) — ферритно-мартенситная легированная бором сталь для изготовления труб энергетического оборудования и оборудования АЭС. — Прим. ред.

Таблица 1.3

**Характеристики материаловедческих сборок  
с указанием параметров испытаний**

| Тип облучательного устройства | Число устройств | Температура испытаний, °С | Достигнутый флюенс нейтронов (с энергией больше 0,1 МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$ | Характеристика образцов  |
|-------------------------------|-----------------|---------------------------|--|--|
| Радиационный нагрев           | 1               | 570–630                   | До 9,1   | Образцы конструкционных материалов реактора на быстрых нейтронах (Южная Корея) |
|                               |                 | 315–325                   | До 2,1   | Образцы циркониевых сплавов (Франция)  |
|                               |                 | 315–345                   | До 11,3  | Образцы конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР    |
|                               | 2               | 350–370                   | До 18,7  | Образцы конструкционных материалов реактора TWR (США)                          |
|                               |                 | 380–420                   | До 20,3  |  |
| Твэльный подогрев             | 3               | 440–460                   | До 15,7  |  |
|                               |                 | 500–550                   | До 15,1  |  |
|                               |                 | 575–625                   | До 16,4  |  |
|                               | 2               | 475–525                   | До 3,1   | Макеты поглощающих элементов (Франция)   |
|                               |                 | 400–450                   | До 3,3   | Образцы конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР    |

### РЕАКТОР РБТ-10/2

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы. Перевод на топливо с увеличенным содержанием урана продолжался без изменения графика работы реактора. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. Проведены автономные испытания системы управления и защиты реактора, для ввода её в эксплуатацию подготовлен и направлен в Ростехнадзор комплект документов для внесения изменения в условия действия лицензии. Ведутся комплексные испытания аппаратуры системы управления и защиты.

В отчётном году осуществляли ядерное легирование кремния и нарабатывали йод-131 и молибден-99, последний — в режиме еженедельных поставок. Начаты работы по модернизации участка ядерного легирования кремния (проект «Горноста́й»<sup>7</sup>).

### РЕАКТОР РБТ-6

Продолжена реализация программы научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2020 годы, перевод на топливо с увеличенным содержанием урана

<sup>7</sup> Здесь и далее проект по модернизации реактора РБТ-6 для ядерного легирования кремния. — Прим. ред.

осуществлялся без изменения графика работы реактора. Выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов реакторной установки. Продолжены работы по комплексному обследованию установки с целью продления срока службы на период после 31 декабря 2020 года.

Экспериментальные работы в отчётном году были направлены на изучение изменения механических свойств конструкционных материалов реакторов разных типов под облучением до требуемого флюенса (повреждающей дозы) при заданной температуре. В стенде «Корпус» завершены радиационные испытания макетов инерционного и резонансного пьезодвигателей и керамических образцов, предназначенных для использования в составе оборудования диагностики томсоновского рассеяния в вакуумном объёме реактора ИТЭР. Испытанные в реакторе образцы пьезокерамики подвергли процедуре поляризации, которая продемонстрировала возможность восстановления их пьезоэлектрических свойств, ухудшающихся в процессе облучения.

В рамках выполнения производственной программы было продолжено облучение мишеней для наработки молибдена-99 в режиме еженедельных поставок и получения йода-131. Начаты работы по созданию участка радиационного окрашивания минералов (проект «Горностай»): разрабатывают техническую документацию по модернизации каналов и выполняют расчётные исследования, направленные на усовершенствование устройств для облучения.

## РЕАКТОР МИР

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

Выполняется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и коммерческих работ на 2015–2027 годы (табл. 1.4). Завершены петлевые испытания и исследования ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для обоснования элементной базы транспортных реакторов и атомных станций малой мощности. В петлевых установках реактора проведены эксперименты:

- ◆ по облучению твэлов с ураноциркониевым топливом до более глубокого выгорания и испытанию этих твэлов при предельной температуре топлива (контракт с Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии);
- ◆ с твэлами реактора ВВЭР-1000 с топливными таблетками без центрального отверстия и утонённой оболочкой в условиях проектной аварии с вводом положительной реактивности (для лицензирования топлива с увеличенной ураноёмкостью реакторов ВВЭР);
- ◆ со скачкообразным увеличением мощности полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000 с топливными таблетками без центрального отверстия (для обоснования предельной деформации оболочек твэлов при коротком времени выдержки после исходного события).

Продолжены петлевые испытания:

- ◆ экспериментальных твэлов реактора ВВЭР с РЕМИКС-топливом (с периодическим извлечением и исследованием состояния отдельных твэлов);
- ◆ экспериментальной ТВС с твэлами типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима (по контракту с Китайским институтом атомной энергии);
- ◆ образцов конструкционных материалов для прогнозирования их свойств при низкотемпературном облучении и обоснования повышенного радиационного ресурса корпусов реакторов атомных ледоколов.

Начаты петлевые испытания твэлов различного исполнения для реакторов ВВЭР и PWR с целью лицензирования толерантного топлива (Accident Tolerant Fuel), то есть устойчивого к аварийным ситуациям, в российских и зарубежных надзорных органах.

Таблица 1.4

### Основные сведения об экспериментах и петлевых испытаниях твэлов

| Цель испытаний  | Длина твэла, мм | Число твэлов | Выгорание топлива                  |
|---|-----------------|--------------|------------------------------------|
| Обоснование работоспособности элементов ТВС с твэлами дисперсионного типа   | 1 000           | 55           | 0,35 г/см <sup>3</sup>             |
| Дооблучение твэлов с ураноциркониевым топливом до целевого выгорания для проведения последующих экспериментов в предельных режимах и определения лимитирующих значений линейной мощности  | 820             | 14           | 0,5–0,55 г/см <sup>3</sup>         |
| Исследования поведения твэлов с ураноциркониевым топливом при достижении предельной температуры   | 820             | 2            | 0,5–0,55 г/см <sup>3</sup>         |
| Подтверждение работоспособности твэлов реактора ВВЭР с РЕМИКС-топливом  | 580             | 10–5         | Около 50 МВт·сут/кг тяжёлых атомов |
| Обоснование работоспособности твэлов реактора ВВЭР-1000 с топливной таблеткой без центрального отверстия и утонённой оболочкой в условиях аварии с вводом положительной реактивности  | 1 000           | 3            | Около 60 МВт·сут/кг урана          |
| Обоснование работоспособности полномасштабных твэлов ТВС реактора ВВЭР-1000 с топливной таблеткой без центрального отверстия в режимах со скачкообразным увеличением мощности и определение предельной деформации оболочек из циркониевых сплавов при коротком времени выдержки после исходного события | 3 850           | 11           | 40–50 МВт·сут/кг урана             |
| Обоснование работоспособности толерантного (устойчивого к аварийным ситуациям) ядерного топлива для реакторов ВВЭР и PWR  | 500             | 48           | Около 10 МВт·сут/кг урана          |
| Исследование влияния низкотемпературного облучения на механические характеристики образцов конструкционных материалов   | —               | 96 образцов  | —                                  |
| Испытания экспериментальной ТВС типа PWR в условиях борно-литиевого водно-химического режима для подтверждения ресурсных и коррозионных характеристик   | 1 000           | 10           | Около 15 МВт·сут/кг урана          |

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

## РЕАКТОР СМ

Реализуется перспективная программа научно-исследовательских, опытно-конструкторских и экспериментальных работ на 2015–2030 годы. В полном объёме выполнен контроль состояния металла оборудования и трубопроводов.

Проведён методический реакторный эксперимент с облучательным устройством, содержащим в своём составе экспериментальную капсулу с таблетками из ураноциркониевого карбонитридного топлива. В рамках разработки новой радиационно стойкой стали внутрикорпусных устройств для перспективных реакторов типа ВВЭР завершены испытания образцов конструкционных материалов:

- ◆ в ампульном канале с естественной циркуляцией воды в отражателе реактора при температуре 300 °С;
- ◆ в активной зоне реактора в условиях контакта с теплоносителем первого контура.

Продолжены работы по инвестиционному проекту «Барсук»<sup>8</sup>, направленному на модернизацию активной зоны и расширение экспериментальных возможностей реакторной установки:

- ◆ проведены реакторные испытания твэлов с малым вредным поглощением нейтронов до достижения проектного значения выгорания топлива, твэлы сохранили герметичность;
- ◆ из корпуса реактора выгружена и отправлена на длительное хранение старая центральная зона, а в корпус установлена новая, модернизированная;
- ◆ испытывают новые электромеханические приводы рабочих органов системы управления и защиты;
- ◆ выполнен демонтаж физически и морально устаревшей аппаратуры системы управления и защиты; проводят работы по монтажу изготовленного современного цифрового комплекса аппаратуры системы управления и защиты;
- ◆ выполняют монтаж внутрикорпусных устройств и кабельных трасс.

Получено экспертное заключение Ростехнадзора на комплект документов для внесения изменений в условия действия лицензии на эксплуатацию реактора.

Выполнена, как и в предыдущие годы, обширная программа по реакторному получению радионуклидов, применяющихся в различных сферах деятельности: промышленности, науке и медицине. В нейтронной ловушке реактора нарабатывали радионуклиды медицинского назначения с высокой удельной активностью, такие как стронций-89, вольфрам-188, барий-131, лютеций-177. Продолжена наработка иридия-192, кобальта-60 с высокой удельной активностью (более 9,25 ТБк/г (250 Ки/г)) и востребованных в ядерной медицине йода-125 и йода-131. Осуществлялась программа по получению изотопов трансплутониевых элементов, в том числе калифорния-252, предназначенного для изготовления нейтронных источников.

В рамках договора с Институтом ядерных исследований Российской академии наук проведены работы по накоплению хрома-51 активностью более 0,13 ЭБк (3,55 МКи) в центральной нейтронной ловушке реактора с целью последующего изготовления на его основе калибровочного образца для галлиево-германиевого нейтринного телескопа (проект «Мармот»<sup>9</sup>) и реализации эксперимента по поиску стерильных нейтрино в Баксанской нейтринной обсерватории.

## КРИТИЧЕСКИЕ СТЕНДЫ РЕАКТОРОВ СМ И МИР

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

На критическом стенде реактора СМ продолжены исследования нейтронно-физических характеристик реактора с модернизированной активной зоной. В рамках проекта по наработке хрома-51 и изготовлению на его основе калибровочного образца источника нейтрино проведены

<sup>8</sup> Здесь и далее проект по модернизации активной зоны реактора СМ. — Прим. ред.

<sup>9</sup> Здесь и далее проект по накоплению хрома-51 в реакторе СМ в рамках эксперимента по поиску стерильных нейтрино. — Прим. ред.

экспериментальные исследования физических характеристик реактора с макетом облучательного устройства в нейтронной ловушке. Результаты исследований успешно подтверждены при загрузке и последующем облучении устройства в реакторе. Итогом экспертизы документов по безопасности критического стенда стало положительное заключение, позволяющее получить в 2020 году очередную лицензию на эксплуатацию установки. Проведены работы по подготовке изменения конструкторской документации с целью приведения критического стенда в соответствие с планируемой компоновкой реактора СМ после модернизации. Сформирован комплект документов в Ростехнадзор, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации критического стенда с учётом внесения изменений в проект, в рамках процедур изменения условий действия лицензии на эксплуатацию установки.

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

### РЕАКТОР ВК-50

Основные направления работ на реакторной установке в отчётном году:

- ◆ выработка и подача в сеть электрической энергии и тепла (энерговыработка — 1 046 277 МВт·ч);
- ◆ расчётные и экспериментальные исследования по эффективному использованию топлива в активной зоне реактора;
- ◆ получение экспериментальных данных по физике, теплофизике, теплогидравлике, выходу и распространению продуктов деления, необходимых для верификации расчётных программ, разработок и предложений по существующим и инновационным реакторам и обоснования безопасности действующих;
- ◆ изучение характеристик водно-химического режима, разработка методики его поддержания и контроля показателей;
- ◆ усовершенствование расчётно-методического обеспечения для обоснования безопасной и эффективной работы реакторной установки;
- ◆ обращение с отработавшими тепловыделяющими сборками.

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

## РАЗВИТИЕ КОМПЛЕКСА МЕТОДИК ИСПЫТАНИЙ И ИССЛЕДОВАНИЙ ПЕРСПЕКТИВНЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

В настоящее время растёт спрос со стороны отечественных и зарубежных заказчиков на испытания образцов материалов и экспериментальных твэлов в различных условиях с разными параметрами облучения. АО «ГНЦ НИИАР» — единственный институт, имеющий обширную реакторную базу, комплекс радиационно-защитных камер и множество экспериментально-исследовательских стендов и методик, позволяющих исследовать широкий спектр реакторных материалов и изделий из них в самых разнообразных условиях облучения, отличающихся по спектру и плотности нейтронов, температуре и среде облучения, различным нагружающим факторам.

Для выполнения испытаний и исследований конструкционных материалов и элементов активных зон ядерных энергетических установок, в том числе корпусных материалов и материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-С и ВВЭР-СКД, необходимо разработать и аттестовать методики, которые позволят получать данные:

- ♦ о характеристиках ползучести и распухания под напряжением образцов конструкционных материалов, облучённых в реакторе с быстрым спектром нейтронов (более 0,1 МэВ);
- ♦ о формоизменении оболочек экспериментальных твэлов для любых значений выгорания топлива.

Благодаря применению этих методик поведение оболочечного материала в составе твэла может быть спрогнозировано на ранней стадии, а установка в экспериментальную ТВС твэлов с различными материалами оболочек позволит на стадии реакторного облучения сравнивать поведение материалов и выбирать необходимый для дальнейшего внедрения.

В отчётном году были реализованы наработки по следующим методикам:

- 1) методике выполнения измерений линейных геометрических размеров газонаполненных образцов конструкционных материалов после облучения:
  - ♦ разработан проект методики выполнения измерений;
  - ♦ разработана и изготовлена оснастка для проведения измерений облучённых и необлучённых коаксиальных газонаполненных образцов при сжимающем и растягивающем напряжении;
  - ♦ исследована исходная микроструктура материала коаксиальных газонаполненных образцов;
  - ♦ для апробации методики проведены измерения диаметра и длины коаксиальных газонаполненных образцов, облучённых в реакторе БОР-60 при температуре 320–350 °С до повреждающей дозы выше 60 сна при растягивающем и сжимающем напряжении.
- 2) методике измерения диаметра оболочек экспериментальных твэлов на стенде инспекции в бассейне выдержки реактора МИР:
  - ♦ сформулированы основные положения методики;
  - ♦ приведено описание измерительного оборудования и принципа его работы;
  - ♦ разработан проект методики измерения диаметра оболочек экспериментальных твэлов на стенде инспекции в бассейне выдержки реактора МИР. Для отработки методики и её аттестации необходима разработка и изготовление набора эталонов диаметра и проведение серии измерений с использованием этих эталонов.

Перечисленные наработки будут использованы при проведении серии измерений для получения статистически значимого количества результатов, необходимого для аттестации методик, применение которых позволит получать данные о свойствах новых конструкционных материалов.

*А.И. Долгов, Е.И. Макаров, М.А. Мокеичев, В.С. Неустроев, А.В. Черёмухин*

## ПРОВЕДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ СО СКАЧКООБРАЗНЫМ УВЕЛИЧЕНИЕМ МОЩНОСТИ ТВЭЛОВ

В отчётном периоде в реакторе МИР был проведён эксперимент со скачкообразным увеличением мощности твэлов в рамках разработки и обоснования безопасности ядерного топлива новых конструкций сборок для АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Объектами испытаний были шесть полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000, отработавших в составе тепловыделяющей сборки ТВСА-Альфа. Исходный внешний и внутренний диаметр оболочек твэлов, изготовленных из циркониевого сплава Э110<sup>10</sup>, составлял 9,1 и 7,93 мм соответственно. Топливный сердечник был набран из таблеток без центрального отверстия. Максимальное выгорание топлива составило 44–45 МВт-сут/кг урана.

Целью эксперимента было получение экспериментальных данных для обоснования критериев по предельному / допустимому окружному напряжению и деформации оболочек для данного типа твэлов в режимах с нарушением нормальной эксплуатации, связанных со скачкообразным увеличением мощности. Возможные исходные события, приводящие к резкому скачку мощности, можно разделить на два временных сценария: протекающие за 10–30 минут и за время около одной минуты [1, 2]. Поэтому во время эксперимента реализовывали оба эти варианта на разных твэлах. Для этого было разработано и изготовлено специальное облучательное устройство для испытаний в режиме быстрого изменения мощности твэлов (рис. 1.1), которое обеспечивалось за счёт поворота гафниевого экрана [3].

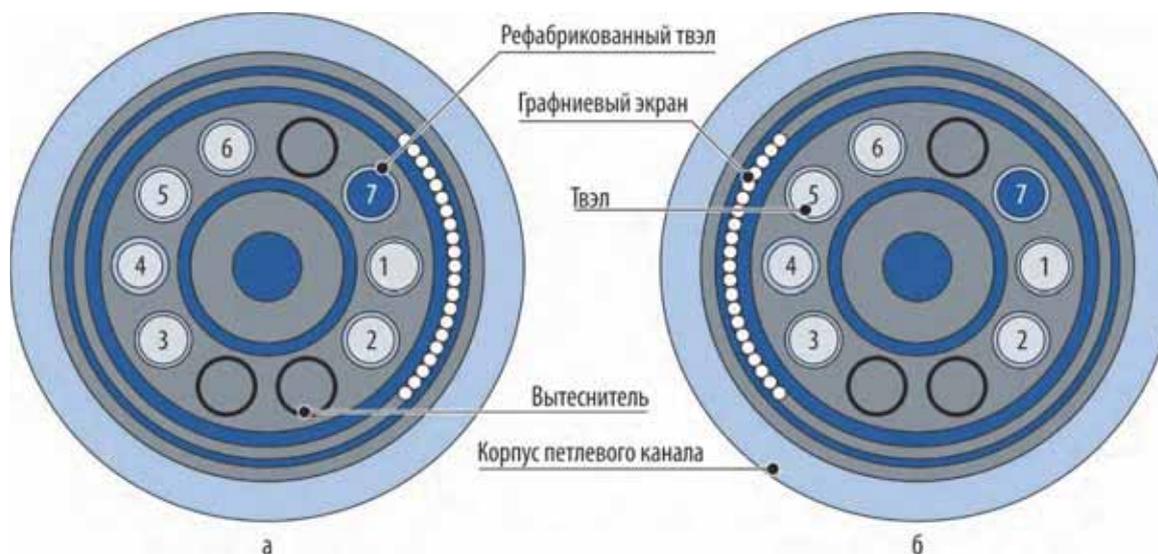


Рис. 1.1. Принципиальная схема облучательного устройства при различном положении гафниевого экрана: 0° (а) и 180° (б)

В облучательное устройство были установлены шесть полномасштабных твэлов реактора ВВЭР-1000 и рефабрикованный твэл, который был оснащён датчиком измерения температуры топлива и датчиком измерения удлинения твэла. Высота топливного сердечника рефабрикованного твэла составляла 0,65 м, а полномасштабных — около 3,5 м. Ниже ячейки с рефабрикованным твэлом поместили гафниевый детектор прямого заряда. Предварительно экран установили напротив ячеек с первым, вторым и седьмым твэлами. Во время эксперимента выполнили два увеличения мощности на разных твэлах. Время выдержки на уровне мощности перед первым увеличением составило примерно 48 часов, после первого увеличения — приблизительно 17 часов, после второго — около 12 часов, реактор был остановлен примерно за час. Первое увеличение мощности (рис. 1.2, а) приблизительно в 1,9 раза выполнено за счёт увеличения общей мощности реактора

<sup>10</sup> Здесь и далее Э110 — сплав на основе циркония, применяющийся в качестве конструкционных материалов элементов ТВС. — Прим. ред.

примерно за 15 минут, как и в ранее проведённых экспериментах [1, 2]. Второе увеличение мощности (рис. 1.2, б) на первом и втором полномасштабных и рефабрикованном твэлах выполнено поворотом поглощающего экрана на 180° примерно за одну минуту. Изменение линейной мощности твэлов (приблизительно двукратное увеличение) и температуры топлива произошло примерно за сорок секунд. Мощность петлевого канала изменилась приблизительно на 5 %.

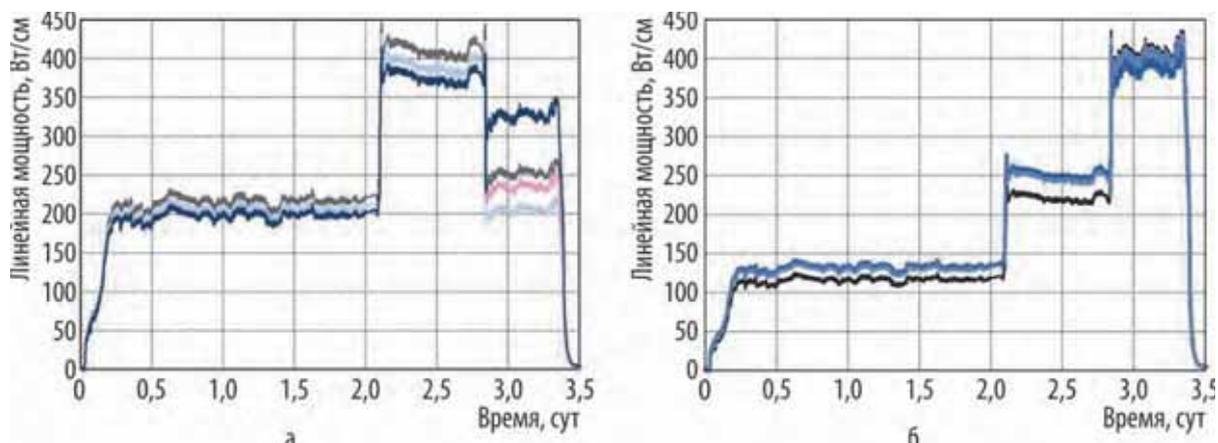


Рис. 1.2. Изменение во время эксперимента максимальной линейной мощности твэлов:

а — третьего (—), четвёртого (—), пятого (—), шестого (—); б — первого (—), второго (—) и рефабрикованного (—)

Изменение линейной мощности твэлов контролировали штатными приборами контроля петлевой установки по изменению мощности петлевого канала с облучательным устройством, а также косвенными методами по показаниям гафниевого детектора прямого заряда и по разнице температуры топлива и теплоносителя (рис. 1.3).

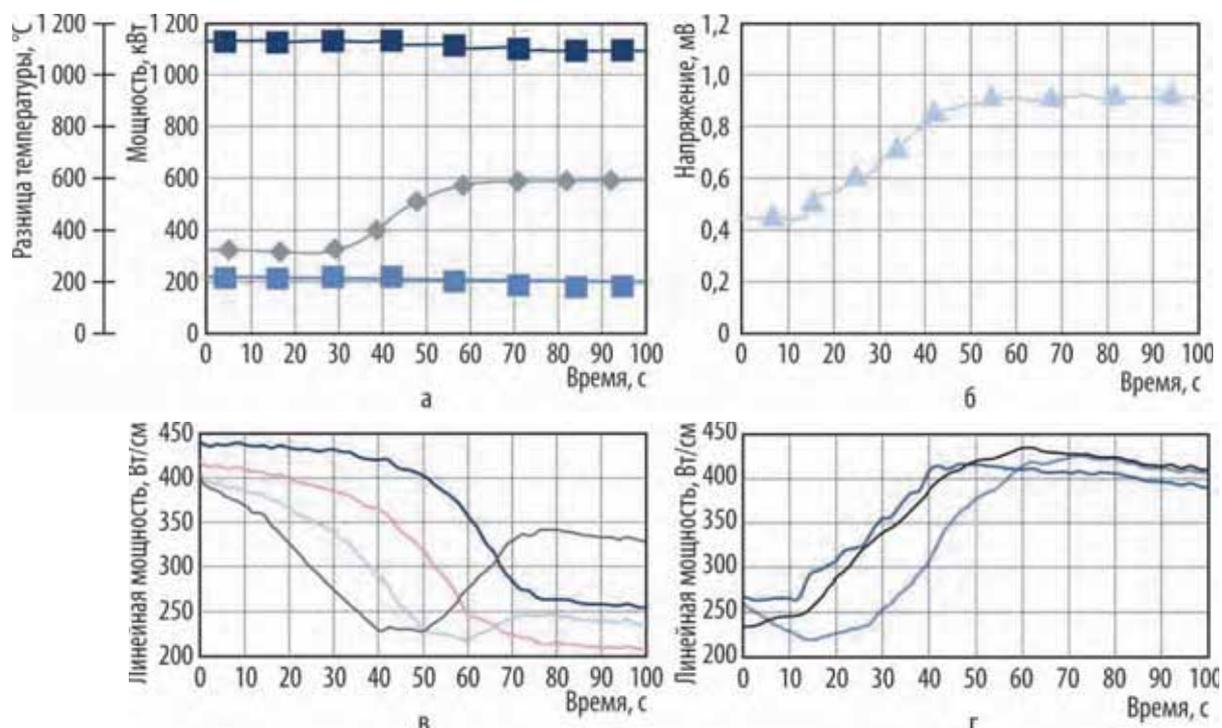


Рис. 1.3. Изменение контролируемых параметров: разницы показаний температуры (◆) топлива и теплоносителя и мощности петлевого канала (■) и рабочих (■) ТВС (а); показаний детектора (▲) прямого заряда (б); максимальной линейной мощности третьего (—), четвёртого (—), пятого (—) и шестого (—) твэлов (в), а также первого (—), второго (—) и рефабрикованного (—) твэлов (г) — во время второго увеличения мощности

Практически двукратное увеличение локальной мощности твэлов в сравнении с мощностью на последнем этапе эксплуатации на атомной электростанции привело к деформации тепловыделяющих элементов (рис. 1.4).

После испытаний твэлы были обследованы в радиационно-защитных камерах, где с помощью катетометра провели измерения удлинения рефабрикованного твэла. Полученные значения сравнили с результатами измерения внутриреакторного датчика удлинения после остановки реактора при достижении температуры 40–65 °С. Для внутриреакторного датчика среднее значение составило 1,773 мм со стандартным отклонением выборки ( $\pm 0,014$  мм), среднее значение удлинения, полученное с помощью катетометра, было равно 1,96 мм (неопределённость измерений —  $\pm 0,26$  мм). Также было выполнено гамма-сканирование всех твэлов и по его результатам уточнено распределение линейной мощности (рис. 1.5). Испытанные тепловыделяющие элементы переданы на материаловедческие исследования.

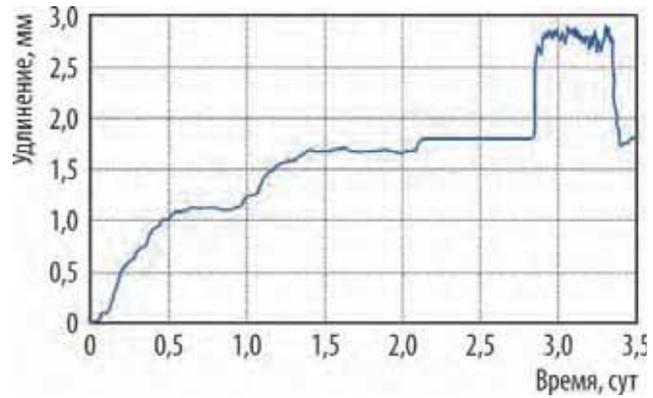


Рис. 1.4. Аксиальная деформация (удлинение) рефабрикованного твэла во время эксперимента

Для внутриреакторного датчика среднее значение составило 1,773 мм со стандартным отклонением выборки ( $\pm 0,014$  мм), среднее значение удлинения, полученное с помощью катетометра, было равно 1,96 мм (неопределённость измерений —  $\pm 0,26$  мм). Также было выполнено гамма-сканирование всех твэлов и по его результатам уточнено распределение линейной мощности (рис. 1.5). Испытанные тепловыделяющие элементы переданы на материаловедческие исследования.

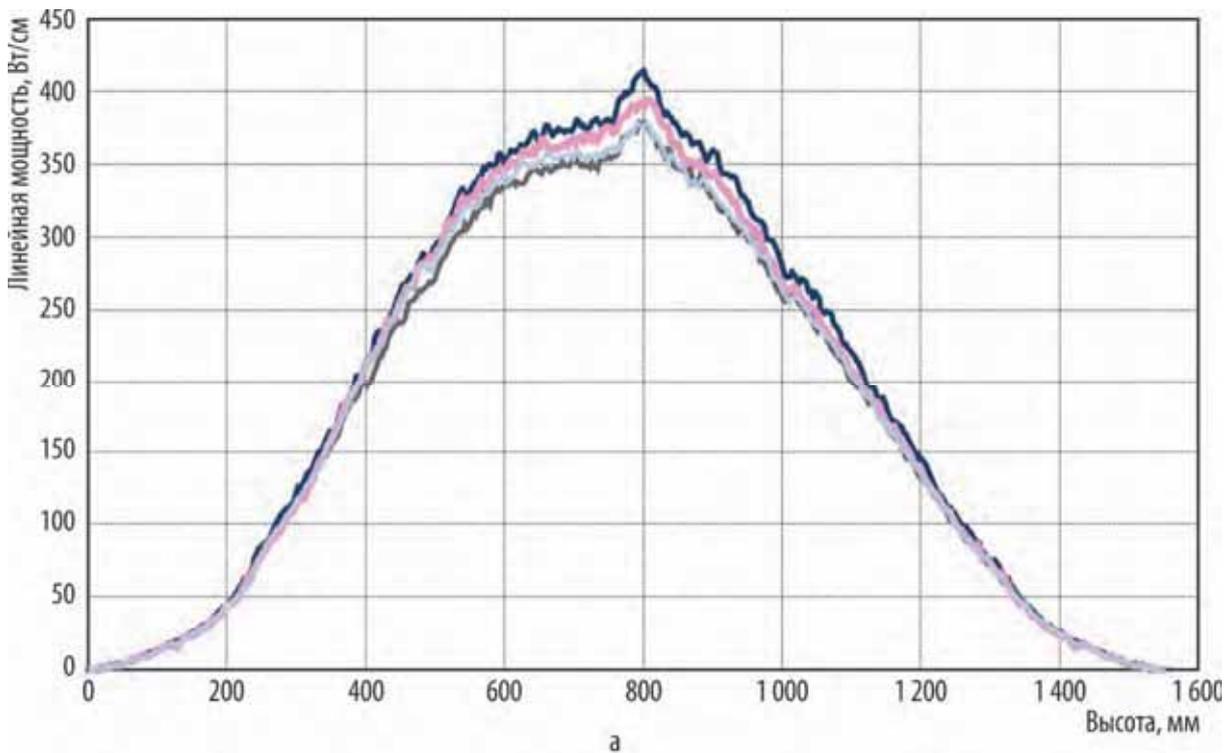


Рис. 1.5. Распределение линейной мощности по высоте твэлов:  
а — третьего (—), четвертого (—), пятого (—) и шестого (—);  
б — первого (—), второго (—) и рефабрикованного (—)

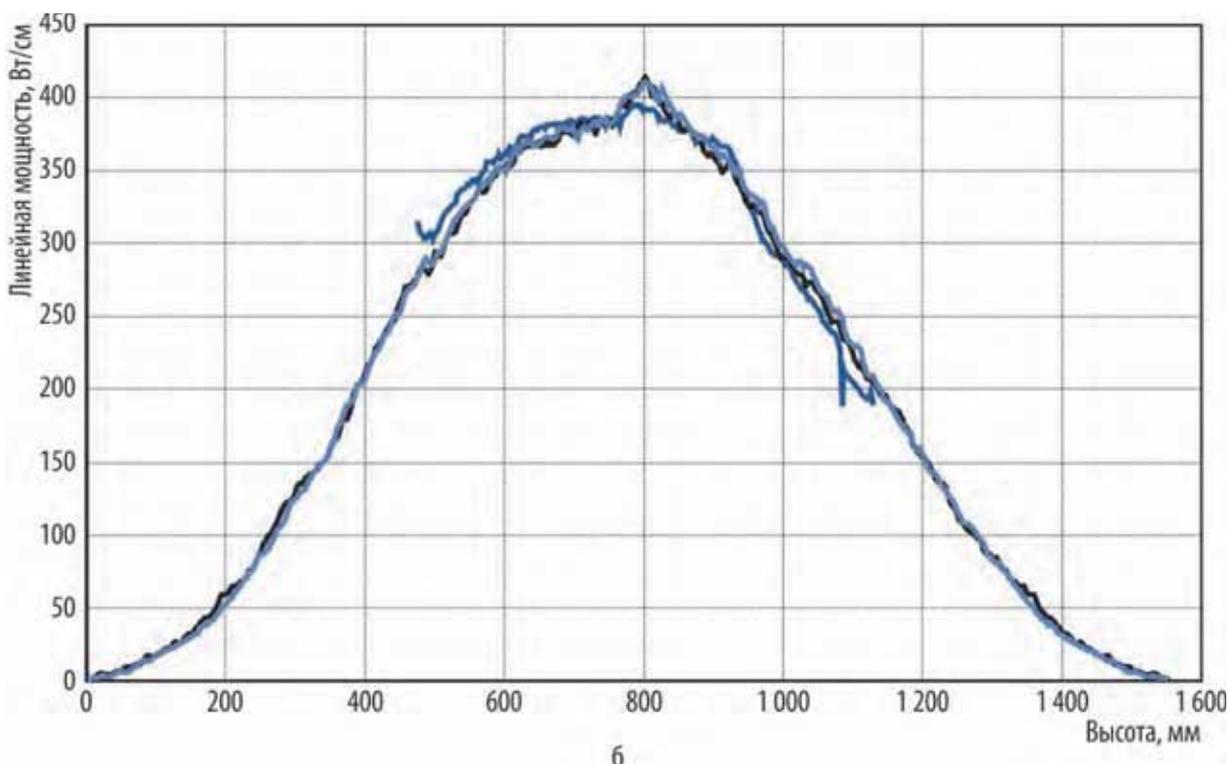


Рис. 1.5. Окончание

#### Список литературы

1. Eshcherkin A.G., Ovchinnikov V.A., Shakhmut E.E. et al. [Электронный ресурс]. Power ramping and cycling testing of VVER fuel rods in the MIR reactor. — The 18th IGORR conference and IAEA Workshop on Safety Reassessment of Research Reactors in Light of the Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident (J7-TR-54790), 4–7 December 2017, Sydney, Australia. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.igorr.com/Documents/2017-Sydney/Presentation/Wednesday/90%20present%20IGORR%20EAG2.pdf> (date of the application: 11.03.2020).
2. Ещеркин А.Г., Кузнецова Е.Е., Шахмуть Е.Е. Особенности методики испытаний в петлевом канале реактора МИР твэлов в режимах с изменением мощности. — Сборник докладов конференции молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике», г. Москва, 20–21 ноября 2014 г. — М.: АО «НИКИЭТ», 2014. С. 169–180.
3. Патент 127506 (13)U1, Российская Федерация, (51)МПК G21C7/08 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания в исследовательском ядерном реакторе твэлов в режимах с изменением мощности / Калыгин В.В., Овчинников В.А. // Бюл., 2013. № 12. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://www1.fips.ru/fips\\_servl/fips\\_servlet](http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet) (дата обращения: 11.03.2020).

А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть,  
Е.Е. Кузнецова, Ю.С. Кудрин

## ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ КВАРЦЕВОГО ОПТОВОЛОКНА И ОПТИЧЕСКИХ ЭЛЕМЕНТОВ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ МОЩНОГО ЛАЗЕРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

В настоящее время одной из наиболее важных и актуальных проблем ядерной физики являются вывод из эксплуатации и утилизация оборудования АЭС. В контексте этой задачи вопрос демонтажа и фрагментации активированных конструкций корпуса реакторной установки остаётся практически не решённым. Использование дистанционной лазерной резки толстостенных пространственных металлоконструкций, применение которой хорошо зарекомендовало себя при ликвидации техногенных аварий, может быть одним из наиболее перспективных способов решения данного вопроса. В условиях остаточного гамма-излучения выведенной из эксплуатации реакторной установки необходимо примерно на 30–50 м дистанцировать от неё лазерное оборудование с возможностью передачи лазерного излучения мощностью в несколько десятков киловатт по специальному кварцевому оптоволокну диаметром около 300 мкм. К настоящему времени отсутствует достоверная информация о способности такого волокна и других оптических элементов лазерной установки без потерь передавать излучение с длиной волны приблизительно 1,07 мкм в условиях ионизирующего излучения.

Целью работы являлось определение принципиальной возможности и / или условий передачи лазерного излучения в зону радиационного воздействия, а также определение допустимого уровня воздействия гамма-излучения, при котором в исследуемом кварцевом волокне ещё не появляются центры окраски<sup>11</sup> и не регистрируется потеря мощности транспортируемого по этому волокну лазерного излучения с длиной волны приблизительно 1,07 мкм.

Эксперимент должен был быть проведён при следующих условиях: мощность поглощённой дозы объектов испытаний должна находиться в диапазоне 0,1 до 0,15 Гр/с (10–15 Р/с); достижение интегральных значений поглощённой дозы в объектах последовательно — около 10, 20, 30 Гр (1 000; 2 000; 3 000 Р) и далее до образования центра окраски в транспортном оптоволокну или отсутствия лазерного излучения на выходе волокна; среда испытаний — воздух при атмосферном давлении; температура поверхности объекта — до 60 °С.

В ходе испытаний участок транспортного оптоволокну длиной 200–300 мм был размещён в воздушном пространстве между двумя источниками кобальта-60 (рис. 1.6). Кобальтовый источник представляет собой трубку (диаметром 6,9 мм, с толщиной стенки, равной 0,5 мм, и длиной 430 мм) из нержавеющей стали марки 14X17H2<sup>12</sup>. В центре трубки находится вытеснитель из нержавеющей стали в виде полого цилиндра диаметром 3 мм и с толщиной стенок, равной 1 мм. Высота засыпки заготовок кобальта составляет 320 мм. Остальной объём заполнен гелием.

Из данных рис. 1.7, на котором приведена расчётная зависимость мощности поглощённой дозы от расстояния  $X$ , видно, что необходимая мощность дозы гамма-излучения от источника

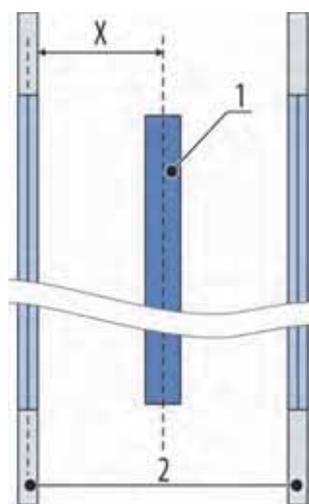


Рис. 1.6. Схема размещения транспортного оптоволоконного кабеля относительно кобальтовых источников: 1 — зона размещения транспортного оптоволоконного кабеля; 2 — источники;  $X$  — расстояние между центром зоны размещения кабеля и центром ампулы источника

<sup>11</sup> Центры окраски — точечные дефекты в прозрачных диэлектриках (кристаллах и стёклах), поглощающие оптическое излучение вне области собственного поглощения диэлектрика, то есть в той спектральной области, где поглощение бездефектного диэлектрика отсутствует. — Прим. ред.

<sup>12</sup> 14X17H2 (1X17H2 ЭИ268) — коррозионно-стойкая жаропрочная сталь для изготовления деталей, работающих на нитроном газе, в агрессивных средах и при пониженной температуре; сталь мартенсито-ферритного класса. — Прим. ред.

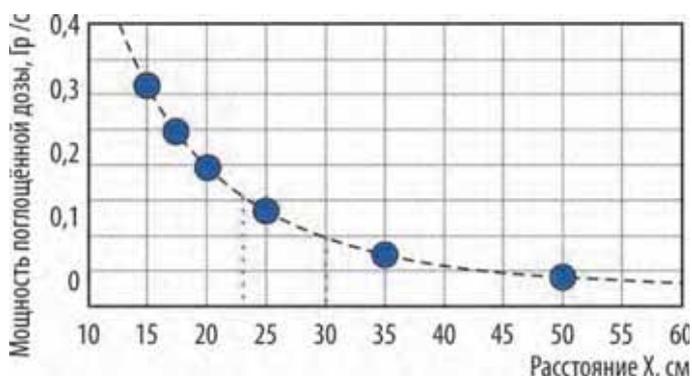


Рис. 1.7. Изменение мощности поглощённой дозы в зависимости от расстояния между центром зоны размещения кабеля и центром ампулы источника

сток транспортного оптоволоконного кабеля был подключён к лазеру и пропущен через проходки в стене биологической защиты камеры по гофрированному пластиковому шлангу. Общая длина участка кабеля, находящегося внутри камеры, составила приблизительно 5,9 м. Центральная часть длиной 0,4 м была равноудалённо расположена между двумя трубчатыми источниками гамма-излучения (рис. 1.8). На выходе участок подключался к измерителю мощности через блок регистрации. В процессе испытаний суммарная поглощённая доза, полученная оптоволоконным кабелем в процессе испытаний, составила примерно 2 529 Гр (252 900 Р), образцами линз типа КУ-1 и КУ-8 — около 3 420 Гр (342 000 Р).

На рис. 1.9 представлены результаты измерений мощности лазерного излучения, доставленного по оптоволоконному кабелю, подвергнутому ионизирующему воздействию, для разных режимов мощности лазерной установки: 30, 40 % от максимальной мощности и для импульсного режима при 40 %. Временной промежуток от 1,55 до 2,00 эфф. ч соответствует включению импульсного режима (552 Вт), после чего был осуществлён возврат к стандартному режиму 40 %. Из приведённой диаграммы видно, что на протяжении всего эксперимента изменение мощности доставленного лазерного излучения не превышает 3 %, что находится в пределах калибровки и естественных колебаний для штатных режимов работы лазерной установки и свидетельствует о том, что при поглощённой дозе около 2 529 Гр (252 900 Р) оптические свойства оптоволоконного кабеля не меняются.



Рис. 1.8. Внешний вид участка транспортного оптоволоконного кабеля в радиационно-защитной камере для работы с кобальтовыми источниками

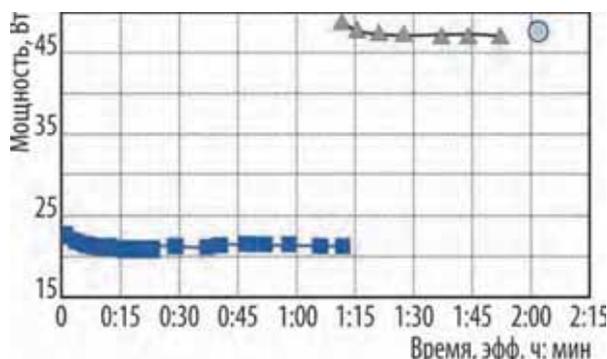


Рис. 1.9. Изменение мощности лазерного излучения, доставленного по оптоволоконному кабелю на регистрирующий блок, в зависимости от времени при разных режимах мощности лазерной установки: 30 (■), 40 (▲) % и импульсном режиме (○)

реализуется при размещении источников активностью 54,02 ТБк (1,46 кКи) на расстоянии 23–30 см по обе стороны от оптоволоконного кабеля. При этом радиационное энерговыделение в составных элементах кабеля от потока гамма-квантов при размещении источников на этом расстоянии не превысит 0,13 Вт/кг.

В непосредственной близости от радиационно-защитной камеры для работы с кобальтовыми источниками была размещена лазерная установка — иттербиевый волоконный лазер YLR-150/1500-QCW-MM-AC. Уча-

В результате ионизирующего воздействия при поглощённой дозе около 3 420 Гр (342 000 Р) защитные стекла из кварца КУ-1 не снижают показатели пропускания света, сохранив полную работоспособность, в отличие от образцов из кварца КУ-8, пропускание которых снизилось с 92,3 до 84 %, что делает их непригодными для использования в оптических системах, попадающих под ионизирующее излучение.

*С.В. Серёдкин, Н.К. Калинина, М.О. Громов,  
Г.А. Ильиных, В.А. Кисляков, В.Г. Нагайцев*

## РАЗРАБОТКА ТРЕБОВАНИЙ К ВНЕШНЕМУ ВИДУ РЕАКТОРНОЙ ЖИДКОСОЛЕВОЙ ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКИ

В отчётном году исследована возможность создания жидкосолевой петлевой установки в высокопоточных исследовательских реакторах АО «ГНЦ НИИАР», моделирующей нейтронно-физические характеристики и температурные условия для изучения изменения механических характеристик и коррозионной стойкости разных конструкционных материалов в среде различных видов топливной соли. Проведены расчёты и анализ возможности создания такой петлевой установки в реакторах БОР-60, МИР и СМ. Выполненные исследования свидетельствуют, что по нейтронно-физическим характеристикам наиболее подходящим является реактор СМ.

Для реактора СМ определены требования к внешнему виду петлевой установки, разработана её технологическая схема и проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты для обоснования необходимых параметров испытаний. Поскольку в настоящее время необходимые исходные данные для моделирования оборудования жидкосолевой реакторной установки с контурами охлаждения и блока переработки отсутствуют, была выбрана конструктивная схема петлевой установки с естественной циркуляцией. Расчётные исследования показали, что каналы установки должны быть размещены в ближних к активной зоне ячейках отражателя реактора СМ. В них могут испытываться образцы различных конструкционных материалов при температуре до 700–800 °С.

Программа исследований на разрабатываемой установке в реакторе СМ должна включать следующие работы:

- ◆ проведение сравнительных коррозионных испытаний различных сплавов;
- ◆ определение коррозии образцов в напряжённом состоянии;
- ◆ оценку влияния теллура на межкристаллитную коррозию сплавов под облучением;
- ◆ изучение
  - накопления гелия в образцах, влияющего на хрупкость материалов,
  - влияния облучения в соли на прочностные характеристики сплавов,
  - свойств различных солей под облучением,
  - накопления трития.

Для изучения изменения физико-механических характеристик образцов конструкционных материалов различных типов оценена возможность проведения ампульных испытаний в реакторе СМ и разработана принципиальная программа экспериментальных исследований.

*А.Л. Ижуров, А.В. Бурукин, С.В. Серёдкин, В.В. Пименов,  
Н.К. Калинина, П.С. Палачёв, Н.Ю. Марихин, А.А. Одабашиян*

## РАЗРАБОТКА И ПРОВЕДЕНИЕ МЕТОДИЧЕСКИХ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА С ОБРАЗЦАМИ УРАНОЦИРКОНИЕВОГО КАРБОНИТРИДНОГО ТОПЛИВА

Для обеспечения возможности проведения ресурсных испытаний ураноциркониевого карбонитридного топлива разработано специальное (методическое) облучательное устройство и проведены его реакторные испытания. Выполненная работа необходима для отработки технологии изготовления устройства и оценки возможности обеспечения требуемых параметров испытаний топлива. Основные требования к ресурсным испытаниям ураноциркониевого карбонитридного топлива были следующие:

- ◆ максимальная температура в центре топливной таблетки до 1 600 К;
- ◆ глубина выгорания урана-235 до 40 % fifa<sup>13</sup>;
- ◆ энерговыделение в топливе — от 500 до 550 Вт/см<sup>3</sup>;
- ◆ газовая среда испытаний — гелий, азот, неон.

Методическое облучательное устройство содержало:

- ◆ ампулу из нержавеющей стали (диаметром 24 мм и толщиной стенки 1,5 мм), охлаждаемую водой первого контура реактора и выполняющую роль корпуса облучательного устройства;
- ◆ герметичную экспериментальную капсулу, установленную внутри ампулы (рис. 1.10);
- ◆ комбинированный экран, выполненный из гафниевого проволочного и стального вытеснителя (рис. 1.11);
- ◆ подвеску с фланцем для крепления на крышке реактора.

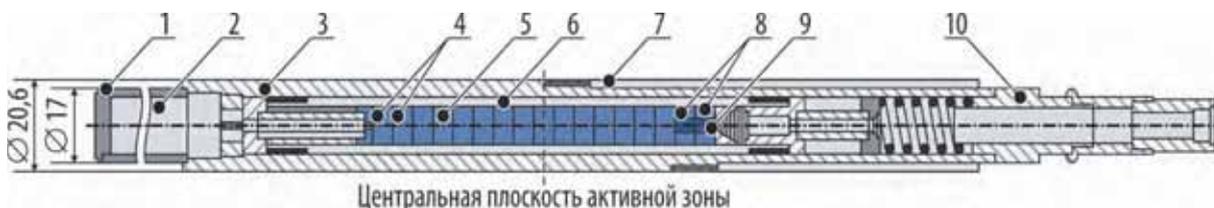


Рис. 1.10. Схема экспериментальной капсулы: 1 — нижняя часть молибденового чехла капсулы; 2 — компенсационный объём; 3 — молибденовый чехол; 4 — таблетки карбонитридного топлива с низкообогащённым ураном; 5 — таблетка карбонитридного топлива с обогащением 19,75 % по урану-235; 6 — вольфрамовая оболочка; 7 — паз для установки термоэлектрического преобразователя; 8 — таблетка карбонитридного топлива с обогащением 19,75 % по урану-235 с центральным отверстием диаметром 2 мм; 9 — отверстие для установки термоэлектрического преобразователя; 10 — концевик

Реакторные испытания облучательного устройства с экспериментальной капсулой с ураноциркониевым карбонитридным топливом проводили в ячейке 11 отражателя реактора СМ. Суммарное время облучения составило 23,3 эфф. сут. При испытаниях температура топлива доходила до 1 800 К. Изменение температуры топлива и молибденовой оболочки экспериментальной капсулы (на уровне топливной таблетки и на уровне центральной плоскости активной зоны) и давления в полостях ампулы и подвески приведено на рис. 1.12, в табл. 1.5 представлены данные об изменении температуры и давления в облучательном устройстве в процессе реакторных испытаний и восстановленное значение максимальной температуры топлива на основании проведённых расчётов. Погрешность восстановления связана с неопределённостью размещения королька термоэлектрического преобразователя и составляет  $\pm 40$  °С.

<sup>13</sup> Fifa (fissions per initial fissionable atom) — число актов деления ядер на один первоначально загруженный делящийся атом. — Прим. ред.

Таблица 1.5

## Температура и давление в облучательном устройстве

| Номер кампании | Значение | Температура, °С |             |              |                                |                                     |           | Давление, МПа |            |
|----------------|----------|-----------------|-------------|--------------|--------------------------------|-------------------------------------|-----------|---------------|------------|
|                |          | измеренная      | в топливе   |              | в молибденовом чехле на уровне |                                     |           | в ампуле      | в подвеске |
|                |          |                 | расчитанная |              | топливной таблетки             | центральной плоскости активной зоны |           |               |            |
|                |          |                 | минимальная | максимальная |                                | в точке 1                           | в точке 2 |               |            |
| 1              | Среднее  | 1 059           | 1 256       | 1 336        | 365,9                          | 455,6                               | 490,7     | 0,34          | 0,35       |
|                | Минимум  | 962             | 1 159       | 1 239        | 336,6                          | 420,4                               | 451,7     |               | 0,33       |
|                | Максимум | 1 090           | 1 287       | 1 367        | 372,6                          | 464,6                               | 499,1     | 0,35          | 0,38       |
| 2              | Среднее  | 1 083           | 1 280       | 1 360        | 364,2                          | 459,6                               | 494,2     | 0,34          | 0,36       |
|                | Минимум  | 1 014           | 1 211       | 1 291        | 342,2                          | 425,5                               | 460,9     |               | 0,34       |
|                | Максимум | 1 124           | 1 321       | 1 401        | 376,0                          | 476,2                               | 511,1     |               | 0,38       |
| 3              | Среднее  | 1 103           | 1 300       | 1 380        | 367,5                          | 468,1                               | 500,9     | 0,34          | 0,39       |
|                | Минимум  | 1 016           | 1 213       | 1 293        | 339,2                          | 428,0                               | 461,2     |               | 0,37       |
|                | Максимум | 1 139           | 1 336       | 1 416        | 377,1                          | 481,8                               | 514,0     |               | 0,35       |

На рис. 1.13 приведено сопоставление результатов нейтронно-физического расчёта плотности потока нейтронов с энергией более 0,5 эВ, энерговыделения в исследуемых таблетках и измеренных значений температуры топлива и молибденовой капсулы в определённые моменты времени в течение всего периода испытаний.

Рост температуры топливной таблетки обусловлен двумя факторами. В каждой кампании при работе реактора СМ на постоянной мощности вследствие перемещения компенсирующих органов происходит постоянный рост энерговыделения и плотности нейтронного потока в каналах отражателя<sup>14</sup>. Также рост температуры топливной таблетки обусловлен изменением теплопроводности газовой среды внутри экспериментальной капсулы из-за выхода газообразных продуктов деления и, возможно, азота, имеющих теплопроводность в несколько раз меньшую, чем у гелия. Влияние теплопроводности хорошо прослеживалось: уровень температуры топлива возрастал в каждой последующей кампании, в то время как температура молибденовой капсулы изменялась незначительно.

Среднее значение объёмного энерговыделения в исследуемых таблетках за время методических реакторных испытаний составило 516 Вт/см<sup>3</sup>, а выгорание, достигнутое в исследуемых таблетках, — 0,78 % урана-235 (0,63 fifa).

Показано, что среда испытаний и температура топлива соответствуют требованиям к проведению методических испытаний: инертная среда — гелий при давлении 0,34–0,35 МПа, максимальная расчётно-экспериментальная температура топлива — не более 1 420 °С. На основании полученных результатов рекомендовано доработать конструкцию экспериментальной капсулы и облучательного устройства таким образом, чтобы в начале реакторных испытаний температура топлива была ниже примерно на 200 °С при заполнении полости ампулы гелием под давлением 0,2–0,3 МПа.

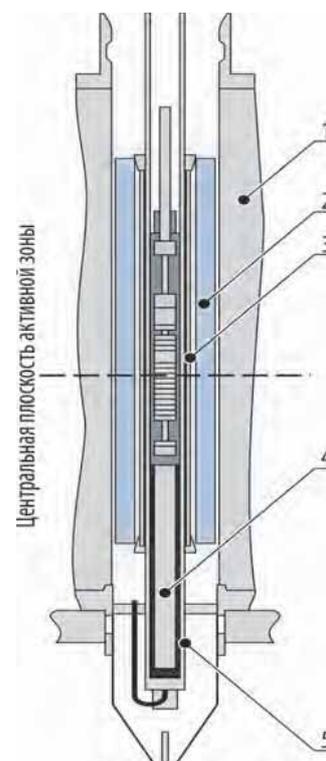


Рис. 1.11. Схема размещения нижней части облучательного устройства:  
1 — бериллиевый блок;  
2 — стальной вытеснитель;  
3 — гафниевый экран;  
4 — экспериментальная капсула;  
5 — корпус облучательного устройства

<sup>14</sup> Гаджиев Г.И., Клинов А.В., Сулаберидзе В.Ш. Сборник нейтронно-физических характеристик каналов облучения реактора СМ. — Димитровград, ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. — 104 с.

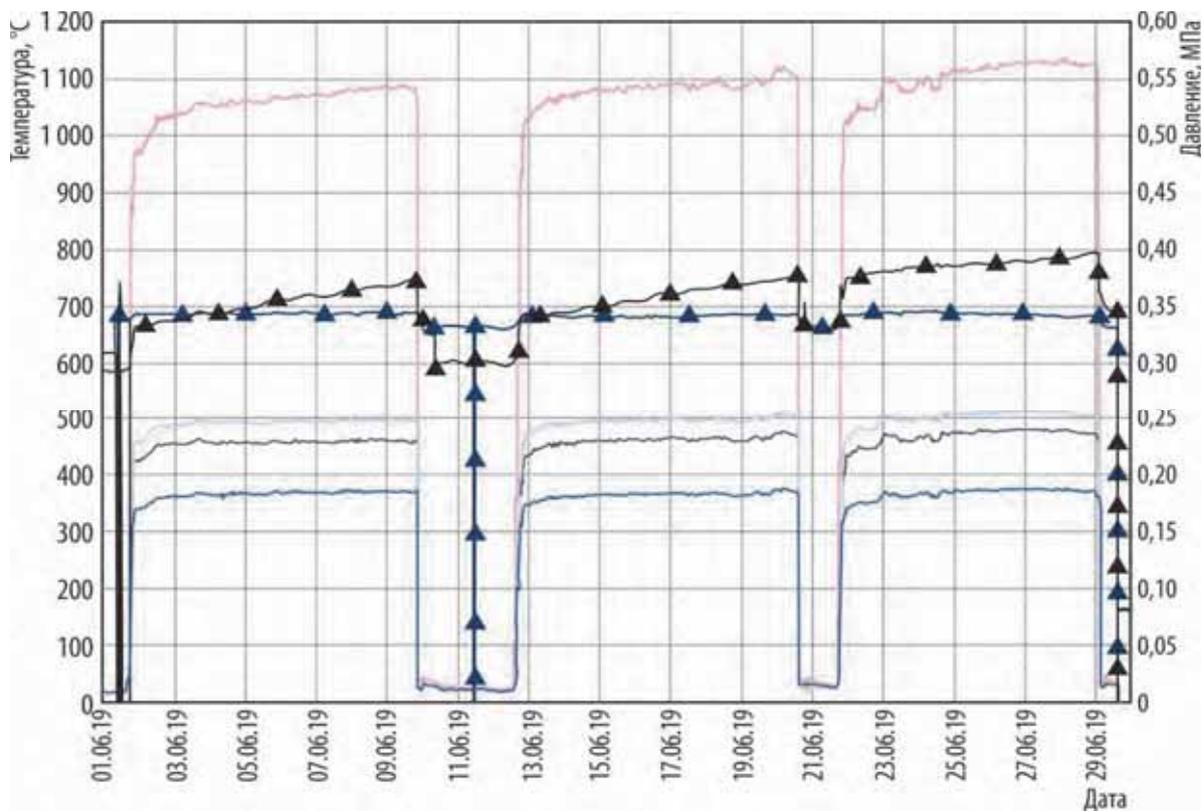


Рис. 1.12. Изменение во время эксперимента температуры в центральном отверстии вспомогательной таблетки (—), на поверхности молибденового чехла на уровне таблетки (—▲) и центральной плоскости активной зоны в точках 1 (—▲) и 2 (—▲), а также давления в полости ампулы (—▲) и подвески (—▲) облучательного устройства

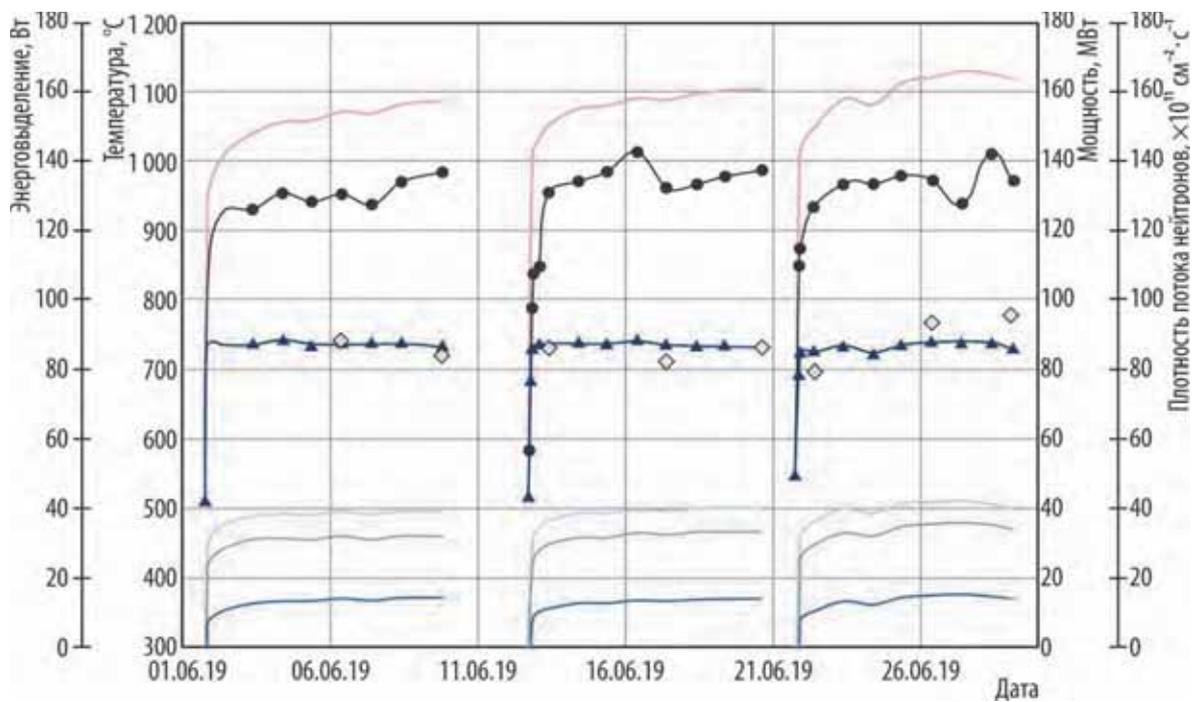


Рис. 1.13. Изменение во время эксперимента плотности потока нейтронов (◇) и энерговыделения (●) в таблетках; мощности реактора (▲); температуры в центральном отверстии вспомогательной таблетки (—), на поверхности молибденового чехла на уровне таблетки (—) и центральной плоскости активной зоны в точках 1 (—) и 2 (—)

С.В. Серёдкин, Н.К. Калинина, В.Г. Нагайцев, В.В. Пименов, Н.Ю. Марихин

## ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ СМ ОБРАЗЦОВ СТАЛЕЙ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРА ВВЭР

В отражателе и активной зоне реактора СМ проведены испытания образцов новой и используемой (08X18H10T<sup>15</sup>) сталей для внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР в условиях контакта с теплоносителем. Облучательное устройство для испытаний образцов в отражателе реактора представляло собой подвеску, размещённую внутри штатного стального канала высокотемпературной петлевой установки ВП-3 (ячейка 3) реактора СМ. Канал был полностью заполнен дистиллированной водой. Для регулирования температуры межкорпусное пространство канала наполняли воздухом, гелием, азотом или их смесью с использованием специального стенда. Организацию естественной циркуляции воды в канале обеспечивали с помощью разделителя потока, в верхней части которого расположены переливные окна. Подвеска устройства (рис. 1.14) включала в себя держатель, на котором были закреплены семь перфорированных трубок с гагаринскими<sup>16</sup> образцами — по шесть штук в каждой. Образцы типа Шарпи<sup>17</sup> установлены на верхнем и нижнем этажах — по четыре штуки на каждом. Вся сборка с образцами крепилась на держателе с помощью штифта и могла отсоединяться, если необходимо, к примеру, для дальнейшего облучения в реакторе БОР-60. Разделитель потока имел съёмную часть на уровне держателя для доступа к образцам в условиях радиационно-защитной камеры.

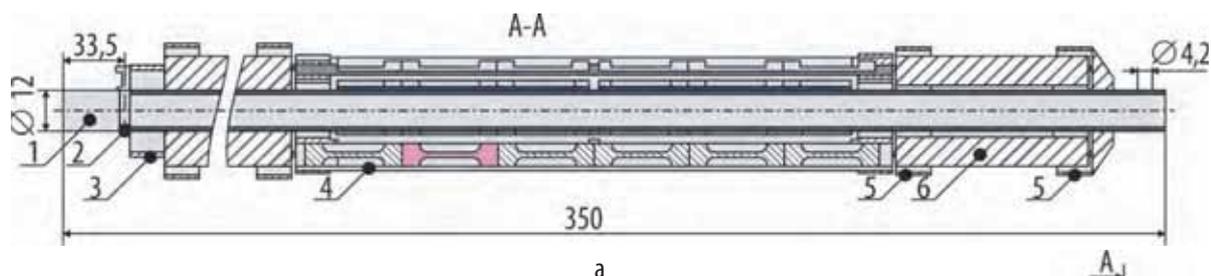


Рис. 1.14. Общий вид (а) и поперечное сечение (б) подвески с образцами: 1 — держатель; 2 — штифт; 3 — верхние обоймы; 4 — трубка для гагаринских образцов; 5 — нижние обоймы; 6 — образец SEB (Шарпи)

Для контроля температурного режима испытаний рабочий участок был оснащён шестью термоэлектрическими преобразователями градуировки хромель — алюмель<sup>18</sup>. Термоэлектрические преобразователи устанавливали на уровне первого, четвёртого и восьмого этажей рядом с образцами. Полость канала трубкой (диаметром 6 мм и толщиной 1 мм) подсоединяли к компенсатору объёма петлевой установки ВП-3. В компенсаторе создавали давление азота в 15–16 МПа, которое необходимо для предотвращения кипения воды на образцах в контуре естественной циркуляции. Регулирование температуры осуществляли, изменяя давление и состав газа в межкорпусном пространстве канала (рис. 1.15). Общее время облучения устройства составило около 135 эффективных суток. Среднее значение температуры за период облучения — 325 °С. Разброс температуры в экспериментальном объёме не превышал  $\pm 5$  °С.

<sup>15</sup> Здесь и далее 08X18H10T — коррозионно-стойкая, жаростойкая хромоникелевая сталь аустенитного класса, применяющаяся для изготовления сварных изделий и обладающая повышенной сопротивляемостью межкристаллитной коррозии в ряде промышленных сред. — Прим. ред.

<sup>16</sup> Гагаринский образец — образец для испытаний на сжатие и растяжение на устройстве типа пресса Гагарина, который изобрёл русский учёный и инженер Андрей Григорьевич Гагарин (отсюда и название). — Прим. ред.

<sup>17</sup> Образец Шарпи — образец для испытаний на ударный изгиб с острым V-образным надрезом; назван в честь французского учёного и профессора металлургии Жоржа Огюстена Альберта Шарпи, который его предложил и впервые использовал. — Прим. ред.

<sup>18</sup> Здесь и далее хромель и алюмель — никелевые сплавы, соединение которых демонстрирует наиболее оптимальные термоэлектрические характеристики, что необходимо для обеспечения высокой точности измерений. Хромель (НХ9,5) — сплав никеля и хрома с массовой долей каждого элемента 89–91 и 8,7–10 % соответственно, с примесью таких материалов, как кремний, медь, марганец и кобальт, причём доля последнего — от 0,6 до 1,2%. Алюмель (НМцАк2-2-1) — сплав, состоящий из никеля (массовая доля — 93–96 %) и алюминия (1,8–2,5 %), характеризующийся высоким содержанием марганца (1,8–2,2 %) и кремния (0,8–1,2%); достаточно хорошо магнитен в отличие от маломагнитного хромеля. — Прим. ред.

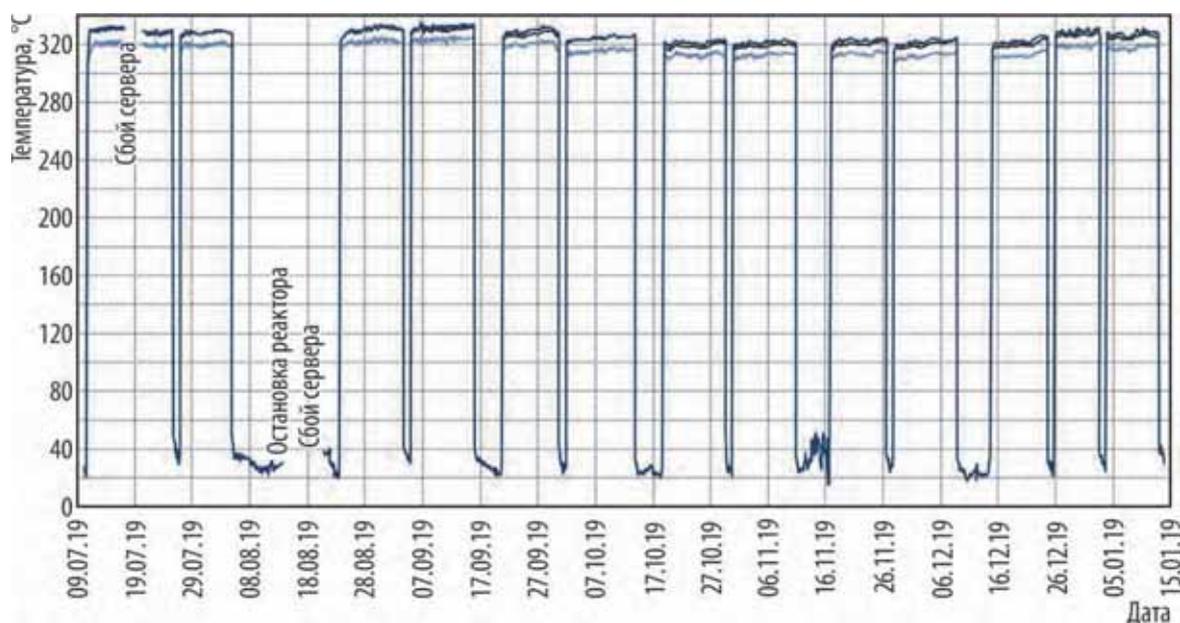


Рис. 1.15. Изменение температуры образцов, зарегистрированное шестью термоэлектрическими преобразователями, в процессе облучения

После окончания облучения и остановки реактора устройство было извлечено из канала в бассейне выдержки и отправлено в радиационно-защитную камеру, где нижняя часть подвески с образцами была отсоединена от несущей трубы, а само устройство было загружено в защитный контейнер и отправлено на дооблучение.

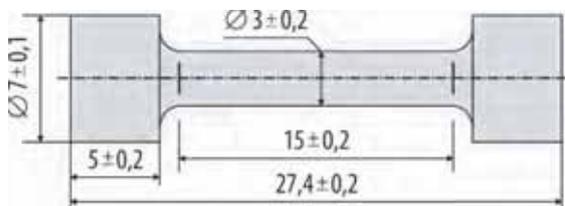


Рис. 1.16. Эскиз образца

Облучательное устройство для испытаний в активной зоне представляло собой стальную трубку (диаметром 10 мм и толщиной 0,3 мм), в которой с зазором 1,2 мм установлено двенадцать стальных образцов (рис. 1.16), дистанционированных от стенок стальной проволокой. Трубка в верхней части имела грибок для захвата инструментом и установки в ТВС образцов, а в нижней части была открыта для протока теплоносителя

реактора. Наружная поверхность трубки также омывалась теплоносителем. Три таких облучательных устройства было установлено в тепловыделяющую сборку типа 184.09.000 (ячейка 52). Время облучения устройств в активной зоне реактора СМ составило 161 эффективные сутки.

Для определения условий облучения образцов были выполнены нейтронно-физические расчёты [1–2], учитывающие реальную загрузку активной зоны реактора тепловыделяющими сборками и экспериментальными устройствами. Расчётные значения флюенса нейтронов с энергией более 0,1 МэВ, повреждающей дозы и накопления гелия [3–5] в зависимости от состава сплава за все время облучения в образцах приведены в табл. 1.6.

Таблица 1.6

**Расчётные значения флюенса нейтронов, повреждающей дозы и накопления гелия в образцах**

| Место облучения | Флюенс нейтронов, см <sup>-2</sup> | Повреждающая доза, сна | Накопление гелия, аррм <sup>19</sup> |
|-----------------|------------------------------------|------------------------|--------------------------------------|
| Отражатель      | 3,49·10 <sup>21</sup>              | 3,42                   | 26–62                                |
| Активная зона   | 2,89·10 <sup>22</sup>              | 18,3                   | 32–82                                |

<sup>19</sup> Здесь и далее миллионная доля (parts per million) — единица измерения количества продуктов реакций трансмутации в расчёте на один миллион атомов исходного материала. — Прим. ред.

### Список литературы

1. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып. 3. С. 50–55.
2. Гаджиев Г.И., Клинов А.В., Сулаберидзе В.Ш. Сборник нейтронно-физических характеристик каналов облучения реактора СМ. — Димитровград, ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. — 104 с.
3. Shimansky G.A. TRANS\_MU computer code for computation of transmutant formation kinetics in advanced structural materials for fusion reactors // Journal of Nuclear Materials, 1999. № 271–272. P. 30–34.
4. Белозерова А.Р., Шамардин В.К., Белозеров С.В. К вопросу моделирования эффектов ядерной трансмутации при исследовании фазового состава облучённых аустенитных сталей // Физика металлов и металловедение, 2018. Т. 119, № 5. С. 435–443.
5. PREPRO 2017 Home Page. PREPRO-Code System Download [Электронный ресурс]. — Web site of International Atomic Energy Agency. Nuclear Data Section. — Vienna, Austria: Vienna International Centre. — Access mode: in free access. — URL: <https://www-nds.iaea.org/public/endl/prepro2017/> (date of the application: 27.09.2018).

*С.В. Серёдкин, Н.Ю. Марихин, Н.К. Калинина,  
В.Г. Нагайцев, А.Р. Белозерова*

## РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ВЫЖИГАНИЯ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Проблеме утилизации младших актинидов (minor actinides), накопленных в ядерной отрасли за более чем шестидесятилетнюю историю, сейчас уделяется повышенное внимание [1–3]. Её решение позволит уменьшить объём высокоактивных отходов, повысить эффективность использования ядерного топлива, снизить долговременную составляющую радиоактивности облучённого ядерного топлива. Утилизацию младших актинидов в ядерном реакторе считают одним из перспективных направлений снижения общей радиоактивности долгоживущих высокоактивных отходов [4–6].

Выжигание младших актинидов может принести как энергетический выигрыш (тепловыделение при делении младших актинидов), так и положительный баланс по нейтронам. Однако необходимо отметить, что при этом образуются высокоактивные продукты деления, поэтому выжигание не должно рассматриваться как самоцель. Младшие актиниды должны замещать актиниды, в результате деления которых происходит выработка энергии в реакторе, так как в этом случае не будет происходить дополнительной наработки продуктов деления.

Исследования, выполненные в различных странах мира, показали осуществимость трансмутации младших актинидов в энергетических реакторах на тепловых нейтронах. Однако спектр нейтронов в них недостаточно «жёсткий» для непосредственного деления ядер младших актинидов. Поэтому для их выжигания более предпочтительно использовать реакторы на быстрых нейтронах. Можно выделить несколько вариантов утилизации накопленных младших актинидов [4, 7] в таких реакторах, а именно:

- ◆ гомогенная трансмутация в составе штатного ядерного топлива;
- ◆ гетерогенное выжигание в составе специальных топливных композиций, отдельных экспериментальных ТВС или твэлов (мавэлов) [8].

Возможность гомогенной трансмутации младших актинидов в активной зоне реакторов на быстрых нейтронах в составе штатного ядерного топлива подразумевает включение незначительного количества младших актинидов (обычно не более 3 %) в топливо штатных тепловыделяющих сборок. В результате облучения такого топлива часть младших актинидов в результате захвата нейтронов перейдёт в другие младшие актиниды, а часть разделится. Однако в ядерном топливе, содержащем плутоний и уран, будут образовываться новые младшие актиниды. В равновесном состоянии в топливе будет поддерживаться определённый уровень их содержания, что существенно ограничивает возможность выжигания внешних младших актинидов — накопленных в других реакторах. Следовательно, данный подход не решает полностью проблему их утилизации.

Концепция гетерогенного выжигания младших актинидов предполагает их включение в твэлы (мавэлы) отдельных ТВС и сборок бокового экрана. Такой подход является более предпочтительным, так как загрузка младших актинидов в реактор может быть существенно выше, чем при гомогенной трансмутации, а условия облучения могут быть оптимизированы для повышения эффективности выжигания. В таких мавэлах можно избежать или существенно уменьшить образование вторичных младших актинидов за счёт использования инертных матриц.

Таким образом, гетерогенное выжигание младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах позволяет обеспечить более гибкое обращение с ними и может быть применено для достижения более высокой эффективности выжигания накопленных запасов. Сборки для утилизации младших актинидов (СУМА) можно загружать в небольшом количестве в активную зону, а также в боковой экран, что минимизирует влияние младших актинидов на характеристики и безопасность реакторов на быстрых нейтронах. Следует отметить, что боковые экраны действующих реакторов на быстрых нейтронах доступны в настоящее время для размещения большого числа сборок для утилизации младших актинидов.

С целью подтверждения возможности гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах проводится комплекс работ, включающий реакторные эксперименты. Для определения эффективности гетерогенного выжигания в реакторе БОР-60 были рассмотрены варианты, отличающиеся расположением сборок для утилизации младших актинидов в боковом экране: 1) на границе с активной зоной, 2) на периферии. Для второго варианта рассмотрена загрузка различного количества замедлителя — гидрида циркония — для смягчения спектра нейтронов (варианты 2.1–2.3). Основными критериями определения эффективности гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторе были приняты достижение максимальной глубины выжигания и уменьшение исходной загрузки младших актинидов. Продолжительность облучения сборки для утилизации младших актинидов ограничивали достижением предельно допустимой повреждающей дозы в стали оболочки мавэла — 80 сна.

Из представленных в табл. 1.7 данных следует, что для достижения максимального выгорания младших актинидов, необходимо, с одной стороны, существенное смягчение спектра нейтронов. Данное направление гетерогенного выжигания может быть рассмотрено для реализации однократного цикла выжигания младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах. Однако темп выжигания младших актинидов в данном варианте невелик, что прежде всего связано со значительным сокращением их загрузки в сборку. С другой стороны, для быстрого выжигания значительного количества младших актинидов необходим максимальный темп их выжигания. Приблизительно равные темпы выжигания америция могут быть достигнуты в вариантах 1 и 2.2 (около 0,032 кг/год). Вариант 2.2 будет являться предпочтительным, так как в нём реализуется более высокое выгорание младших актинидов (50 %) и, соответственно, понадобится меньше рециклов в реакторе на быстрых нейтронах. Максимальный темп выжигания нептуния соответствует реализации варианта 1 (0,039 кг/год). Следует отметить, что для нептуния наблюдается хоть и не столь выраженная, но аналогичная америцию зависимость темпа выжигания младших актинидов от доли замедлителя в сборке.

Очевидно, что для каждого реактора на быстрых нейтронах, в зависимости от его параметров, потребуется решить задачу по оптимизации соотношения загрузки младших актинидов и замедлителя в сборку.

Таблица 1.7

**Результаты расчётов гетерогенного выжигания младших актинидов  
в боковом экране реактора БОР-60**

| Параметр  | Вариант выжигания |          |          |          |          |          |          |          |      |
|---|-------------------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|------|
|   | 1                 |          | 2.1      |          | 2.2      |          | 2.3      |          |      |
| Объёмная доля гидрида циркония, %                     | 0                 |          |          |          | 50       |          | 75       |          |      |
| Время облучения, эфф. год                             | 4,4               |          | 12,0     |          | 14,8     |          | 18,0     |          |      |
| Рассматриваемый младший актинид                       | Америций          | Нептуний | Америций | Нептуний | Америций | Нептуний | Америций | Нептуний |      |
| Загрузка младших актинидов, кг                        | 1,99              | 1,98     | 1,99     | 1,98     | 0,99     |          | 0,50     |          |      |
| Уменьшение объёма исходных младших актинидов, % т. а. | 32                | 33       | 65       | 70       | 91       | 92       | 97       | 99       |      |
| Выгорание младших актинидов                           | % т. а.           | 7        | 9        | 14       | 16       | 50       | 48       | 81       | 87   |
|   | кг                | 0,14     | 0,17     | 0,27     | 0,32     | 0,49     | 0,48     | 0,41     | 0,43 |
| Темп выгорания младших актинидов, кг в год            | 0,032             | 0,039    | 0,022    | 0,027    | 0,033    | 0,032    | 0,023    | 0,024    |      |

Для проведения эксперимента в реакторе БОР-60 с целью подтверждения расчётных параметров гетерогенного выжигания младших актинидов были выбраны два варианта 1 и 2.3, которые обеспечат экспериментальное обоснование эффективности гетерогенного выжигания младших актинидов в двух предельных вариантах эксплуатации сборок с мавэлами в действующих и проектируемых реакторах на быстрых нейтронах.

#### Список литературы

1. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation [Электронный ресурс]: Status and Assessment Report. — Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Cooperation and Development, May 1999 [without a publisher]. — 252 p. — Website of Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Cooperation and Development. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.oecd-nea.org/trw/docs/neastatus99/completedoc.pdf> (date of the application: 11.03.2020).
2. Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management [Электронный ресурс]: OECD NEA № 7222. — Issy-les-Moulineaux, France: Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Cooperation and Development, 2015. — 139 p. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.oecd-nea.org/science/pubs/2015/7222-review-minor-actinide-management.pdf> (date of the application: 24.03.2020).
3. Izhutov A., Zhemkov I., Naboyshikov Y. Potential Capabilities in Transmutation of Minor Actinides of the BOR-60 Reactor and MBIR Reactor under Construction: Poster Session 2 / 103. — Book of Abstracts of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June, 2017. — Conference ID: 50810 (CN-245). — Yekaterinburg: State Atomic Energy Corporation ROSATOM. P. 220. — Access mode: in free access. — URL: <https://conferences.iaea.org/event/126/book-of-abstracts.pdf> (date of the application: 24.03.2020).
4. Status of minor actinide fuel development. — International Atomic Energy Agency Nuclear Energy Series Publications № NF-T-4.6. — Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2009. — 95 p. — Web site of International Atomic Energy Agency. — Access mode: by subscription. — URL: <https://www.iaea.org/publications/8224/status-of-minor-actinide-fuel-development> (date of the application: 24.03.2020). — And access mode: in free access. — URL: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1415\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1415_web.pdf) (date of the application: 24.03.2020).

5. Bychkov A.V., Skiba O.V., Mayorshin A.A. et al. Burning of minor actinides in fuel cycle of the fast reactor — Dovita program: Results of the 10-year activities / Transactions of the American Nuclear Society, 2004. Vol. 91, Is. 91. P. 531–532.
6. Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study. — Paris, France / Danvers, USA: Nuclear Energy Organization for Economic Cooperation and Development, 2002. — 350 p. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.oecd-neo.org/ndd/reports/2002/nea3109-ads.pdf> (date of the application: 24.03.2020).
7. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Ишунина О.В. Эффективность выжигания плутония в реакторе БОР-60 // Сборник трудов, 2005. Вып. 4. С. 79–87.
8. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Погляд С.С. Гетерогенное выжигание младших актинидов в реакторах на быстрых нейтронах. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — С. 136–139. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018\\_sayt\\_2.pdf](http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf) (дата обращения: 24.03.2020).

*И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.А. Полежаев, А.Э. Хасанова*

## ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РАСПЛАВАХ СОЛЕЙ

В АО «ГНЦ НИИАР» имеется многолетний опыт расчётно-экспериментальных исследований по различным направлениям развития ядерной энергетики.

Опытный реактор на быстрых нейтронах БОР-60 является одной из ведущих в мире исследовательских установок по массовому испытанию тепловыделяющих элементов и сборок, органов системы управления и защиты, перспективных топливных композиций и конструкционных материалов, по отработке элементов замкнутого топливного цикла, трансмутации актинидов и утилизации плутония. Эта уникальная экспериментальная реакторная установка, в которой используется высокообогащённое оксидное топливо, обладает спектром нейтронов от жёсткого в активной зоне до промежуточного в боковом экране, а также высокой плотностью потока нейтронов [1, 2]. В различные ячейки реактора, благодаря заложенной в проекте возможности в широких пределах изменять размеры активной зоны, может быть загружено большое количество экспериментальныхборок, при этом величина плотности потока нейтронов в отдельных ячейках может отличаться в несколько раз.

В реакторе БОР-60 испытания образцов конструкционных материалов в среде, отличающейся по составу и характеристикам от реакторного теплоносителя, могут быть проведены с использованием двух типов экспериментальных устройств: ампульного устройства и автономного петлевого канала. При проведении такого рода работ к недостаткам реактора следует отнести размер ячейки (размер сборки «под ключ» составляет 44 мм), который существенно ограничивает осуществление исследований. Целью работы был анализ возможностей реактора БОР-60 для проведения испытаний образцов конструкционных материалов в среде расплава несущей или топливной соли.

Для проведения реакторных исследований с последующим применением полученных результатов при разработке жидкосолевого реактора необходимо обеспечить условия облучения, соответствующие или близкие к ожидаемым реальным условиям эксплуатации материалов.

Для решения этой задачи возможно применение специальных ампульных экспериментальных устройств, которые могут быть установлены в любую ячейку активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 [3]. Использование таких устройств позволяет проводить испытания образцов в изолированном объёме, заполненном средой, отличающейся от реакторного теплоносителя [4]. Для конструкционных материалов жидкосолевого реактора проведение испытаний возможно как в расплаве несущей соли, так и в расплаве топливной соли. Внешние габариты экспериментального устройства, которое устанавливается в реактор БОР-60, соответствуют размерам штатной ТВС. Корпус устройства — внешний шестигранный чехол — имеет размер «под ключ» 44 мм с толщиной стенки 1 мм. Полезный объём экспериментального устройства не может превышать размера «под ключ» 42 мм. В нём нужно расположить конструктивные элементы, дополнительную теплоизоляцию и подвеску с различными образцами исследуемых материалов.

В зависимости от требуемого расхода теплоносителя через экспериментальное устройство его конструкция может обеспечивать поступление натрия либо из камеры высокого давления, либо из камеры низкого давления напорного коллектора реактора. Величину расхода теплоносителя через устройство, необходимую для обеспечения требуемых температурных условий облучения, определяют расчётным путём. Затем на специальном стенде проводят гидравлические испытания, в результате которых подбирают проходное сечение дроссельной шайбы, устанавливаемой в хвостовик, соответствующее требуемому значению расхода теплоносителя через устройство при номинальном расходе теплоносителя через реактор.

Корпус экспериментального устройства обычно состоит из двух чехлов, образующих герметичную полость, заполненную смесью аргона и воздуха. При этом наружный чехол всегда выполняется из шестигранной трубы, а внутренний — либо из шестигранной меньшего размера, либо из круглой трубы. Заполненная смесью газов полость служит тепловой защитой для минимизации вклада соседних сборок в температурный режим облучения исследуемых образцов. В результате изначально небольшой полезный объём экспериментального устройства существенно уменьшается: диаметр внутренней полости не может быть больше 29 мм, а аксиальный размер подвески с образцами обычно не превышает высоту активной зоны — 450 мм [5].

Во внутренней полости расположена кассета, в которой размещены образцы. Эта полость заполнена средой, выбранной для проведения испытаний. Особенности конструкции ампульного экспериментального устройства позволяют проводить испытания образцов в диапазоне температуры от 350 до 700 °С. По конструктивному исполнению ампулы, применяемые в экспериментальных устройствах данного типа, являются неразборными: извлечение образцов предполагает нарушение их целостности и невозможность дальнейшего использования.

При разработке исследовательского жидкосолевого реактора необходимо соблюдать технологические требования к расплавам несущей / топливной соли (на основе расплавов фторидов лития и бериллия и фторидов лития, натрия и калия) и конструкционным материалам. Наличие в реакторе БОР-60 инструментальной ячейки позволяет проводить контролируемые испытания топливной соли и конструкционных материалов при температуре от 350 до 1 000 °С в автономном петлевом канале. Такой канал представляет собой длинномерную ампулу, устанавливаемую в единственную инструментальную ячейку с выводом наружу из реактора коммуникаций и электродвигателя насоса. Конструкция автономного петлевого канала обеспечивает разделение центрального и периферийного объёмов теплоизолирующим зазором, который в зависимости от требуемых температурных условий облучения заполняется газовой смесью различного состава. Центральный объём канала, предназначенный для размещения конструкционных материалов в расплаве солей, представляет собой полость, герметично изолированную от реакторного теплоносителя. Циркуляция расплава солей внутри центрального объёма автономного петлевого канала осуществляется по схеме Фильда<sup>20</sup> и обеспечивается специальным осевым центробежным насосом. Проточный периферийный объём автономного петлевого канала обеспечивает отведение теплоты от центрального объёма реакторным теплоносителем для обеспечения

<sup>20</sup> Схема, основанная на использовании трубы Фильда — теплообменного аппарата типа «труба в трубе». — Прим. ред.

требуемых условий облучения конструкционных материалов. В процессе испытаний расход топливной соли в центральном объёме может варьироваться за счёт изменения оборотов электродвигателя насоса. При этом термоэлектрические преобразователи, размещённые по всему центральному объёму, позволяют контролировать температурные условия облучения расплава соли и конструкционных материалов в режиме реального времени.

Использование автономного петлевого канала делает возможным проведение как стационарных, так и динамических испытаний в условиях, наиболее точно моделирующих планируемые режимы эксплуатации элементов исследовательского жидкосолевого реактора. В АО «ГНЦ НИИАР» имеется опыт проведения в реакторе БОР-60 испытаний различных типов таких каналов [6, 7] с натриевым, свинцовым, в том числе с модернизированным, и со свинцово-висмутовым теплоносителями. Несмотря на широкие экспериментальные возможности, позволяющие проводить испытания конструкционных материалов в условиях, сходных с параметрами проектируемого исследовательского жидкосолевого реактора, некоторые особенности конструкции реакторной установки БОР-60 и экспериментальных устройств ограничивают проведение таких исследований в среде расплавов несущей и топливной солей, как то:

- ◆ малый облучательный объём;
- ◆ неразборная конструкция ампульных устройств;
- ◆ единственная существующая ячейка для проведения испытаний в термометрированном ампульном экспериментальном устройстве и автономном петлевом канале.

#### Список литературы

1. Жемков И.Ю., Яковлева И.В., Ишунина О.В. Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2000. — 40 с.
2. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Ишунина О.В., Набойщиков Ю.В. Моделирование наработки радиоизотопов в ячейке реактора БОР-60 со «смягчённым» спектром нейтронов. — Сборник тезисов докладов XI Международной молодёжной научной конференции «Полярное сияние-2008. Ядерное будущее: технологии, безопасность и экология», Санкт-Петербург, 28 января — 1 февраля 2008 г. — М.: [б. и.], 2008. — 186 с. — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: [https://polar.mephi.ru/ru/conf/2008/sbornik\\_2008.pdf](https://polar.mephi.ru/ru/conf/2008/sbornik_2008.pdf) (дата обращения: 24.03.2020).
3. Жемков И.Ю., Ижутов А.Л., Новосёлов А.Е. и др. Экспериментальные исследования в БОР-60 и анализ возможности их продолжения в МБИР // Атомная энергия, 2014. Т. 116, вып. 5. С. 280–283.
4. Патент 2533749 (13)С1, Российская Федерация, (51)МПК G01L1/02 (2006.01) [Электронный ресурс]. Устройство для испытания материалов в ядерном реакторе / Ерёмин С.Г., Плотников А.И., Жемков И.Ю., Ревякин Ю.Л. // Бюл., 2014. № 32. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр полезных моделей Российской Федерации. — Режим доступа: в свободном доступе. — URL: [http://www1.fips.ru/fips\\_servl/fips\\_servlet](http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet) (дата обращения: 26.03.2020).
5. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Козолуп А.Н. и др. Расчётно-экспериментальные исследования в обоснование температурных условий облучения конструкционных материалов в реакторе БОР-60 // Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2012. Т. 14, № 4 (4). С. 990–995.
6. Варивцев А.В., Козолуп А.Н., Погляд Н.С. и др. Расчётные исследования для обоснования конструкции автономной петли со свинцово-висмутовым теплоносителем, облучаемой в реакторе БОР-60 — Годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 году). — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — С. 25. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://www.niiar.ru/sites/default/files/report\\_2011.pdf](http://www.niiar.ru/sites/default/files/report_2011.pdf) (дата обращения: 24.03.2020).

7. Кордюков А.Г., Леонов В.Н., Пикалов А.А. и др. Испытания макетов твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 в автономном свинцово-охлаждаемом канале БОР-60 // Атомная энергия, 2004. Т. 97, вып. 2. С. 131–138.

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

## ОБЕСПЕЧЕНИЕ ТРЕБУЕМЫХ УСЛОВИЙ ИСПЫТАНИЙ ОБРАЗЦОВ ПРИОРИТЕТНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В реакторе БОР-60 проводят исследования совместного влияния радиационного воздействия и температуры на структуру и свойства различных материалов, используемых в ядерной энергетике. Для интерпретации результатов, полученных при проведении послереакторных исследований, необходима информация об условиях испытаний в течение всего процесса облучения исследуемых образцов, температурные условия облучения которых зависят от многих факторов: состава и компоновки активной зоны реактора и, в большей степени, окружения облучательного устройства, параметров работы реакторной установки и характеристик экспериментального устройства, включая реализованные конструктивные особенности. При разработке конструкции экспериментальных устройств применяют расчётные данные, основывающиеся на накопленном опыте расчётно-экспериментальных исследований условий испытаний материалов в экспериментальных устройствах различных конструкций.

В активной зоне реактора БОР-60 в составе двух экспериментальных устройств, обеспечивающих различные температурные диапазоны испытаний, планируется провести длительные реакторные испытания образцов приоритетных конструкционных материалов. Эти два разборных устройства имеют схожую конструкцию, хорошо зарекомендовавшую себя для проведения такого вида исследований, но различаются типами и загрузкой образцов и мощностью твэльного подогрева. В состав устройств входят корпус, подвеска и твэльный нагреватель. Наружные геометрические параметры экспериментальных устройств соответствуют размерам штатной тепловыделяющей сборки реактора БОР-60 и позволяют устанавливать их в любую ячейку реактора.

Корпус экспериментального облучательного устройства состоит из шестигранного чехла, внутренней трубы, верхнего и нижнего переходников, хвостовика и съёмной головки (рис. 1.17). Полость между шестигранным чехлом и внутренней трубой в верхней части герметична, а в нижней — сообщается с окружающей средой. При проведении реакторных испытаний эта полость, предназначенная для теплоизоляции внутреннего пространства устройства от окружающих сборок, заполнена газовой смесью аргона и воздуха. Во внутренней полости корпуса размещена подвеска с образцами. Подвеска представляет собой каркасную конструкцию, в которой на стойке расположены кассеты с испытываемыми образцами, облучение которых будет проводиться в контакте с натрием из первого контура реактора БОР-60.

На стадии разработки экспериментальных устройств были выполнены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты, на основании которых выбраны ячейки реактора для проведения облучения, определено пространственное и энергетическое распределение плотности

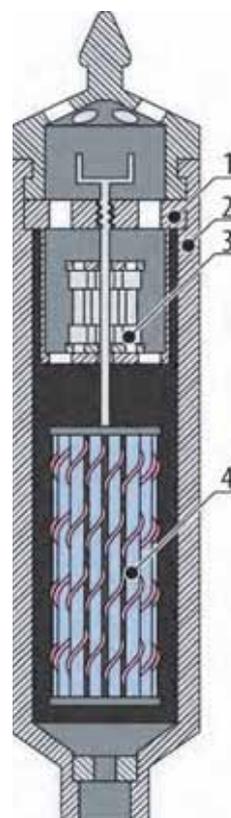


Рис. 1.17. Схема конструкции облучательного устройства:  
1 — корпус; 2 — кассета с твэлами; 3 — кассета с образцами; 4 — подвеска

потока нейтронов в устройствах. Для проведения теплогидравлических расчётов предварительно были определены аксиальные распределения линейной мощности в твэлах нагревателей и удельного тепловыделения во всех элементах устройств. Расчёт температурных условий облучения исследуемых материалов в составе экспериментальных устройств проводили по одинаковой схеме, что позволило избежать дополнительной неопределённости, связанной с подходом к созданию расчётных моделей.

Для проведения расчётов были созданы детальные трёхмерные модели экспериментальных устройств, каждому элементу в моделях присвоены соответствующие теплофизические свойства. В модели были заложены граничные условия, соответствующие выбранным ячейкам облучения, и значения аксиального распределения удельного тепловыделения в материалах устройств, полученные в результате нейтронно-физических расчётов.

В результате проведённых теплогидравлических расчётов было определено значение расхода теплоносителя через каждое из экспериментальных устройств, которое обеспечит необходимый подогрев теплоносителя на твэлах нагревателя с 315 °С — температуры теплоносителя на входе в реактор БОР-60 — до значений, позволяющих исходя из выбранных ячеек реактора и определённых нейтронно-физических параметров испытаний реализовать требуемые температурные условия облучения образцов. Расход теплоносителя через экспериментальные устройства определяется дополнительным гидравлическим сопротивлением, вносимым установкой дроссельной шайбы корпуса. В результате расчётов был определён внутренний диаметр дроссельной шайбы корпуса для каждого из устройств.

Расчётно-экспериментальные исследования условий облучения приоритетных материалов в реакторе БОР-60 в составе двух экспериментальных устройств с твэльным подогревом показали возможность обеспечения при облучении требуемой температуры образцов за счёт выбора ячеек реактора с необходимыми нейтронно-физическими характеристиками и установки в устройства дроссельных шайб определённого внутреннего диаметра.

Для обеспечения требуемых значений интегральных параметров реакторных испытаний в конце 2019 года начато облучение первого экспериментального устройства.

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

## УЧЁТ НЕРАВНОМЕРНОСТИ ВЫГОРАНИЯ ВЫСОКООБОГАЩЁННОГО КАРБИДА БОРА ПРИ ДЛИТЕЛЬНЫХ ИСПЫТАНИЯХ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В реакторе БОР-60 испытывают различные типы ядерного топлива, конструкционных материалов, замедлителей и поглотителей. В настоящий момент в составе облучательного устройства проводят испытания образцов высокообогащённого карбида бора (обогащение по изотопу бору-10 составляет около 50 %). В результате облучения в карбиде бора образуются гелий-4 и литий-7 [1]. Образующийся литий-7 также поглощает нейтроны с последующим распадом на гелий-4 и тритий [2].

При проведении расчётных исследований с помощью прецизионных кодов, реализующих методы Монте-Карло<sup>21</sup>, облучательное устройство моделируется настолько точно, насколько требует текущая задача. Например, при проведении непродолжительных испытаний допустимо

<sup>21</sup> Здесь и далее метод Монте-Карло — общее название группы численных методов, основанных на получении большого числа реализаций стохастического (случайного) процесса, который формируется таким образом, чтобы его вероятностные характеристики совпадали с аналогичными величинами решаемой задачи. Название метода происходит от названия коммуны в княжестве Монако, знаменитого своими многочисленными казино, поскольку именно рулетка является одним из самых широко известных генераторов случайных чисел. — Прим. ред.

упрощение модели, так как выгорание бора-10 будет малым и не внесёт большой вклад в изменение таких свойств, как теплопроводность или плотность материала. Напротив, в долгосрочных испытаниях выгорание бора-10 значительно и влияет на изменение распределения потока нейтронов и скорость реакций по элементу с поглотителем, а образующиеся в карбиде бора гелий-4 и тритий вносят существенный вклад в изменение теплопроводности поглотителя. Поэтому необходимо учитывать неравномерность выгорания бора-10 и образования гелия-4 и трития по всему объёму поглощающего элемента.

Для учёта радиальной и азимутальной неравномерности распределения нейтронно-физических характеристик по облучательному устройству в области расположения карбида бора использовали расчётную сетку (рис. 1.18). Сетка состоит из девяти радиальных слоёв одинакового объёма и шести секторов по  $60^\circ$ . Поглотитель разбит по радиусу на пять слоёв равной площади, затем расположены:

- ◆ слой натрия между карбидом бора и оболочкой пэла;
- ◆ слой стали (оболочка пэла);
- ◆ слой натрия между пэлом и чехлом облучательного устройства;
- ◆ слой стали, моделирующий чехол устройства.

Азимутальные слои пронумерованы по часовой стрелке (вид сверху) начиная с сектора, наиболее удалённого от центра активной зоны реактора. По высоте пэла и его окружение разбиты на двадцать расчётных слоёв, пятнадцать из которых соответствуют области размещения поглотителя. Таким образом, расчётная сетка облучательного устройства в области расположения пэла состоит из одной тысячи восьмидесяти ячеек, четыреста пятьдесят из которых приходятся на поглотитель. Представленная расчётная сетка позволяет учесть неравномерность изменения нуклидного состава поглотителя вследствие выгорания изотопа бора-10.

На рис. 1.19 представлено радиальное распределение выгорания бора-10 на уровне центральной плоскости активной зоны. Синей линией отображается выгорание бора-10 при использовании уточнённой модели. Красной линией показано усреднённое значение. Из графика видно, что при облучении образцов карбида бора выгорание изотопа бора-10 происходит неравномерно от центра к краю таблетки. Отличие значений выгорания этого изотопа: полученного для детализированной расчётной модели и усреднённого по сечению поглощающего элемента — может достигать значительной величины. Это также оказывает влияние на распределение и изменение во времени нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик облучаемого материала.

Однако стоит отметить, что в усложнённой модели, кроме времени расчёта, также увеличится статистическая неопределённость результата в каждой конкретной ячейке. Это происходит потому, что методика Монте-Карло основана на генерации последовательности случайных чисел, математическое ожидание которых и даёт искомую величину [3]. Чем меньше выбранная область регистрации, тем меньше частиц туда попадает. Прямое увеличение количества моделируемых

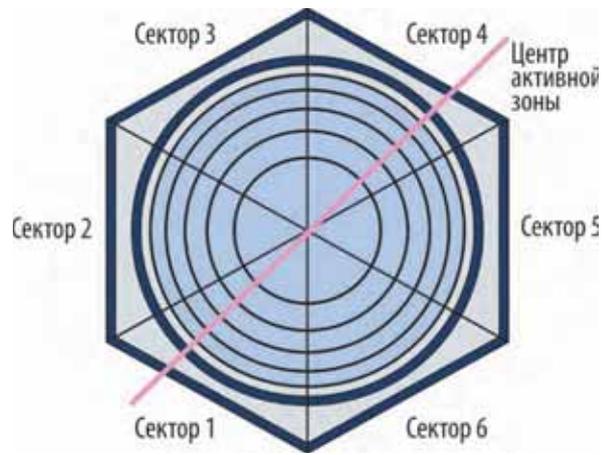


Рис. 1.18. Схема расчётной сетки (вид сверху) активной зоны

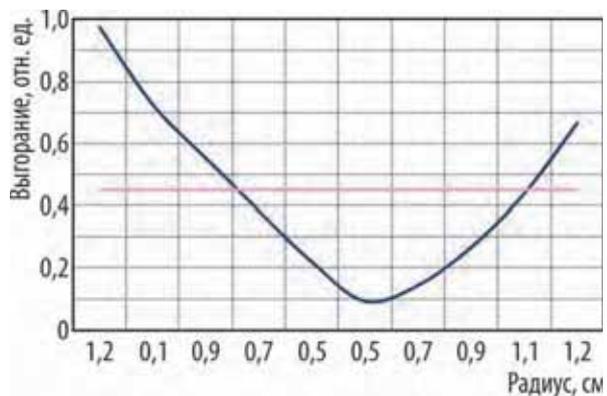


Рис. 1.19. Распределение выгорания бора-10 по радиусу образца

частиц не всегда оптимально, поскольку по закону среднеквадратичного отклонения для того, чтобы уменьшить статистическую неопределённость в два раза, требуется промоделировать в четыре раза больше частиц. Данную проблему можно решить с помощью повышения ценности регистрационных объектов. Чем выше ценность ячейки, тем больше частиц попадёт в эту ячейку, что уменьшает статистическую неопределённость в данной области.

#### Список литературы

1. Фридман С.Р., Рисованный В.Д., Захаров А.В., Топорова В.Г. Радиационная стойкость пэлов поглощающих стержней системы управления и защиты реакторов ВВЭР-1000 с карбидом бора // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение», 2001. № 2. С. 84–90.
2. Полежаев А.А., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. Расчётные исследования образования гелия при реакторных испытаниях образцов карбида бора в активной зоне реактора БОР-60 — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — С. 45–46. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://www.niia.ru/sites/default/files/ngo-2018\\_sayt\\_2.pdf](http://www.niia.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf) (дата обращения: 09.04.2020)
3. Гуревич М.И., Шкаровский Д.А. Программа, предназначенная для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов и электронов аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией: учебная версия 1.0.MCU-FR/E1.0: учебное пособие. — М.: ФГБУН «Институт проблем безопасности развития атомной энергетики Российской академии наук», 2019. — 183 с.

*А.А. Полежаев, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, О.В. Ишунина*

## РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В реакторе БОР-60 в составе специально разработанных экспериментальных устройств проводят исследования совместного влияния радиационного воздействия и температуры на структуру и свойства используемых в ядерной энергетике топливных, конструкционных, поглощающих и замедляющих материалов. Для интерпретации полученных результатов послереакторных исследований необходимо знать температурные условия в течение всего процесса облучения исследуемых материалов, учитывая при этом изменение во времени состава активной зоны реактора, параметры его работы, а также характеристики экспериментального устройства и его окружения [1]. Для снижения неопределённости расчётного определения условий облучения исследуемых материалов перед началом реакторных испытаний обычно проводят методический эксперимент. В работе представлена методика расчётно-экспериментального определения температурных условий облучения материалов в составе экспериментального устройства в реакторе БОР-60 после проведения такого эксперимента.

Решение поставленной задачи состоит из нескольких этапов. Первый этап представляет собой расчётные исследования и разработку конструкции экспериментального устройства с ис-

пользованием современных интегральных CAD- и CFD-кодов. В расчётной модели используют номинальные параметры работы реактора, граничные условия и нейтронно-физические характеристики, которые соответствуют инструментованной ячейке в выбранной для этого микрокампании реактора. Одним из результатов первого этапа является определение соответствующего требуемым по условиям эксперимента значениям температуры образцов расхода теплоносителя через экспериментальное устройство. После определения этого значения проводят гидравлические испытания экспериментального устройства, определяя его гидравлическое сопротивление. Затем в расчётную модель вносят уточнения, связанные с актуальным состоянием реактора на момент проведения методического эксперимента, моделируют термометрический зонд и термоэлектрические преобразователи, используя полученное экспериментальное значение расхода теплоносителя через устройство. Результатом расчётных исследований на этом этапе являются прогнозные значения показаний термоэлектрических преобразователей во время методического эксперимента.

На втором этапе экспериментальное устройство с подключённым термометрическим зондом устанавливают в инструментованную ячейку, выводы термоэлектрических преобразователей подключают к информационно-измерительной системе. Реактор выводят на минимально контролируемый уровень мощности, затем в соответствии с программой эксперимента тепловую мощность реактора поднимают до номинального или требуемого уровня со стабилизацией на нескольких промежуточных режимах на два-три часа. Во время проведения методического эксперимента показания всех термоэлектрических преобразователей, входная температура теплоносителя, тепловая мощность реактора, расход теплоносителя через реактор и прочие параметры записываются и в дальнейшем анализируются для определения зависимости показаний термоэлектрических преобразователей от параметров реактора.

На последнем этапе, используя полученные расчётные и экспериментальные данные, определяют зависимость температуры исследуемых образцов от параметров, меняющихся в течение длительных испытаний:

$$T_{samp} = T_{in} + \frac{G_n}{G} \cdot \frac{W}{W_n} \Delta T_{calc} K_{ME} K_{hyd} K_N K_Y K_{burn}, \quad (1.1)$$

где  $T_{samp}$  — расчётно-экспериментальное значение температуры образца в текущий момент времени, °C;

$T_{in}$  — текущее значение температуры теплоносителя на входе в реактор, °C;

$G_n$  — номинальное значение расхода теплоносителя через реактор, которое использовано в расчётных исследованиях, м<sup>3</sup>/ч;

$G$  — текущее значение расхода теплоносителя через реактор, м<sup>3</sup>/ч;

$W_n$  — номинальное значение тепловой мощности реактора, которое использовано в расчётных исследованиях, Вт;

$W$  — текущее значение тепловой мощности реактора, Вт;

$\Delta T_{calc}$  — расчётное значение подогрева, представляющее собой разность между расчётным значением температуры образца и использованным в расчётных исследованиях номинальным значением температуры теплоносителя на входе в реактор;

$K_{ME}$  — коэффициент, представляющий собой соотношение между расчётным и экспериментальными значениями подогрева в ближайшей к образцу точке размещения термоэлектрического преобразователя;

$K_{hyd}$  — коэффициент, представляющий собой соотношение между внутриреакторной проливкой при установке экспериментального устройства в инструментованную ячейку для проведения методического эксперимента и внутриреакторной проливкой в начале текущей микрокампании. Внутриреакторная проливка — это экспериментальное определение гидравлического сопротивления экспериментального устройства, установленного в напорный коллектор реактора. В силу конструктивных особенностей этого коллектора расход теплоносителя через одно

и то же устройство при установке в различные ячейки реактора будет отличаться, это отличие и отражает данный коэффициент. Также в данный коэффициент входит соотношение значений давления теплоносителя в напорном коллекторе при проведении методического эксперимента и в текущий момент времени, которые различаются в зависимости от конфигурации активной зоны реактора;

$K_N$  — коэффициент относительной мощности экспериментального устройства, соотношение между нормированными на номинальное расчётное значение тепловой мощности реактора значениями тепловой мощности при размещении устройства в текущей ячейке реактора и при проведении методического эксперимента. Этот коэффициент зависит как от ячейки размещения экспериментального устройства в реакторе, так и от конфигурации активной зоны в конкретной микрокампании;

$K_\gamma$  — коэффициент, позволяющий учитывать изменение мощности окружения. Температурные условия в экспериментальном устройстве и окружающих сборках могут значительно различаться как по абсолютным значениям, так и по распределению. Влияние, оказываемое на температурные условия облучения образцов со стороны окружения, выше, если теплоизоляция устройства менее эффективна. При перестановке устройства из инструментованной ячейки в ячейку для длительных испытаний, а также при изменении окружения этой ячейки влияние окружения на температурные условия в экспериментальном устройстве меняется. Зависимость влияния на температурные условия в экспериментальном устройстве от тепловой мощности окружения определяется на первом этапе расчётно-экспериментальных исследований. Для абсолютно теплоизолированного экспериментального устройства этот коэффициент равен единице. Для устройства с частичной теплоизоляцией значение коэффициента представляет собой соотношение между текущей мощностью окружения и мощностью окружающихборок во время проведения методического эксперимента;

$K_{burn}$  — коэффициент, позволяющий учитывать влияние связанного с выгоранием топлива и / или поглотителя изменения тепловыделения в экспериментальном устройстве при длительных испытаниях. Определяется на первом этапе расчётно-экспериментальных исследований. Для нетопливных экспериментальных устройств этот коэффициент равен единице.

В реальных экспериментальных устройствах образцы либо сгруппированы по высоте в отдельные сегменты, либо представляют собой единичные образцы, сравнимые по длине с высотой облучательного объёма. Это позволяет упростить расчётно-экспериментальное определение температурных условий облучения образцов. Для каждого сегмента или каждого единичного образца на первом этапе рассчитывают минимальное и максимальное расчётные значения температуры облучения. Затем, используя эти значения, определяют расчётно-экспериментальную зависимость максимальной и минимальной температуры от параметров, меняющихся в течение длительных испытаний. Полученная зависимость формирует диапазон, в котором гарантированно находятся значения температуры образцов выбранного сегмента или единичного образца за всё рассматриваемое время облучения. Подобный подход позволяет рассматривать температурные условия облучения дифференцированно на всём временном промежутке, соответствующем проведению испытаний, с учётом изменения параметров эксплуатации реактора при работе на стационарном уровне и в переходных процессах. В качестве примера на рис. 1.20 (а) показано изменение текущей тепловой мощности реактора и входной температуры теплоносителя во время одной из микрокампаний реактора БОР-60, а на рис. 1.20 (б) приведены расчётно-экспериментальные значения температуры образцов конструкционных материалов, испытываемых в экспериментальных устройствах с твэльным подогревом [2], во время этой же микрокампании. В устройствах с твэльным подогревом поддерживать требуемую температуру облучения возможно как на номинальном, так и на пониженном уровне мощности реактора (1–13 сут работы реактора (см. рис. 1.20, б)). Для этого необходимо обеспечивать пропорциональное соотношение мощности реактора и расхода теплоносителя через реактор на постоянном уровне, соответствующем номинальному режиму работы. Максимальные и минимальные значения температуры образцов почти не из-

менялись при работе реактора БОР-60 на различных уровнях мощности, а отклонения связаны с неидеальным поддержанием соотношения мощности реактора и расхода теплоносителя.

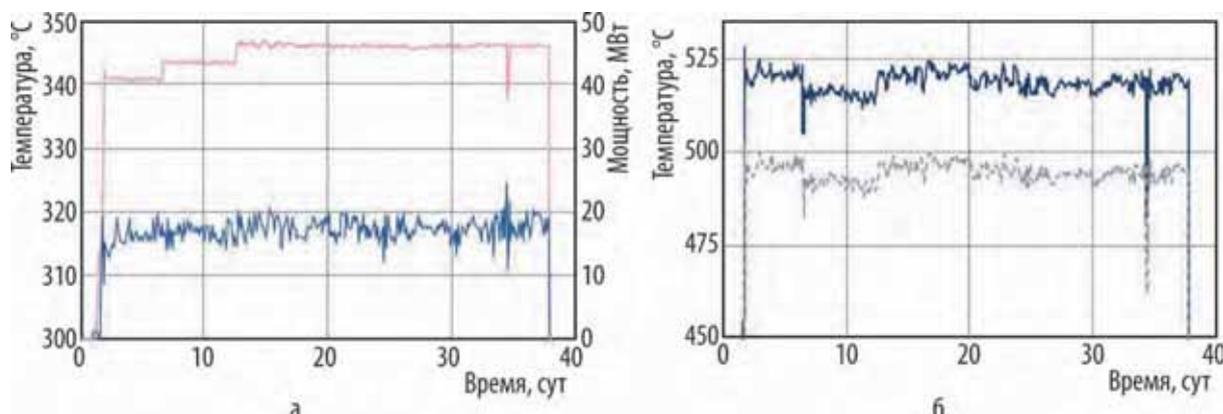


Рис. 1.20. Изменение текущих значений (а) тепловой мощности реактора (—) и входной температуры натриевого теплоносителя (—), а также расчётной (б) минимальной (—) и максимальной (—) температуры образцов во время облучения

В настоящее время данная методика успешно применяется для проведения большого объёма испытаний в реакторе БОР-60, и её эффективность неоднократно подтверждена результатами послереакторных исследований.

#### Список литературы

1. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Козолуп А.Н. и др. Расчётно-экспериментальные исследования в обоснование температурных условий облучения конструкционных материалов в реакторе БОР-60 // Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2012. Т. 14, № 4(4). С. 990–995.
2. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Boev A.V. et al. Computational and experimental study of an irradiation rig with a fuel heater for the BOR-60 reactor // Nuclear Energy and Technology, 2016. № 2. P. 126–131.

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

## РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НАКОПЛЕНИЯ ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ И ГАЗООБРАЗОВАНИЯ В БЕРИЛЛИИ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ БОР-60

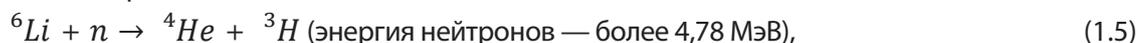
Для определения параметров испытаний в реакторе БОР-60 образцов бериллия проведены расчётные исследования. Основными критериями к длительности облучения выбраны повреждающая доза в стальной оболочке и величина газообразования в бериллиевых образцах. Для проведения расчётной оценки была разработана гетерогенная модель облучательного устройства, состоящего из семи бериллиевых стержней. С помощью прецизионного кода MCU-FR [1] и комплекса FISPACT-II рассчитаны нейтронно-физические характеристики облучательного устройства при постановке его в различные ячейки реактора БОР-60.

Наибольший вклад в газообразование в бериллии при реакторном облучении вносят тритий и гелий. Их атомы образуются по следующим пороговым ядерным реакциям [2]:





Литий из-за высокого значения сечения реакции поглощения тепловых нейтронов практически мгновенно выгорает:



Остальные реакции из-за небольших сечений не вносят заметного вклада в наработку трития и гелия.

Для создания расчётной нейтронно-физической модели реактора БОР-60 использовали комплекс KAP [3]. Этот программный комплекс позволяет создавать модели различных состояний реактора БОР-60 с учётом реального расположения ТВС, нетопливных пакетов и рабочих органов системы и защиты, а также состава ядерного топлива, поглотителя и конструкционных материалов. Расчёты газообразования проводили на основе расчётной модели реактора, соответствующей современному состоянию, а расчёты нейтронного потока — при помощи прецизионного кода MCU-FR. Этот комплекс предназначен для моделирования процесса переноса нейтронов, фотонов и электронов методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией. В соответствии с рекомендациями Международного агентства по атомной энергии [4] использовали данные библиотеки оценённых ядерных констант ENDF/B-VII.0. Для оценки количества образовавшихся трития и гелия использовали программный комплекс FISPACT-II [5]. Применяя данные библиотеки ядерных констант для соответствующих нуклидов, можно определить

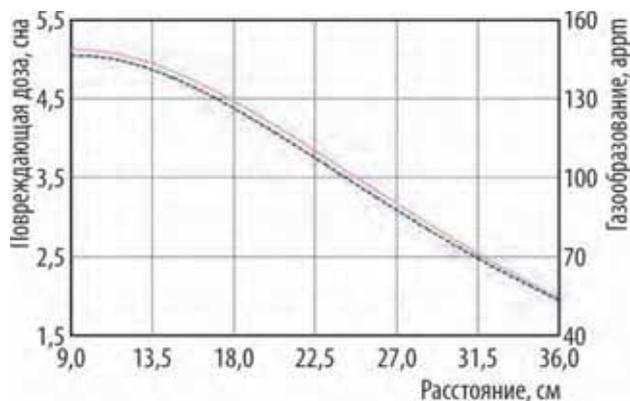


Рис. 1.21. Радиальное распределение повреждающей дозы и газообразования в зависимости от положения относительно центра активной зоны

изменение нуклидного состава образца бериллия в процессе облучения, а также при выдержке после завершения облучения. Стоит отметить, что комплекс FISPACT-II учитывает все изменения нуклидного состава в процессе облучения образцов. Расчёт проводили для центральной плоскости активной зоны при работе реактора на мощности 50 МВт в течение 60 эффективных суток. На рис. 1.21 видно, что при удалении от центра активной зоны образование трития и гелия уменьшается пропорционально снижению повреждающей дозы. Дальше пятого ряда (более 22,5 см от центра активной зоны) зависимость практически линейна.

С удалением от центра активной зоны доля быстрых нейтронов уменьшается, в результате чего снижается скорость образования гелия по реакциям (1.2–1.4). Увеличение скорости выгорания лития вносит несущественный вклад, так как в реакторе на быстрых нейтронах тепловых нейтронов существенно меньше, чем быстрых. Выполненные для реактора БОР-60 расчёты показали, что соотношение газообразования и повреждающей дозы незначительно зависит от удалённости от центра активной зоны. Это объясняется тем, что наибольший вклад в образование гелия вносят быстрые нейтроны.

#### Список литературы

1. Лиман Г.Ф., Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Пакет программ MCU для решения методом Монте-Карло задач переноса излучений в реакторах // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика и техника ядерных реакторов», 1985. Вып. 7. С. 27–31.
2. Кенжина И. Е., Муканова А. О., Кульсартов Т. В. и др. Определение параметров взаимодействия гелия и трития с бериллием в условиях реакторного облучения. — Сборник докладов Пятой

международной конференции и Девятой международной школы молодых учёных и специалистов имени А.А. Курдюмова «Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами — IHISM'14», Саров, 7–11 июля 2014 г. / под редакцией доктора технических наук А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики», 2014. — С. 78–88.

3. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.
4. Chadwick M.B., Oblozinsky P., Herman M. et al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology. — UCRL-JRNL-225066. — Livermore, California (USA): Lawrence Livermore National Laboratory, 2006. — 125 p.
5. Полежаев А.А., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. Расчётные исследования образования гелия при реакторных испытаниях образцов карбида бора в активной зоне реактора БОР-60 — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — С. 45–46. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018\\_sayt\\_2.pdf](http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf) (дата обращения: 09.04.2020).

*А.А. Полежаев, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Хасанова*

## РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА БОР-60

В АО «ГНЦ НИИАР» проводят расчётно-экспериментальное сопровождение эксплуатации реактора БОР-60 и проводимых экспериментальных исследований. Наиболее точным способом определения эффективности<sup>22</sup> тепловыделяющих сборок реактора является метод, связанный с изменением положения рабочих органов системы управления и защиты при загрузке или выгрузке ТВС в / из активной зоны реактора. Надёжность данного метода зависит от точности определения интегральных градуировочных характеристик рабочих органов системы управления и защиты, которая для реактора БОР-60 не превышает 8 %. Поскольку данный способ является очень трудоёмким и затратным по времени, он за пятидесятилетнюю историю эксплуатации реактора применялся только один раз — в 1981 году. Результатом проведённых исследований стала радиальная зависимость эффективности тепловыделяющихборок [1]. Она, с учётом поправок на изменение конструкции ТВС и состава ядерного топлива, загрузки и компоновки активной зоны и бокового экрана, используется для оперативного определения запаса реактивности реактора при планировании перегрузочных операций. В современных реалиях получить такой объём аналогичных экспериментальных данных практически невозможно. Поэтому достоверное определение эффективности ТВС расчётными методами становится особенно актуальным. Целью этой работы был анализ расчётно-экспериментальных данных по эффективности тепловыделяющихборок для современной загрузки реактора БОР-60.

Суть исследования заключалась в сравнительном анализе данных по эффективности ТВС, полученных как экспериментальным методом в подкритическом режиме работы реактора, так

<sup>22</sup> Под эффективностью тепловыделяющей сборки понимают изменение реактивности реактора от поставки / извлечения ТВС в / из активную(ой) зону(ы). — Прим. авт.

и расчётным — с использованием диффузионного приближения решения уравнений переноса нейтронов (инженерный комплекс программ TRIGEX [2]) и метода Монте-Карло (прецизионный комплекс программ TRIUM [3]). Для проведения расчётов применяли единую расчётную модель реактора БОР-60, созданную с использованием комплекса автоматизированного расчёта КАР [4] и данных российской библиотеки многогрупповых ядерных констант БНАБ-93. Для увеличения статистики при обработке расчётных и экспериментальных результатов в исследование были включены сведения о загружаемых, выгружаемых и переставляемых тепловыделяющих сборках для нескольких последних перегрузок реактора. Так как в рассматриваемых сборках была достигнута различная глубина выгорания ядерного топлива, вносящего основной вклад в эффективность ТВС, то для удобства сопоставления данных эффективность тепловыделяющих сборок отнесли к загрузке ядерного топлива, приведённой к урану-235. В результате расчётно-экспериментального исследования получено радиальное распределение эффективности одного грамма урана-235 в активной зоне реактора БОР-60 (рис. 1.22).

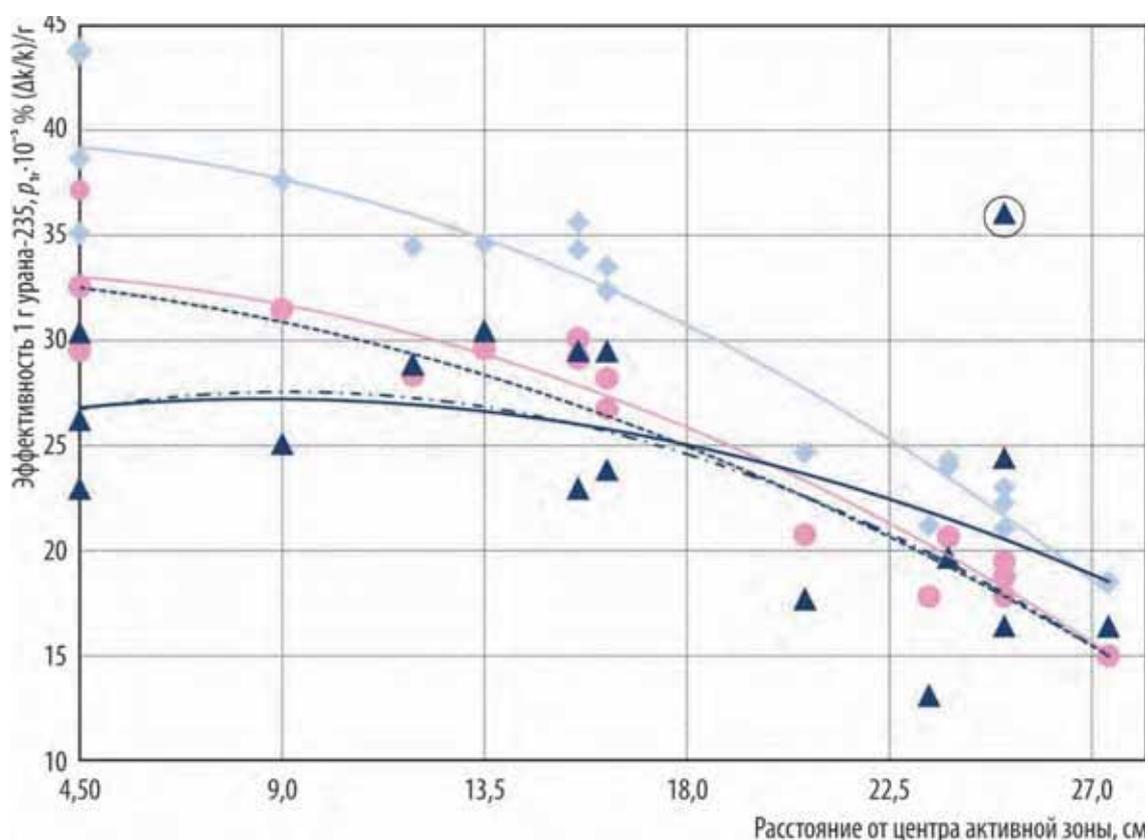


Рис. 1.22<sup>23</sup>. Радиальное распределение эффективности грамма урана-235 в сто седьмую микрокампанию, рассчитанное по программам TRIUM (●, —) и TRIGEX (◆, —) и полученное экспериментально (▲, —), в том числе с исключением влияния только источника нейтронов (— · — · —) и совместно источника нейтронов и поглотителя рабочих органов системы управления и защиты (— · · · —)

Обращает на себя внимание аномально высокое значение эффективности урана-235 в ячейке Б21, расположенной в шестом ряду активной зоны реактора, полученное экспериментальным методом (на рис. 1.22 обведено в круг). Данное отличие может быть объяснено расположением в соседней ячейке источника нейтронов, который изменяет распределение плотности их потока в подкритическом режиме работы реактора и при минимально контролируемом уровне мощности (50–100 кВт). Поскольку данное возмущение носит локальный характер, для дальнейшего анализа это значение было исключено.

<sup>23</sup>  $\rho_{1r}$  — реактивность одного грамма урана-235, % ( $\Delta k / k$ )/г. — Прим. авт.

В используемых программных комплексах невозможно учесть вклад источника нейтронов в распределение плотности потока нейтронов и, соответственно, эффективность тепловыделяющих сборок. Следующим отличием расчётных и экспериментальных данных по эффективности урана-235 является значительное снижение экспериментального профиля вблизи центра активной зоны. Это связано с тем, что расчёты выполнены для номинальной мощности, на которую нормируется плотность потока нейтронов, в то время как экспериментальное определение эффективности проведено в подкритическом режиме работы реактора, когда все рабочие органы системы управления и защиты введены в активную зону.

Анализ результатов сравнения экспериментального определения эффективности ТВС при минимально контролируемом уровне мощности и в подкритическом состоянии [1] показывает для последнего существенное занижение исследуемого параметра вблизи центра активной зоны. Следовательно, если эффективность тепловыделяющих сборок определяли бы при минимально контролируемом уровне мощности, мы бы получили экспериментальный профиль, который в большей степени соответствовал расчётному распределению. Используя указанное предположение, график (см. рис. 1.22) дополнили кривой, учитывающей влияние на эффективность тепловыделяющих сборок изменения плотности потока нейтронов, вызванное введением рабочих органов системы управления и защиты, расположенных в центральной области активной зоны. Учёт возмущений плотности потока нейтронов, вносимых источником нейтронов в подкритическом состоянии и поглотителем введённых рабочих органов системы управления и защиты, в экспериментальное распределение эффективности урана-235 приводит к совпадению профилей расчётных и экспериментальных данных.

Проведённый анализ расчётно-экспериментальных данных по эффективности урана-235 показал, что полученные с помощью программы TRIUM данные с учётом корректировки на распределение плотности потока нейтронов в подкритическом режиме работы реактора хорошо совпадают с экспериментальными значениями. Однако расчёты по этой программе занимают продолжительное время (около 24 ч), а по программе TRIGEX расчёты можно провести практически в режиме онлайн (примерно за 3 мин) в любой момент времени. Учитывая, что распределение эффективности урана-235, полученное с использованием программных комплексов TRIGEX и TRIUM, имеет одинаковый профиль, и значения, полученные по диффузионной программе TRIGEX, превышают значения, полученные по прецизионной программе TRIUM, в среднем на 19 %, для проведения оперативных расчётных исследований эффективности тепловыделяющих сборок можно использовать инженерный расчётный код с корректировкой на указанное значение.

#### Список литературы

1. Набойщиков Ю.В., Анисимов В.Ю., Дьяченко А.Е. Анализ результатов расчётно-экспериментального определения эффективности ядерного топлива в активной зоне реактора БОР-60. — Тезисы докладов Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», Димитровград, 27–29 марта 2018 г. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 38–39.
2. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846. — Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 2000. — 14 с.
3. Перегудов А.А. Программный комплекс для расчёта нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и оценки их погрешностей: автореферат диссертации на соискание учёной степени кандидата технических наук. — Обнинск: АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», 2015. — 129 с.
4. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.

*И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Хасанова, А.Е. Дьяченко<sup>24</sup>, Н.И. Широкова*

<sup>24</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

## РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОЧИХ ОРГАНОВ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА БОР-60

Целью данной работы было проведение исследования по расчётно-экспериментальному определению эффективности рабочих органов системы управления и защиты реактора БОР-60, которые в настоящее время имеют однопальную конструкцию, но отличаются между собой параметрами поглотителя — карбида бора. Рабочие органы аварийной защиты и ручного регулирования реактивности с высокообогащённым (по бору-10 до 80 %) поглотителем расположены в центре активной зоны. На границе активной зоны и бокового экрана находятся рабочие органы автоматического регулирования реактивности, в которых используется бор естественного изотопного состава (обогащение по бору-10 до 20 %).

Суть исследования заключалась в сравнении экспериментальных данных по эффективности рабочих органов ручного и автоматического регулирования реактивности, полученных на минимально контролируемом уровне мощности (около 100 кВт), и рабочих органов аварийной защиты в подкритическом режиме работы реактора с результатами расчётов, выполненных с использованием диффузионного приближения решения уравнений переноса нейтронов (инженерный комплекс программ TRIGEX [1]) и метода Монте-Карло (прецизионный комплекс программ TRIUM [2]). Для проведения расчётов применяли единую расчётную модель реактора БОР-60 при мощности 50 МВт, созданную с использованием комплекса автоматизированного расчёта КАР [3] и применением библиотеки многогрупповых ядерных констант БНАБ-93. Экспериментальное определение градуировочных характеристик рабочих органов ручного и автоматического регулирования реактивности проводили по аттестованной методике измерений. Для экспериментального определения рабочих органов аварийной защиты был применён метод пропорций.

В результате проведённого исследования были определены градуировочные характеристики рабочих органов ручного регулирования реактивности. Из рис. 1.23 следует, что данные,

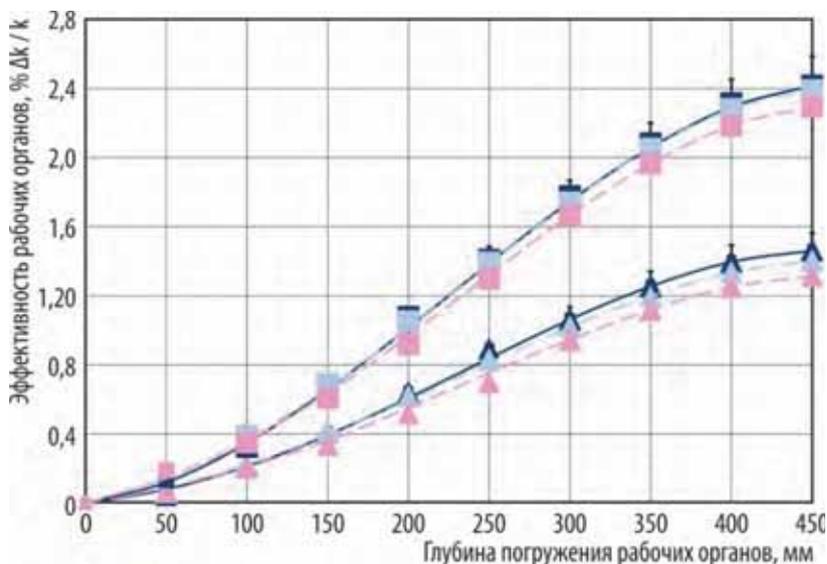


Рис. 1.23. Градуировочные характеристики первого ( $\Delta$ ) и второго ( $\square$ ) рабочих органов ручного регулирования реактивности, полученные экспериментально (—) и при помощи программ TRIGEX (---) и TRIUM (---)

полученные с использованием комплекса программ TRIGEX, совпадают с экспериментальными значениями в пределах допустимой неопределённости — не более 8 %. Аналогична ситуация и с результатами, вычисленными с использованием комплекса программ TRIUM, для второго рабочего органа ручного регулирования реактивности. Однако для первого рабочего органа ручного регулирования реактивности профиль расчётной градуировочной характеристики, полученный с использованием метода Монте-Карло, находится ниже экспериментальных значений.

Данные по эффективности первого рабочего органа автоматического регулирования реактивности, полученные с использованием программ TRIGEX и TRIUM, практически совпадают с экспериментальными значениями в пределах допустимой неопределённости — не более 8 %, а для второго рабочего органа автоматического регулирования реактивности значение неопре-

делённости превышает 8 %. Возможные причины такого отклонения в неточности расчётной модели: источник нейтронов размещён недалеко от второго рабочего органа автоматического регулирования реактивности и вносит возмущение в распределение потока нейтронов при минимально контролируемом уровне мощности. Для проведения дополнительного исследования возможно применение метода перекомпенсации, который используют для измерения эффективности рабочих органов ручного и автоматического регулирования реактивности на мощности 30–50 МВт, где вклад источника нейтронов минимален. Удовлетворительное совпадение расчётных значений эффективности первого рабочего органа автоматического регулирования реактивности с полученными экспериментальными значениями, возможно, связано с тем, что он находится ближе к ионизационной камере, расположенной за корпусом реактора.

Ценность расчётного определения эффективности рабочих органов аварийной защиты состоит в том, что их градуировочные характеристики, необходимые для определения эффектов реактивности и решения динамических задач, не могут быть получены ни одним из применяемых экспериментальных методов. Поэтому сравнению расчётных значений и экспериментальных данных по эффективности таких органов уделяется повышенное внимание.

Экспериментальное определение эффективности рабочих органов аварийной защиты методом сброса — длительный и трудоёмкий процесс, поэтому для данного исследования был применён метод пропорций. Этот метод предполагает определение эффективности рабочего органа аварийной защиты в подкритическом состоянии реактора относительно эффективности второго рабочего органа ручного регулирования реактивности, измеренной при минимально контролируемом уровне мощности. Расчётные и экспериментальные значения эффективности рабочих органов аварийной защиты (табл. 1.8) совпадают в пределах 15 %. Однако наблюдаются такие же отличия, что и в случае сравнения расчётно-экспериментальных значений эффективности рабочих органов ручного регулирования реактивности: значения эффективности, определённые с помощью комплекса программ TRIUM, ниже полученных с применением комплекса программ TRIGEX.

Таблица 1.8

**Расчётные и экспериментальные значения  
интегральной эффективности рабочих органов аварийной защиты**

| Орган аварийной защиты | Способ получения данных | Эффективность, % $\Delta k / k$ | Относительное отклонение от эксперимента, % |
|------------------------|-------------------------|---------------------------------|---|
| Первый                 | Эксперимент             | 1,93                            | –   |
|                        | TRIGEX                  | 1,75                            | 9   |
|                        | TRIUM                   | 1,67                            | 13  |
| Второй                 | Эксперимент             | 1,65                            | –   |
|                        | TRIGEX                  | 1,72                            | 4   |
|                        | TRIUM                   | 1,61                            | 2   |
| Третий                 | Эксперимент             | 1,46                            | –   |
|                        | TRIGEX                  | 1,41                            | 4   |
|                        | TRIUM                   | 1,33                            | 9   |

*Список литературы*

1. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846. — Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 2000. — 14 с.
2. Перегудов А.А. Программный комплекс для расчёта нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и оценки их погрешностей: автореферат диссертации на соискание учёной степени кандидата технических наук. — Обнинск: АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», 2015. — 129 с.

3. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчёта характеристик реакторов на быстрых нейтронах // Сборник трудов ФГУП «ГНЦ НИИАР», 1996. Вып. 4. С. 55–67.

*И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Хасанова,  
В.Ю. Анисимов, Н.И. Широкова*

## ИСПЫТАНИЕ В РЕАКТОРЕ СМ ТВЭЛОВ С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ И СТЕРЖНЕЙ С ВЫГОРАЮЩИМ ПОГЛОТИТЕЛЕМ

В рамках проекта по модернизации реактора СМ исследовали возможность перевода его на топливо с малым вредным поглощением нейтронов, чтобы уменьшить затраты при эксплуатации. Переход на новое топливо позволил бы в дальнейшем снизить расход урана. Снижение вредного поглощения нейтронов в топливе реактора планировали достичь переходом от топливной матрицы на основе бериллиевой бронзы к матрице на основе силумина, отличающейся значительно меньшим поглощением нейтронов.

При переходе к новой топливной матрице следует учитывать низкую температуру формоизменения силумина и снижение теплопроводности топлива в твэле с малым вредным поглощением нейтронов по мере выгорания, что приводит к дополнительной тепловой нагрузке на твэл. Одним из способов снижения тепловой нагрузки считают добавление в конструкцию тепловыделяющих сборок, расположенных рядом с центральной замеляющей полостью реактора, стержней с выгорающим поглотителем. Это уменьшает неравномерность энерговыделения как по ТВС, так и по активной зоне в целом, и тем самым снижается нагрузка на наиболее напряжённые твэлы реактора.

В отчётом году были проведены реакторные испытания тепловыделяющих элементов с малым вредным поглощением нейтронов и стержней с выгорающим поглотителем для изучения их поведения в условиях, близких к эксплуатационным. Испытания твэлов с малым вредным поглощением нейтронов проходили в одной из ближайших к активной зоне ячейке отражателя — в ячейке 2. Облучательное устройство включало рабочий участок и подвеску, служащую одновременно разделителем потока (рис. 1.24). Рабочий участок представлял собой экспериментальную тепловыделяющую сборку, в которой восемь твэлов с малым вредным поглощением нейтронов (рис. 1.25) были размещены по треугольной решётке в кожухе прямоугольного сечения из нержавеющей стали.



Рис. 1.24. Схема облучательного устройства с экспериментальной ТВС с указанием направления движения теплоносителя: 1 — окна для прохода теплоносителя; 2 — узел уплотнения; 3 — разделитель потока; 4 — термоэлектрический преобразователь на входе в рабочий участок; 5 — рабочий участок; 6 — корпус канала; 7 — термоэлектрический преобразователь на выходе из рабочего участка

Расчёт энерговыделения в твэлах с малым вредным поглощением нейтронов выполнен с использованием имитатора IMCOR\_SM, созданного на базе прецизионной программы MCU-RR [1]. Для расчёта использовали состояние активной зоны, соответствующее концу кампании, когда плотность потока нейтронов в отражателе максимальна. На основе полученных данных с использованием модуля конечно-элементного анализа программы ANSYS [2] проведён теплогидравлический расчёт и найдено значение расхода теплоносителя через экспериментальную тепловыделяющую сборку, обеспечивающее требуемый в эксперименте температурный режим испытания твэлов. Расчётные значения тепловыделения в твэлах с малым вредным поглощением нейтронов и температуры внутри облучательного устройства при различном расходе воды приведены в табл. 1.9.

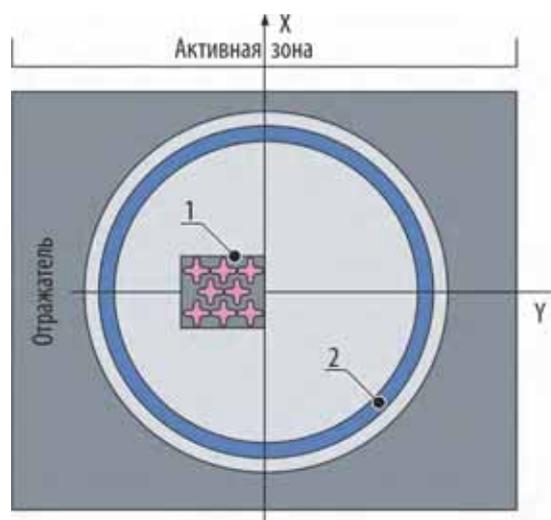


Рис. 1.25. Схема горизонтального сечения канала с облучательным устройством в ячейке 2 отражателя: 1 — экспериментальная тепловыделяющая сборка; 2 — корпус канала

Таблица 1.9

**Расчётные значения параметров работы экспериментальной тепловыделяющей сборки и максимально теплонапряжённого твэла**

| Параметр работы  | Расход воды   |              |
|--|---------------|--------------|
|  | Минимальный   | Максимальный |
| Тепловая мощность реактора, МВт  | 90            |              |
| Мощность сборки, МВт   | 0,219 ± 0,001 |              |
| Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения:                                 | 1,15 ± 0,01   |              |
|  | Не более 1,25 |              |
| Скорость теплоносителя, м/с  | 10,8          | 14,7         |
| Расход теплоносителя через сборку, м <sup>3</sup> /ч                                       | 5,5           | 7,5          |
| Давление теплоносителя на входе в сборку, МПа  | 4,9           |              |
| Температура теплоносителя на входе в сборку, °С  | Не менее 60   |              |
| Подогрев теплоносителя на активной части сборки, °С  | 34,9          | 25,6         |
| Максимальное объёмное энерговыделение:   | 1,58          |              |
|  | 1,15          |              |
| Усреднённая по периметру твэла максимальная плотность теплового потока, МВт/м <sup>2</sup> | 6,0           |              |
| Усреднённая температура наружной поверхности оболочки необлучённого твэла, °С              | 161,2         | 152,5        |
| Максимальная плотность теплового потока с поверхности твэла, МВт/м <sup>2</sup>            | 10,5          |              |
| Максимальная температура необлучённого твэла, °С:  | 235           |              |
|  | 386           |              |

На этапе подготовки к проведению эксперимента с помощью программы MCU-RR была обоснована ядерная безопасность и безопасность испытаний твэлов с малым вредным поглощением нейтронов в режимах с нарушениями и отказами в работе оборудования. В период с января по июнь отчётного года проведены ресурсные испытания экспериментальной тепловыделяющей сборки в канале петлевой установки ВП-1, установленном в ячейке 2 отражателя реактора СМ. Сопоставление расчётных и экспериментальных данных по энерговыделению в экспериментальной тепловыделяющей сборке приведено на рис. 1.26, где отражены два значения экспериментальной оценки энерговыделения: без учёта протечки теплоносителя через разделительное уплотнение между входом теплоносителя в канал и выходом из канала (максимальное) и с учётом её (минимальное).

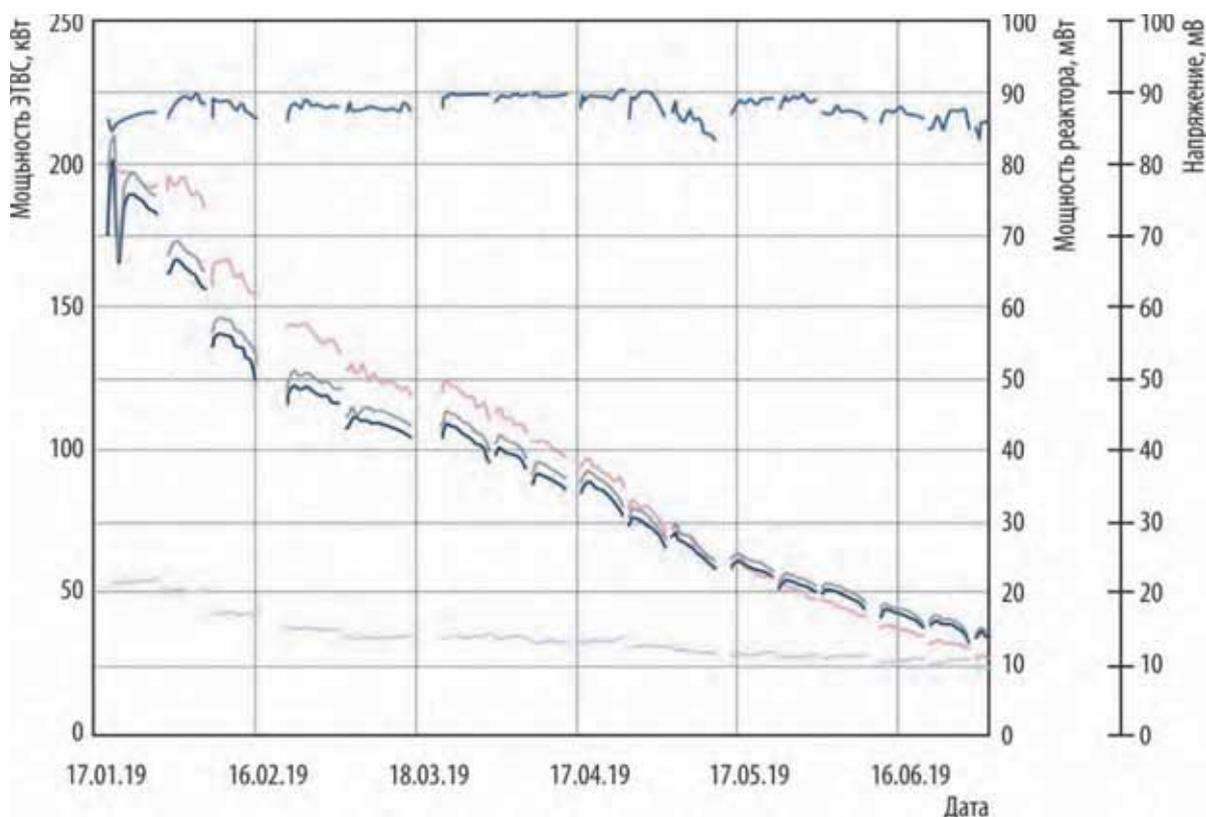


Рис. 1.26. Изменение расчётной (—), максимальной (—) и минимальной (—) мощности экспериментальной тепловыделяющей сборки, мощности реактора (—) и показаний детектора прямого заряда (—) в процессе реакторных испытаний

Максимальная мощность экспериментальной тепловыделяющей сборки составила 209 кВт, максимальный тепловой поток с поверхности максимально напряжённого твэла — 5,41 МВт/м<sup>2</sup>, среднее выгорание топлива по экспериментальной тепловыделяющей сборке — 93,1 % урана-235, а максимально напряжённого твэла — 94,7 % урана-235. Показания системы контроля герметичности оболочек твэлов и датчиков спецконтроля петлевой установки ВП-1 в течение всего времени испытаний были в пределах фоновых значений, что свидетельствует о сохранении герметичности всех испытанных твэлов.

Поскольку испытания стержней с выгорающим поглотителем проводили в тепловыделяющей сборке непосредственно в активной зоне — в ячейке 93, то при подготовке этого эксперимента основное внимание уделяли влиянию загрузки поглотителя нейтронов в ТВС на распределение энерговыделения по активной зоне и на эффективность органов системы управления и защиты. Как показали расчёты с использованием программы MCU-RR, все изменения, вносимые загрузкой экспериментальных стержней с выгорающим поглотителем в ТВС активной зоны, не приводят к выходу каких-либо параметров за пределы паспортных значений.

### Список литературы

1. Гомин Е.А. Статус МСУ-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 общей редакцией Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.

*Н.Ю. Марихин, С.В. Майнсков, Т.А. Полякова, Е.И. Ефимов, Н.К. Калинина*

## ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОНУКЛИДОВ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА МИР

В связи с модернизацией реактора СМ наработка радионуклидов иридия-192 и лютеция-177 осуществляется в реакторе МИР. Для этого в активной зоне реактора размещены два облучательных устройства, содержащих мишени со стартовым материалом. С целью организации производства тяжёлых изотопов плутония и получения препарата америция-241 одновременно в активную зону реактора МИР загружено облучательное устройство с плутониевыми мишенями.

Устройство для наработки иридия-192 и лютеция-177 (рис. 1.27, а) представляет собой цилиндрическую конструкцию, выполненную из алюминиевого сплава САВ-1<sup>25</sup>. Несущим элементом является центральная труба с проточенными пазами, формирующими вместе с внешним защитным кожухом шестнадцать посадочных мест для ампул. Устройство с предварительно загруженными ампулами помещают в кольцевой зазор между рабочим каналом с ТВС и внутренней поверхностью бериллиевого блока.

Облучательное устройство для производства тяжёлых изотопов плутония (см. рис. 1.27, б) состоит из двух блоков, расположенных один над другим. Каждый блок представляет собой каркасную конструкцию с общей центральной трубой, к которой приварены дистанционирующие решётки. Мишени расположены по окружности в два ряда, образуя двойное «беличье» колесо. В одном блоке находятся двадцать две мишени. Масса плутония в одной мишени равна 10 г, в облучательном устройстве — 440 г. Устройство устанавливают в активную зону вместо рабочей ТВС.

На этапе обоснования безопасности эксплуатации реактора МИР с облучательными устройствами для накопления перечисленных выше нуклидов и тяжёлых изотопов плутония были выполнены расчётные исследования влияния устройств на нейтронно-физические характеристики реактора. Расчёты выполняли с использованием программного кода МСУ-RFFI/A. Конфигурацию активной зоны выбирали исходя из опыта эксплуатации реакторной установки. Изотопный состав и ядерные концентрации мишенного материала соответствовали необлучённому состоянию.



Рис. 1.27. Общий вид облучательных устройств для накопления иридия-192 и лютеция-177 (а) и тяжёлых изотопов плутония (б)

<sup>25</sup> САВ-1 — алюминиевый порошковый деформируемый сплав на основе алюминия, магния и кремния, отличающийся от первоначальной марки АВ (авиаль) тем, что не содержит меди и марганца, а также малым содержанием примесей, заметно поглощающих нейтроны; применяется в качестве конструкционных материалов активной зоны ядерных реакторов. — Прим. ред.

Результаты расчётной оценки эффектов реактивности при загрузке или удалении облучательных устройств из активной зоны при различных её состояниях приведены в табл. 1.10.

Таблица 1.10

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

| Операция и связанные с ней эффекты   | Облучательное устройство                  |  |
|--|---|--|
|  | для производства иридия-192 и лютеция-177 | для накопления тяжёлых изотопов плутония |
| Загрузка в активную зону:  |   |  |
| Эффект по запасу реактивности (рабочие органы системы управления и защиты извлечены)                                     | $-(0,38 \pm 0,06)$                        | $+(0,18 \pm 0,06)$                       |
| Эффект по подкритичности (рабочие органы аварийной защиты извлечены, остальные рабочие органы погружены в активную зону) | $-(0,85 \pm 0,08)$                        | $+(0,41 \pm 0,07)$                       |
| Удаление из активной зоны в критическом состоянии  | $+(0,46 \pm 0,07)$                        | $-(0,22 \pm 0,06)$                       |

Также оценено влияние облучательных устройств на эффективность рабочих органов системы управления и защиты в начале кампании, то есть без учёта температурных эффектов реактивности и эффекта отравления ксеноном-135, для реальной компоновки активной зоны. Из опыта эксплуатации реактора следует, что максимальное влияние будет оказано на эффективность трёх рабочих органов системы управления и защиты, находящихся ближе всего к ячейке с облучательным устройством, а именно: автоматического регулирования мощности, аварийной защиты и компенсации реактивности, компенсатора реактивности с топливной догрузкой. Изменения оценивали, сравнивая эффективность рабочих органов при двух вариантах заполнения этой ячейки: когда там расположено либо облучательное устройство, либо штатная ТВС реактора МИР. Результаты расчётного исследования для устройства с плутонием представлены в табл. 1.11. Из приведённых результатов видно, что загрузка устройства вместо рабочей ТВС вызывает уменьшение эффективности (в пределах паспортных значений) расположенных рядом рабочих органов системы управления и защиты. Такое изменение связано с существенной разницей в массе делящихся материалов в устройстве и ТВС. В одной тепловыделяющей сборке при выгорании 30 % урана-235 (среднее выгорание активной зоны реактора МИР) содержится примерно 240 г урана-235, в то время как максимальная масса всех делящихся изотопов плутония в облучательном устройстве не превышает 70 г.

Таблица 1.11

**Эффективность рабочих органов системы управления и защиты  
при различных вариантах загрузки,  $\beta_{эфф}$**

| Назначение рабочего органа                     | Вариант загрузки |                        | Паспортные значения |
|--|------------------|------------------------|---------------------|
|  | Штатная ТВС      | Устройство с плутонием |                     |
| Автоматическое регулирование реактивности      | $0,65 \pm 0,04$  | $0,28 \pm 0,05$        | 0,1–0,7             |
| Аварийная защита и компенсация реактивности    | $1,05 \pm 0,05$  | $0,42 \pm 0,05$        | 0,06–3,2            |
| Компенсатор реактивности с топливной догрузкой | $1,14 \pm 0,05$  | $0,27 \pm 0,05$        | 0,08–7,0            |

Расчётный анализ показал возможность наработки радионуклидов в реакторе МИР с обеспечением необходимого уровня ядерной безопасности.

В.В. Пименов, С.В. Майнсков

## ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМИ ТВЭЛАМИ НА ОСНОВЕ ВЫСОКОПЛОТНОГО УРАНОВОГО СПЛАВА

В отчётном году в исследовательском реакторе МИР начаты ресурсные испытания двух комбинированных тепловыделяющих сборок с экспериментальными твэлами на основе низкообогащённого высокоплотного сплава урана, молибдена и кремния (U — 8,8 % Mo — 3,2 % Si). Цель испытаний заключалась в определении эксплуатационного ресурса экспериментального топлива путём облучения комбинированных ТВС в рабочем канале реактора МИР до среднего выгорания 67 % по урану-235.

Тепловыделяющие сборки были изготовлены в ПАО «Новосибирский завод химконцентратов». Их конструкция идентична штатной ТВС реактора МИР, за исключением двух внешних твэлов, которые содержали экспериментальное топливо с обогащением 19,7 % по урану-235. Размер частиц порошка уранового сплава — 40–160 мкм. Толщина сердечника твэлов с экспериментальным топливом увеличена до 0,7 мм из-за повышенной загрузки урана. Внутренние твэлы содержат серийное диоксидное топливо в алюминиевой матрице с обогащением 90 % по урану-235. Основные конструкционные и технологические параметры твэлов комбинированной тепловыделяющей сборки приведены в табл. 1.12, в которой нумерация твэлов идёт от периферии ТВС к центру.

Таблица 1.12

### Характеристики комбинированной тепловыделяющей сборки

| Параметр                              | Твэлы  |        |                                     |           |
|---------------------------------------|--|--------|-------------------------------------|-----------|
|                                       | Первый   | Второй | Третий                              | Четвёртый |
| Тип топлива                           | Высокоплотный урановый сплав в алюминиевой матрице |        | Диоксид урана в алюминиевой матрице |           |
| Плотность по урану, г/см <sup>3</sup> | 5,4–5,5  |        | 1,01                                |           |
| Обогащение по урану-235, %            | 19,7   |        | 90                                  |           |
| Масса урана-235 в твэле, г            | 148  | 128    | 82                                  | 67        |
| Объёмная доля топлива в сердечнике, % | 0,45   |        | 0,11–0,15                           |           |
| Толщина сердечника, мм                | 0,7  |        | 0,55                                |           |
| Площадь теплосъёма, м <sup>2</sup>    | 0,43   | 0,37   | 0,31                                | 0,26      |

Проведённые нейтронно-физические и теплофизические расчёты подтвердили достижимость необходимых параметров облучения и его безопасность. Испытания проводили в соответствии с программой (табл. 1.13), которая включала в себя три этапа со ступенчатым снижением мощности, первый из которых состоял из двух подэтапов.

Таблица 1.13

### Контрольные параметры ресурсных испытаний комбинированных тепловыделяющих сборок

| Параметр                                    | Этап облучения |             |           |         |
|---|----------------|-------------|-----------|---------|
|   | 1-1            | 1-2         | 2         |         |
| Продолжительность испытаний, эфф. сут       | 30             | 50          | 80        |         |
| Среднее выгорание топлива на конец этапа, % | 11             | 27          | 49        | 67      |
| Диапазон изменения мощности, кВт            | 1 100–1 600    | 1 000–1 300 | 900–1 100 | 700–900 |

Общая продолжительность облучения по состоянию на 31 декабря 2019 года составила 167 эффективных суток. Максимальная мощность первой комбинированной тепловыделяющей

сборки достигала 1 700 кВт, второй — 1 500 кВт. Расчётное значение выгорания урана-235 равно 38 % в первой комбинированной тепловыделяющей сборке и 42 % — во второй. Испытания планируются завершить в 2020 году.

*В.В. Пименов, С.В. Майнсков*

## ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ СЕПАРАТОРА ОБРАТНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРА БОР-60

В рамках работ по продлению срока эксплуатации оборудования реакторной установки БОР-60 выполнен термомеханический расчёт конструкции сепаратора пара экспериментального прямооточного парогенератора модульного типа. В качестве исходных данных расчёта использовали распределение температуры в элементах обратного парогенератора (ОПГ-1).

Основные конструктивные элементы сепаратора пара изготовлены из низколегированных сталей чехословацкого производства. Между испарительной и пароперегревательной секцией парогенератора установлен пусковой сепаратор (рис. 1.28), представляющий собой цилиндрический сосуд диаметром 377 мм, толщиной стенки 20 мм и высотой 5 147 мм, с тангенциальным подводом пара в верхней части.

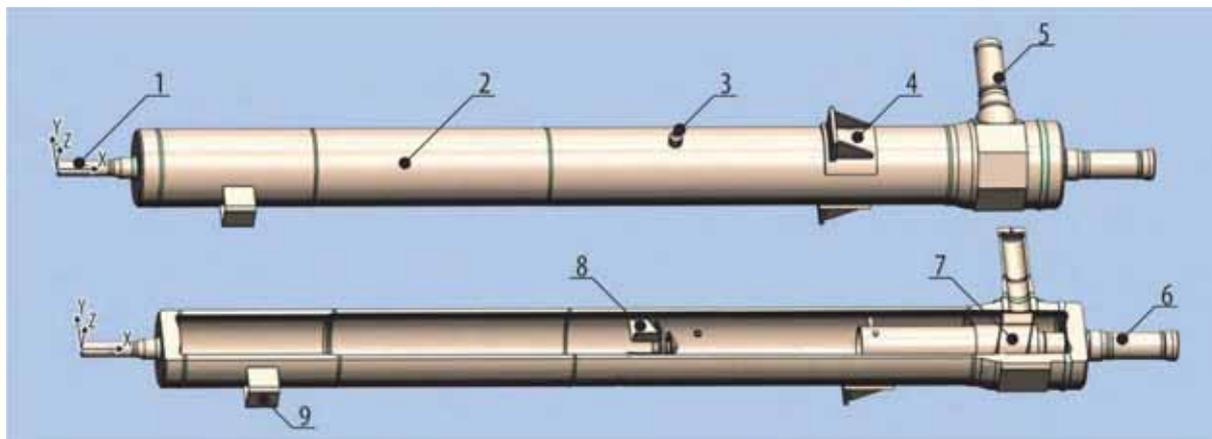


Рис. 1.28. Основные элементы конструкции сепаратора ОПГ-1: 1 — патрубок слива воды; 2 — обечайка корпуса; 3 — патрубок уровнемера; 4 — опора; 5 — патрубок входа пароводяной смеси; 6 — патрубок выхода отсепарированного пара; 7 — шнековый распределитель; 8 — двойной колпак; 9 — нижний захват

Расчёты температурного поля конструкции сепаратора в переходных режимах выполняли с применением трёхмерного теплогидравлического расчётного кода SolidWorks Flow Simulation [1]. Так как в этом коде отсутствует возможность учёта фазовых переходов в модели реального газа, для моделирования процесса сепарации пара с конденсацией применяли физическую модель идеального газа. Для анализа и оценки процесса конденсации использовали расчётные параметры относительной влажности, массовой концентрации конденсата и плотности среды. В расчёте использовали детальную полноразмерную трёхмерную модель сепаратора пара, в которой граничные условия на входных и выходных патрубках задавали в соответствии с режимом эксплуатации. Материалам элементов конструкции и текучей среде присваивали свойства согласно имеющимся данным о свойствах материалов, но, ввиду недостаточности сведений о теплофизических свойствах сталей чешского производства в требуемом диапазоне температуры, использовали значения для сталей-аналогов отечественного производства [2].

В качестве исходных данных для граничных условий в расчёте использовали усреднённые эксплуатационные показания датчиков информационно-измерительной системы реактора БОР-60 в рассматриваемых режимах парогенератора ОПГ-1 за несколько последних кампаний реактора. На внешней стенке расчётной модели задавали тепловое граничное условие адиабатической стенки, так как конструкция сепаратора находится в теплоизолированном пространстве.

Таблица 1.14

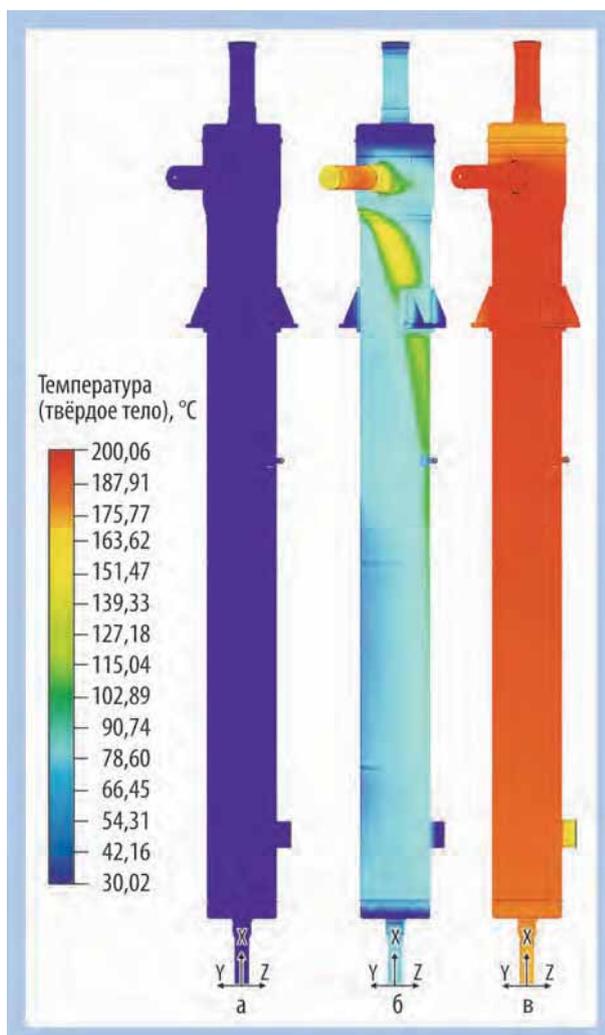
**Теплогидравлические параметры моделируемых режимов работы сепаратора**

| Режим              | Краткое описание режима            | Параметры                    |                                    |                            |
|--------------------|------------------------------------|------------------------------|------------------------------------|----------------------------|
|                    |                                    | Максимальная температура, °С | Давление на входе в сепаратор, МПа | Расход рабочей среды, кг/с |
| Исходное состояние | Заполнение азотом                  | 30                           | 0,6                                | –                          |
| Водяной режим      | Подача воды                        | 200                          | 4                                  | 0,556                      |
|                    | Заполнение объёма сепаратора водой | 200–295                      | 4–9                                | 2,22                       |
| Паровой режим      | Стационарный режим                 | 298                          | 9                                  | 3,06                       |

Анализ параметров эксплуатации сепаратора позволяет выделить основные режимы его работы (табл. 1.14). В исходном состоянии начальная температура конструкции сепаратора находится в диапазоне от 30 до 40 °С (рис. 1.29), сепаратор дренирован по воде, заполнен инертным газом (азотом) под давлением, равным 0,6 МПа. Когда парогенератор ОПГ-1 вводят в рабочий режим, внутренний объём модулей устройства, включая сепаратор, для разогрева конструкции заполняют водой с температурой 200 °С. По мере вывода реактора БОР-60 на номинальную мощность и при переходе парогенератора ОПГ-1 из водяного режима в паровой происходит постепенный разогрев циркулирующей питательной воды приблизительно до 295 °С и последующий переход парогенератора из водяного режима в паровой, при котором из модулей испарителя парогенератора в сепаратор начинает поступать пароводяная смесь.

В паровом режиме пароводяная смесь с температурой 295–298 °С поступает в сепаратор по касательной к обечайке сепаратора по входному патрубку; струя пара получает вращательное движение и дополнительно закручивается шнековым распределителем. Отсепарированная из пара вода центробежной силой отбрасывается к стенкам сепаратора, стекает вниз в водное пространство сепаратора с водой на уровне  $(1,5 \pm 0,5)$  м, а осушенный пар уходит через центральную трубу в модуль пароперегревателя. При достижении в сепараторе определённого уровня воды избыточное её количество отводится через трубку в днище сепаратора в питательный резервуар (деаэратор).

Рис. 1.29. Распределение температурного поля при переходе из исходного состояния в водяной режим: в начальный момент времени (а), в момент времени, соответствующий 150 °С (б) и при полном заполнении водой (в)



Паровая и водная фазы сепаратора отделены двойным колпаком, имеющим такую конструкцию, при которой пар, дополнительно образующийся из воды, может свободно уходить в паровое пространство сепаратора.

В результате проведённых расчётов было установлено, что наибольший перепад температуры на элементах конструкции сепаратора происходит в момент заполнения сепаратора питательной водой в исходном состоянии (см. рис. 1.29): максимальный перепад достигается на входном патрубке и шнековом распределителе и составляет 120 °С. В водяном и паровом режимах, ввиду равномерности подогрева поступающей питательной воды, значительные температурные перепады отсутствуют. Температурное распределение по всем элементам конструкции сепаратора равномерно, перепад температуры от водяной фазы к паровой не превышает 10 °С.

#### Список литературы

1. Алямовский А.А. SolidWorks / COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. — М.: ДМК, 2004. — 26 с.
2. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: справочник. — М.: Атомиздат, 1968. — 485 с.

*Е.И. Ефимов<sup>26</sup>, Н.В. Куреев*

## ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ СЕПАРАТОРА ОБРАТНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРА БОР-60

В рамках работ по продлению срока эксплуатации оборудования реакторной установки БОР-60 проведено обоснование прочности сепаратора обратного парогенератора ОПГ-1, для чего согласно требованиям действующих нормативных документов [1] было определено напряжённно-деформированное состояние конструкции сепаратора под совместным воздействием механических и тепловых нагрузок [2]. Напряжённно-деформированное состояние конструкции при эксплуатационных нагрузках определяли по расчётной модели (рис. 1.30) средствами программного комплекса конечно-элементного анализа ANSYS [3].



Рис. 1.30. Схема нагрузки и граничных условий расчётной модели сепаратора с указанием направления компенсирующих усилий от внутреннего давления  $P$  на патрубки

<sup>26</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

К потенциальным механизмам, которые могут привести к снижению надёжности работы сепаратора в условиях эксплуатации при термоциклических воздействиях (максимальная температура — приблизительно 300 °С), следует отнести малоцикловую усталость (менее  $10^5$  циклов) и термоусталость. Поэтому основной составляющей обоснования продления назначенного срока эксплуатации сепаратора является расчёт на циклическую прочность с учётом нестационарных и переходных режимов работы.

Основные элементы и узлы сепаратора парогенератора ОПГ-1 изготовлены из низколегированных сталей чехословацкого производства (сталь 15128,5<sup>27</sup>; маркировка согласно национальным стандартам серии CSN). Для определения физико-механических свойств материалов использовали данные, полученные при исследовании конструкционных материалов демонтированной секции обратного парогенератора ОПГ-1, корпус модулей которого выполнен из такой же стали, что и корпус сепаратора. Сравнительный анализ механических свойств чешской стали и гарантированных механических свойств аналога — стали марки 12ХМ<sup>28</sup> [1] — показал, что по пределу текучести и прочности чешские стали выше уровнем во всём температурном диапазоне. При обосновании прочности и дополнительного срока службы сепаратора консервативно использовали гарантированные физико-механические свойства стали в соответствии с нормативным документом [1].

Проведённый по показаниям датчиков информационно-измерительной системы парогенератора ОПГ-1 анализ параметров эксплуатации сепаратора позволил классифицировать основные режимы его работы. Их перечень и параметры с указанием числа циклов за фактический и прогнозируемый период с 1973 по 2028 годы приведён в табл. 1.15.

Таблица 1.15

#### Параметры основных эксплуатационных режимов работы сепаратора

| Наименование режима      | Краткое описание режима                          | Число циклов | Максимальная температура, °С | Давление, МПа |
|--------------------------|--|--------------|------------------------------|---------------|
| Исходное состояние       | Заполнен газом - азот                            | –            | 30                           | 0,6           |
| Гидравлическое испытание | –  | 17           |                              | 14,07         |
| Водяной режим:           |  | 449          | 200                          |               |
| Первый                   | Момент подачи воды                               |              |                              | 0,40          |
| Второй                   | Промежуточный момент                             |              |                              | 6,25          |
| Третий                   | Полное заполнение водой, переход в паровой режим |              | 8,5                          |               |
| Паровой режим            | Уровень конденсата — 1,5 м                       |              | 295                          | 0,9           |

В расчётной модели сепаратора (см. рис. 1.30) задавали нагрузку от внутреннего давления, гидростатическое давление, нагрузку от массы элементов, компенсирующее усилие на патрубки, неравномерное температурное поле [2].

Сочетание основных факторов, влияющих на циклическую прочность какой-либо зоны конструкции, как то: уровень напряжённо-деформированного состояния, температура, нейтронное облучение, влияние теплоносителя — определяет наиболее опасную зону во всей конструкции. По результатам расчёта напряжённо-деформированного состояния конструкции сепаратора выявлен наиболее напряжённый с точки зрения циклической прочности узел расчётной модели — зона приварки патрубка уровнемера к обечайке корпуса (рис. 1.31).

Проведённые расчёты показали, что при соблюдении прежних режимов эксплуатации конструкция сепаратора удовлетворяет требованиям нормативного документа [1] на прогнозируемый период эксплуатации — до 2028 года.

<sup>27</sup> CSN 15128 (Cesko-Slovenska statni norma) — хромомолибденованадиевая, низкоуглеродистая, низколегированная сталь. — Прим. ред.

<sup>28</sup> 12ХМ — сталь жаропрочная низколегированная, применяемая для изготовления сортовых заготовок, поковок, котельных труб для длительной службы при температуре до 500 °С. — Прим. ред.

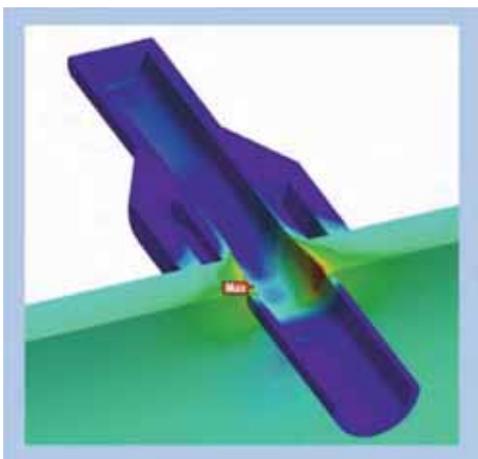


Рис. 1.31. Общий вид наиболее напряжённого узла

*Список литературы*

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
2. Ефимов Е.И., Киреев Н.В. Теплогидравлический расчёт сепаратора обратного парогенератора реактора БОР-60. — Настоящий отчёт. С. 52–54.
3. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общей редакцией Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.

*Н.В. Киреев, Е.И. Ефимов<sup>29</sup>*

## ОЦЕНКА ПРОЧНОСТИ ДОРАБОТАННОЙ КОНСТРУКЦИИ КРИТИЧЕСКОГО СТЕНДА РЕАКТОРА СМ

Критический стенд реактора СМ, являясь физической моделью реакторной установки СМ, предназначен для изучения нейтронно-физических характеристик облучательных устройств, выбора средств и методов формирования требуемых режимов облучения, обоснования безопасных режимов эксплуатации реактора, получения экспериментальных данных для отработки методик и программ расчёта нейтронно-физических характеристик. Для приведения конструкции критического стенда в соответствие с модернизированной активной зоной и системой управления и защиты реактора в проект стенда внесены следующие изменения:

- ◆ изменена компоновка нейтронной ловушки с увеличением числа облучательных ячеек для мишеней в нейтронной ловушке;
- ◆ изменена конструкция рабочих органов аварийной защиты: увеличен описанный диаметр и количество пэлов, в состав новых рабочих органов включён нижний вытеснитель с замедляющим нейтроны материалом;
- ◆ исполнительные механизмы рабочих органов аварийной защиты критического стенда заменены на исполнительные механизмы, аналогичные применяемым для органов аварийной защиты и компенсации реактивности реактора РБТ-10.

В связи с внесением в проект перечисленных изменений потребовалось провести прочностной анализ доработанной конструкции критического стенда с учётом требований действующей нормативной документации [1]. Были проведены расчёты на статическую и циклическую прочность основных наиболее нагруженных узлов и деталей несущей части стенда (рис. 1.32, а). Расчёт напряжённо-деформированного состояния конструкции проводили методом конечных элементов с использованием программного комплекса ANSYS [2]. Параметры основных эксплуатационных режимов работы критического стенда с указанием числа циклов за фактический и прогнозируемый период с 1970 по 2036 годы приведены в табл. 1.16. При составлении расчётной модели (рис. 1.32, б) была использована упрощённая конструкция критического стенда. Часть элементов: приводы системы управления и защиты и подвеска рабочих органов аварийной защиты

<sup>29</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

и компенсации реактивности реактора, отражатель из металлического бериллия, пневмоэлектроклапан, тепловыделяющие сборки, рабочие органы компенсации реактивности и экспериментальные устройства — была заменена их массами. Но такое упрощение не уменьшает максимальную точность отображения статического поведения конструкции.

Таблица 1.16

### Параметры основных эксплуатационных режимов работы критического стенда

| Режим                           | Число циклов за период |                |       | Характеристика режима |                  |                  |
|---------------------------------|------------------------|----------------|-------|-----------------------|------------------|------------------|
|                                 | Фактический            | Прогнозируемый | Общее | Температура, °С       | Давление         | Уровень воды, мм |
| Исходное состояние              | 2 050                  | 850            | 2 900 | 20                    | Гидростатическое | 500              |
| Нормальные условия эксплуатации |                        |                |       |                       |                  | 1 000            |

Использованная для расчёта напряжённо-деформированного состояния конструкции критического стенда модель построена с учётом фактических значений толщины стенок элементов конструкции, определённых с помощью ультразвукового контроля. Максимальный уровень напряжения (106,2 МПа) реализуется в нормальных условиях эксплуатации в зоне приварки рёбер к нижнему днущу экспериментального бака (рис. 1.33).

Для оценки статической прочности сравнивают полученные значения напряжения с допускаемыми [1]. Были рассмотрены два режима работы критического стенда: исходное состояние, при котором экспериментальный бак заполнен водой до 500 мм, и нормальные условия эксплуатации, когда при проведении экспериментальных исследований бак заполнен до 1 000 мм. По результатам расчёта статическая прочность элементов конструкции критического стенда при указанных эксплуатационных нагрузках обеспечена.

В расчёте на циклическую прочность рассмотрен наиболее напряжённый узел в конструкции критического стенда, в котором по результатам предварительно проведённого анализа реализуются максимальные значения амплитуды условного упругого напряжения — узел в зоне сварки ребра опорной решётки с днищем экспериментального бака (рис. 1.34). Расчёт проведён по программе «Ресурс 86-2002», реализующей методику, представленную в нормативном документе [1]. Циклическая прочность считается обеспеченной, если суммарное усталостное повреждение менее единицы. Расчётом определено, что на конец 2036 года максимальная суммарная циклическая повреждаемость в наиболее напряжённом узле критического стенда составит 0,0016, что удовлетворяет условию циклической прочности.

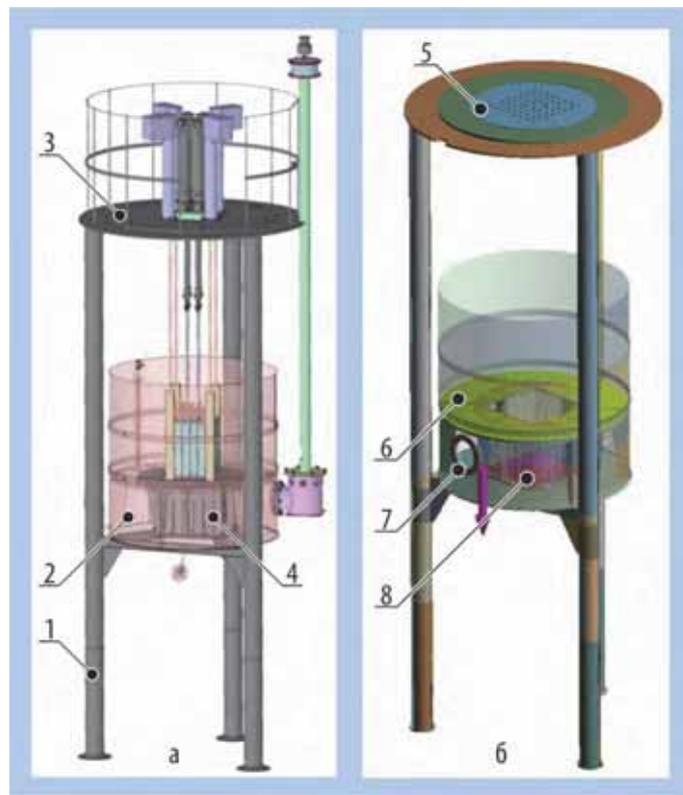


Рис. 1.32. Расчётная модель критического стенда с указанием его несущей части (а) и объектов нагрузки (б): 1 — рама опорная; 2 — бак экспериментальный; 3 — решётка опорная; 4 — опорная плита приводов системы управления и защиты; 5 — приводы системы управления и защиты и подвеска новых рабочих органов аварийной защиты и компенсации реактивности; 6 — отражатель из металлического бериллия; 7 — пневмоэлектроклапан; 8 — ТВС, рабочие органы компенсации реактивности и экспериментальные устройства

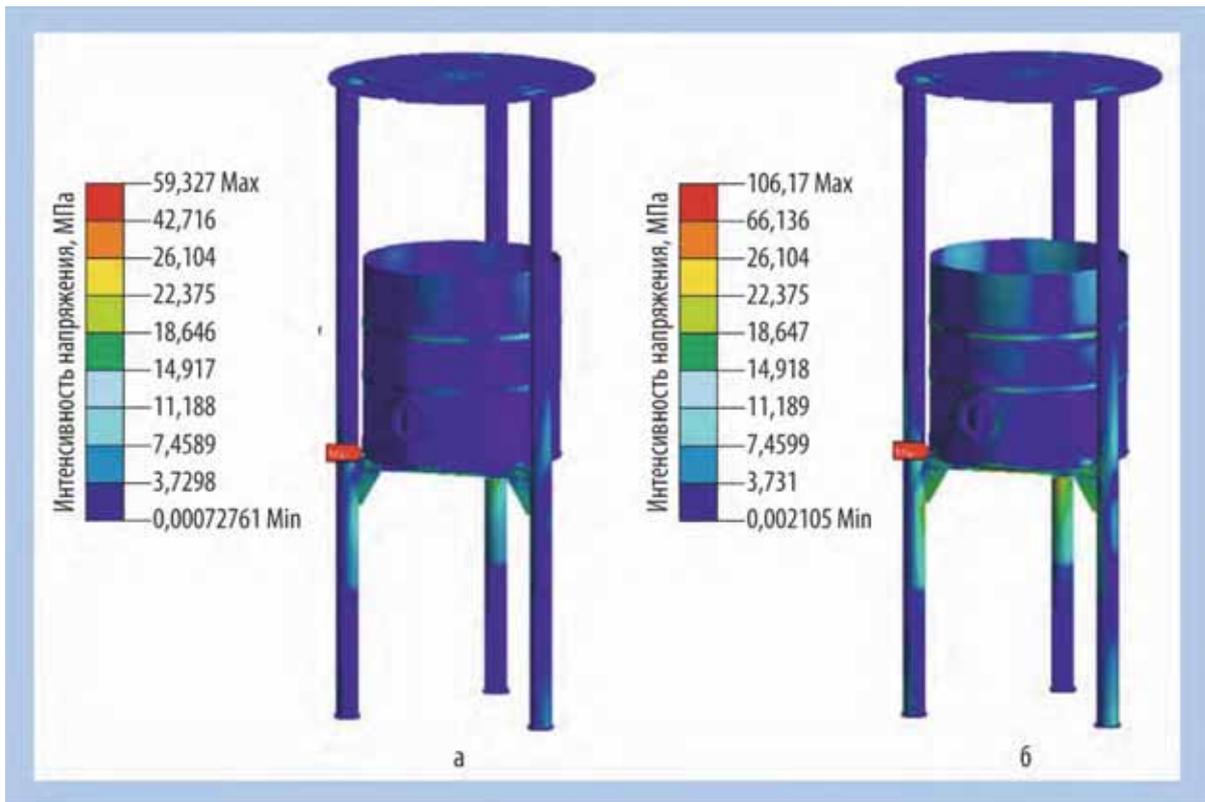


Рис. 1.33. Эпюра интенсивности напряжения в исходном состоянии (а) и при нормальных условиях эксплуатации (б) критического стэнда

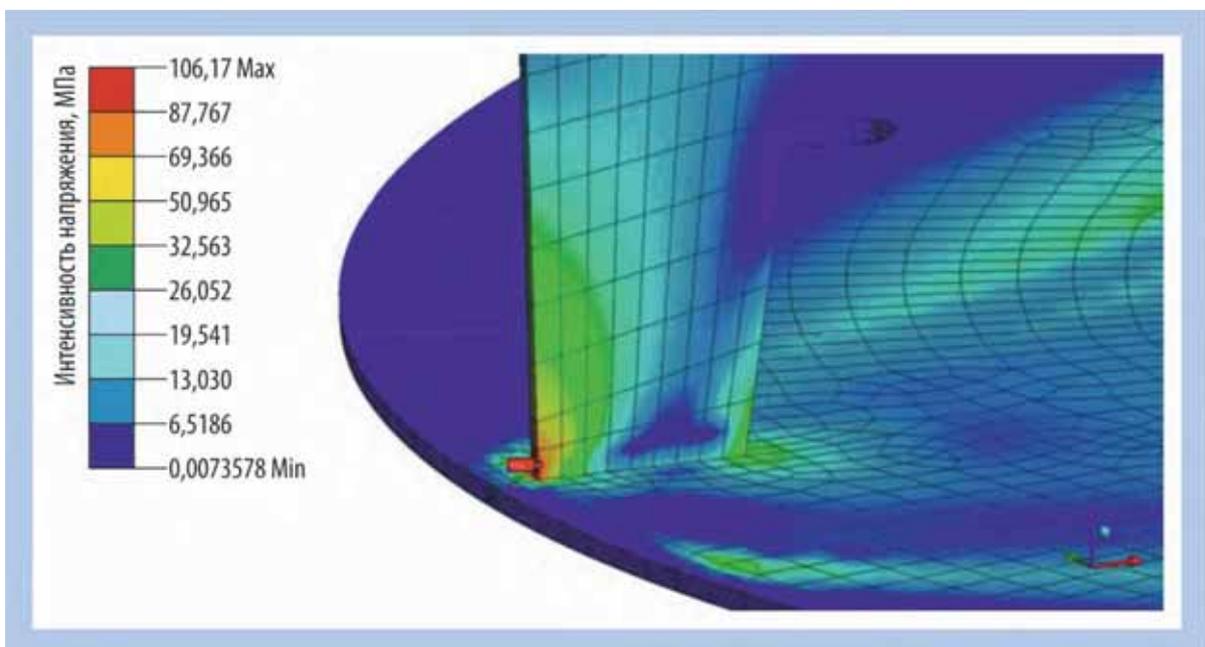


Рис. 1.34. Эпюра интенсивности напряжения узла, рассматриваемого в расчёте на циклическую прочность

Проведённая оценка показала, что конструкция критического стэнда реактора СМ с учётом принятых изменений в проекте удовлетворяет требованиям нормативного документа [1] в части статической и циклической прочности на прогнозируемый период эксплуатации — до 2036 года.

### Список литературы

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Госатомэнергонадзор СССР. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
2. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общей редакцией Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 с.

Н.В. Куреев, А.В. Пайдулов

## РАСЧЁТНОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ КОРПУСА И СЪЁМНОЙ ПЛИТЫ РЕАКТОРА РБТ-6

Введённая в эксплуатацию в 1975 году реакторная установка РБТ-6 с постоянной периодичностью проходит обследование для получения лицензии на дальнейшую эксплуатацию. В истекшем году в рамках этих работ были расчётным способом определены значения флюенса быстрых нейтронов, повреждающей дозы, объёмной доли гелия и водорода в несущих конструкциях активной зоны реактора, в корпусе и съёмной плите.

Расчёты энергетического спектра нейтронов наиболее теплонапряжённых участков двух плит — съёмной и корпуса — для номинального режима работы реактора были проведены с помощью аттестованного Ростехнадзором пакета прикладных программ MCU (версия MCU-RFFI/A [1]), который реализует решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией. Спектры нейтронов: для самого теплонапряжённого участка съёмной плиты и усреднённый по периферии плиты корпуса реакторной установки РБТ-6 — приведены на рис. 1.35.

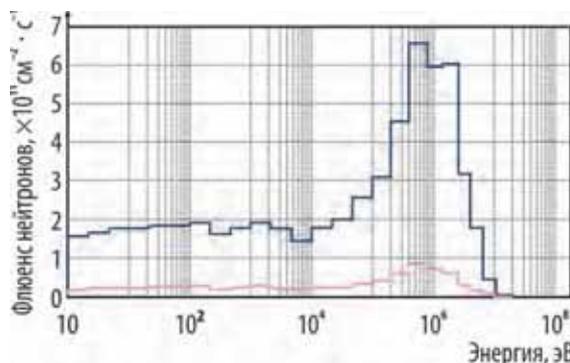


Рис. 1.35. Спектр нейтронов в съёмной плите (—) и плите корпуса (—)

Для обеих плит, изготовленных из стали марки 06X18H10T<sup>30</sup>, расчёт скорости генерации

гелия и трития проведён средствами математического моделирования кинетики нуклидных превращений в веществе, происходящих под воздействием нейтронного облучения, на основе программного комплекса UPM-PREPRO\_2017<sup>31</sup>-FENDL-2.0<sup>32</sup>-ENDF/B-VII.0<sup>33</sup> [2], радиационная повреждаемость рассчитана с использованием кода SpecterD [3].

Процесс трансмутации<sup>34</sup> очень чувствителен к нейтронному спектру. Тепловые нейтроны (с энергией менее 0,5 эВ) вызывают образование в сталях большинства продуктов ядерных реак-

<sup>30</sup> Здесь и далее 06X18H10T — сталь коррозионно-стойкая жаропрочная, применяемая для изготовления особо тонкостенных холодно- и теплодеформированных труб, предназначенных для трубопроводов; конструкций, свариваемых точечной сваркой (массовая доля железа составляет 68,235%; углерода — 0,06%; хрома — 18%; никеля — 10%; титана — 0,55%; марганца — 2%; кремния — 0,8%; серы — 0,02%; фосфора — 0,035%; меди — 0,3%). — Прим. авт.

<sup>31</sup> PREPRO\_2017 — пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF/B. — Прим. ред.

<sup>32</sup> FENDL-2.0 — библиотека ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, нейтронным сечениям и распределению частиц в нейтронных реакциях. — Прим. ред.

<sup>33</sup> ENDF/B-VII.0 — библиотека с константами по распаду радионуклидов. — Прим. ред.

<sup>34</sup> Концентрация атомов (продуктов реакций трансмутации) — количество атомов трансмутанта в расчёте на один миллион атомов исходного материала, млн<sup>-1</sup>. — Прим. ред.

ций: гелия, трития, водорода, ванадия, лития, марганца. Наиболее важными из них являются газообразные гелий и водород, так как их атомы могут влиять на процесс эволюции первично образованной радиационной микроструктуры, что приводит к изменению макроскопических свойств облучаемого материала — потере пластичности, охрупчиванию, вакансионному распуханию и прочему [4]. Оценка динамики объёмной генерации гелия и водорода в конструкционных материалах при длительном реакторном облучении в термализованном нейтронном спектре указывает на характер зависимости генерации этих элементов от полного флюенса нейтронов (рис. 1.36) — квадратичный и линейный соответственно.

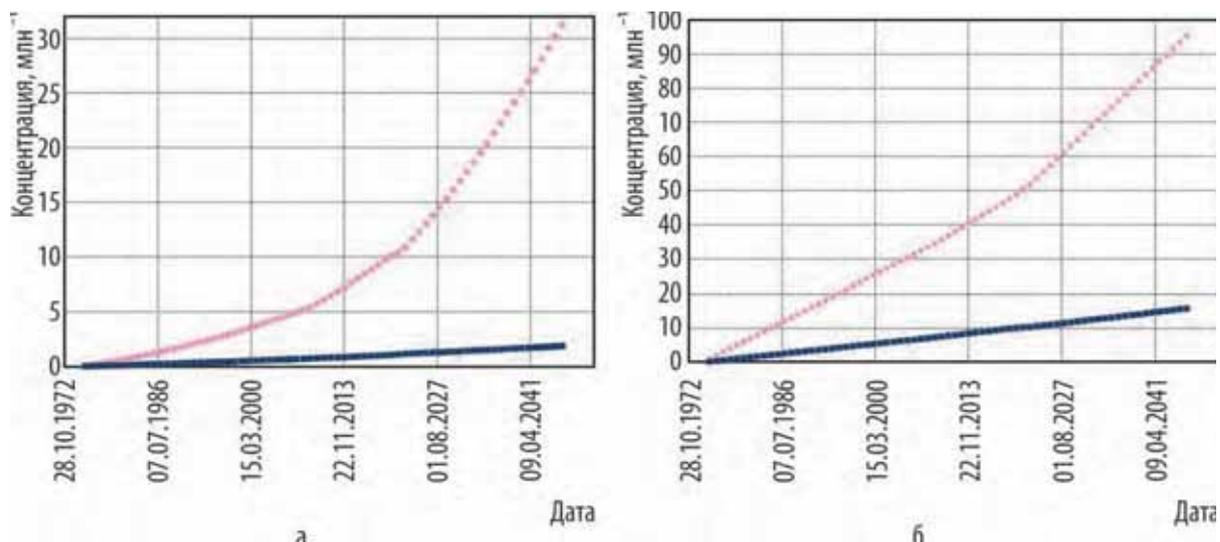


Рис. 1.36. Изменение концентрации гелия (а) и водорода (б) в элементах реакторной установки: съёмной плите (●) и плите корпуса (■) — в процессе облучения

Результаты расчётного обследования корпуса и съёмной плиты реактора РБТ-6 включены в материалы, обосновывающие безопасность, для получения лицензии на дальнейшую эксплуатацию реактора.

#### Список литературы

1. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов: препринт ИАЭ-5837/5. — М.: Российский научный центр «Курчатовский институт», 1994. — 65 с.
2. Белозерова А.Р., Шамардин В.К., Белозеров С.В. К вопросу моделирования эффектов ядерной трансмутации при исследовании фазового состава облучённых аустенитных сталей // Физика металлов и металловедение, 2018. Т. 119, № 5. С. 435–443.
3. Greenwood L.R., Smither R.K. Specter: neutron damage calculations for materials irradiations, ANL/FPP/TM-197. — Lemont, Illinois (USA): Argonne National Laboratory, 1985. — 65 p. — DOI:10.2172/6022143/ — Website of U.S. Department of Energy Office of Scientific and Technical Information OSTI.GOV. — Access mode: in free access. — URL: <https://www.osti.gov/servlets/purl/6022143-5YL749/> (date of the application: 23.04.2020).
4. Белозеров С.В., Неустроев В.С., Шамардин В.К. Исследование накопления гелия в сталях аустенитного класса для оценки радиационной повреждаемости материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР // Физика металлов и металловедение, 2008. Т. 106, № 5. С. 489–497.

А.Р. Белозерова, М.Ф. Валишин, В.В. Пименов

## НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКАЯ ИНСПЕКЦИЯ ДОСТИЖЕНИЯ ТРЕБУЕМЫХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

Экспериментальное подтверждение расчётных данных является важной составляющей при планировании и сопровождении экспериментов, связанных с нейтронным облучением в ядерных реакторах. В АО «ГНЦ НИИАР» на протяжении многих лет успешно применяют активационный метод для определения нейтронно-физических характеристик в контрольных точках облучательных устройств, загружаемых в исследовательские реакторы. За отчётный год проведён ряд инспекций нейтронно-физических характеристик в реакторах БОР-60 (рис. 1.37), РБТ-6 (рис. 1.38) и РБТ-10/2 (рис. 1.39), описание которых представлено в табл. 1.17.

Таблица 1.17

Нейтронно-дозиметрическое сопровождение экспериментов

| Номер эксперимента | Цель эксперимента   | Нейтронно-активационные детекторы |                          | Место облучения                                 | Метка на картограмме  |
|--------------------|---|-----------------------------------|--------------------------|---|---|
|                    |   | Число ампул                       | Материал                 |   |   |
| 1.                 | Радиационное окрашивание природных минералов  | 3                                 | Титан, железо, тантал    | Каналы Т-1–Т-3 реактора РБТ-6,                  |   |
| 2.                 | Уточняющий эксперимент по достижению флюенса при облучении природных минералов                                  | 9                                 | Титан, железо            | Каналы 8–10, 14–16 отражателя реактора РБТ-10/2 |  |
| 3.                 | Определение нейтронно-физических характеристик  | 12                                | Ниобий, железо           | Ячейки В43, Д15, Г15, Е15, Б15 реактора БОР-60  |  |
| 4.                 | Радиационные испытания макетов пьезодвигателей  | 5                                 |                          | Второй ряд стенда «Корпус»                      |  |
| 5.                 | Определение плотности потока нейтронов  | 1                                 | Самарий, золото, лютеций | Помещение под днищем реактора СМ                |   |
| 6.                 | Облучение металла и сварного шва стали марки 10ХН1М <sup>35</sup>   | 3                                 | Железо, ниобий           | Ячейки 6 и 7 активной зоны реактора РБТ-6       |  |
| 7.                 | Определение плотности потока нейтронов при облучении конструкционных материалов                                 |                                   | Железо                   | Ячейка 5 активной зоны реактора РБТ-6           |  |
| 8.                 | Радиационные испытания пьезокерамических элементов  |                                   | Ниобий, железо           | Второй ряд стенда «Корпус»                      |  |
| 9.                 | Определение нейтронно-физических характеристик при облучении конструкционных материалов для Нововоронежской АЭС |                                   |                          | Ячейка 64 активной зоны реактора РБТ-6          |  |

Примечание. Номер эксперимента и метка на картограмме использованы в рис. 1.37–1.39.

За отчётный год аттестованы и проведены измерения сорока двух ампул с облучёнными нейтронно-активационными детекторами для экспериментального определения флюенса, проведено восстановление нейтронно-физических характеристик в контрольных точках облучения. Полученные результаты имеют статистическую значимость и хорошее соответствие с результа-

<sup>35</sup> 10ХН1М — конструкционная низколегированная сталь, применяемая для производства оборудования химической, нефтехимической и газовой промышленности; оборудования и трубопроводов атомных станций. — Прим. ред.

тами аналогичных экспериментов, проведённых ранее. Новая информация дополнила и уточнила расчётные данные и позволила скорректировать регламент проведения ряда экспериментов.

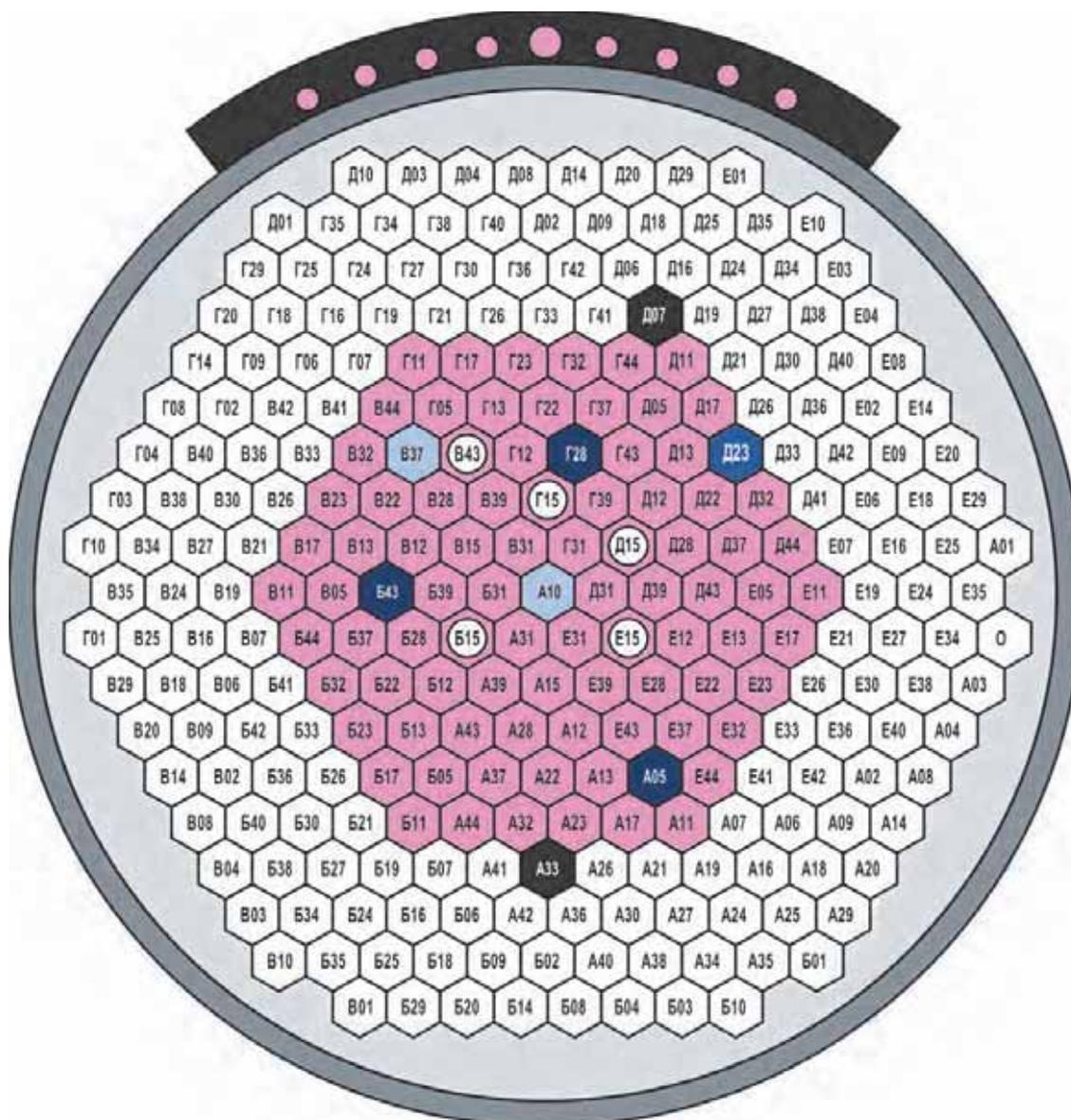


Рис. 1.37. Картограмма реактора BOR-60 с указанием нумерации ячеек:

- — вертикальные экспериментальные каналы;
- сборки бокового экрана;
- тепловыделяющие сборки;
- рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности;
- рабочие органы автоматического регулирования реактивности;
- рабочие органы ручного регулирования реактивности;
- ячейки, используемые в эксперименте 3 (см. табл. 1.17);
- инструментованная ячейка

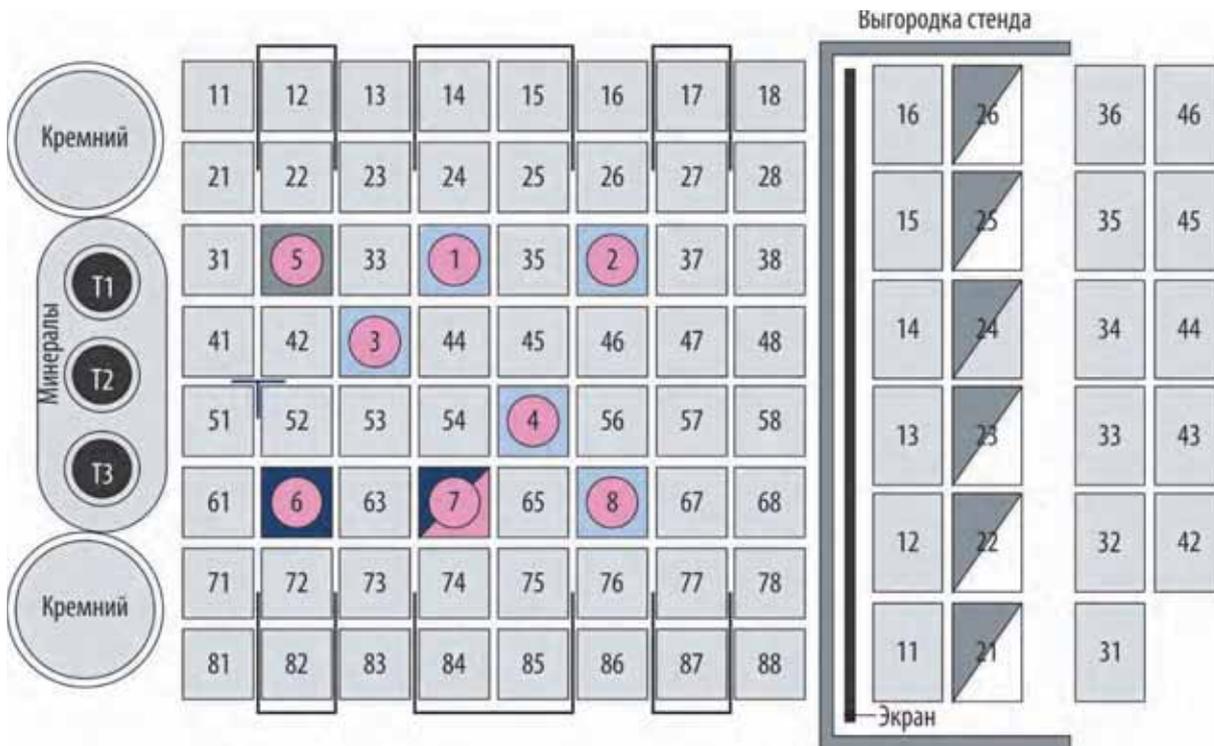


Рис. 1.38. Картограмма реактора РБТ-6 и стенда «Корпус» с указанием нумерации ячеек:

-  — рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности;
-  — рабочие органы автоматического регулирования реактивности;
-  — тепловыделяющие сборки;
-  — каналы облучения;
-  — ампулы стенда;
-  — ячейки, используемые в эксперименте 1 (см. табл. 1.17);
-  — ячейки, используемые в эксперименте 4 (см. табл. 1.17);
-  — ячейки, используемые в эксперименте 6 (см. табл. 1.17);
-  — ячейки, используемые в эксперименте 7 (см. табл. 1.17);
-  — ячейки, используемые в эксперименте 8 (см. табл. 1.17);
-  — ячейки, используемые в эксперименте 9 (см. табл. 1.17)

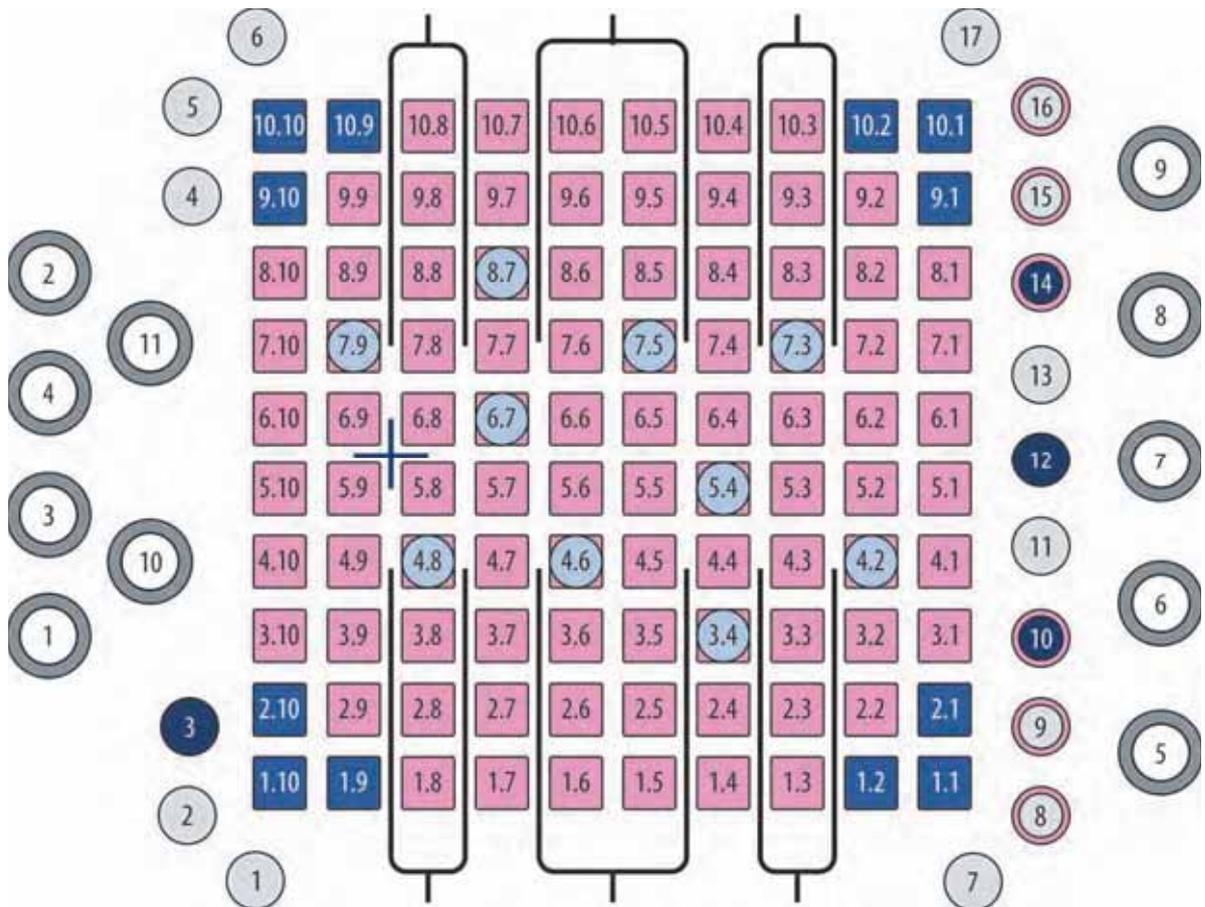


Рис. 1.39. Картограмма реактора РБТ-10 с указанием нумерации ячеек:

-  — рабочие органы аварийной защиты и компенсации реактивности;
-  — рабочие органы автоматического регулирования реактивности;
-  — тепловыделяющие сборки;
-  — ампульные каналы активной зоны;
-  — периферийные ампульные каналы;
-  — бериллиевые блоки;
-  — ионизационные камеры;
-  — ячейки, используемые в эксперименте 2 (см. табл. 1.17);
-  — периферийные ампульные каналы для ядерного легирования кремния

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

## МОДИФИКАЦИЯ ПОВЕРХНОСТИ ЦИРКОНИЕВЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ МЕТОДОМ ИОННО-ПЛАЗМЕННОГО АЗОТИРОВАНИЯ

В настоящее время сплавы на основе циркония являются наиболее распространённым конструкционным материалом тепловыделяющих элементов активных зон водоохлаждаемых энергетических реакторов. Эти сплавы окисляются при контакте с водой, выделение водорода приводит к осаждению гидридов циркония, которые обуславливают охрупчивание оболочки.

Окисление оболочки твэлов в условиях аварийной ситуации с потерей теплоносителя, характеризующейся среди прочего высокой температурой (до 1 200 °С), намного более критично, нежели при нормальном режиме эксплуатации ядерного реактора, поскольку ухудшение состояния оболочки — основного барьера безопасности — происходит быстрее и связанные с этим риски возрастают. В их число входят:

- ♦ выделение водорода вследствие пароциркониевой реакции;
- ♦ охрупчивание оболочки при высокой температуре из-за её окисления и гидрирования;
- ♦ снижение механической прочности оболочки при охлаждении, которое обусловлено резким понижением температуры во время повторного залива (расхолаживания) активной зоны реактора.

Принимая во внимание эти риски, крайне важно и необходимо ограничить высокотемпературное окисление и / или гидрирование оболочки, чтобы повысить безопасность эксплуатации водоохлаждаемых ядерных реакторов. Одним из наиболее эффективных способов решения данной проблемы считают создание покрытий на оболочках твэлов, препятствующих или значительно замедляющих взаимодействие паров воды с цирконием в условиях аварии с потерей теплоносителя. При этом рассматривают как различные виды покрытий (металлы, их оксиды, керамику), так и разные способы их нанесения. Но существующие в настоящий момент предложения по формированию защитных оболочек на поверхности твэлов характеризуются высокой сложностью и дороговизной при внедрении подобных технологий, что снижает конкурентные преимущества изделий.

Анализ защитных покрытий, используемых в различных отраслях промышленности, а также способов их создания позволил предложить для модификации поверхности оболочек твэлов метод ионно-плазменного азотирования как один из наиболее динамично развивающихся в области химико-термической обработки материалов. Принцип его действия заключается в том, что в разряженной азотсодержащей газовой среде возбуждается разряд, обеспечивающий формирование азотированного слоя, состоящего из внешней нитридной зоны и располагающейся под ней диффузионной зоны. Образующийся в результате данного процесса нитрид циркония характеризуется высокой температурой плавления, повышенной твёрдостью и улучшенными прочностными характеристиками. Оптимизацию свойств упрочняемой поверхности обеспечивают за счёт необходимого сочетания нитридного и диффузионного слоёв, которые вырастают в основной материал [1, 2].

В рамках договора между акционерными обществами и государственными научными центрами Российской Федерации — Троицким институтом инновационных и термоядерных исследований и Научно-исследовательским институтом атомных реакторов — была проведена научно-исследовательская работа по созданию технологии азотирования поверхностного слоя оболочек твэлов методом ионно-плазменного азотирования. Исследования проводили на образцах оболочечных труб (диаметром 9,1 и толщиной стенки 0,6 мм) из циркониевых сплавов Э110 и Э110М<sup>36</sup>, на внутренней и внешней поверхности которых методом ионно-плазменного азотирования создавали покрытие из нитрида циркония. Азотирование размещённых в вакуумной камере образцов (рис. 1.40) осуществляли на промышленной установке «Ника» в плазме предварительно очищенного азота, создаваемой при работе генератора газоразрядной плазмы при давлении

<sup>36</sup> Здесь и далее Э110М — модернизированный сплав на основе циркония, применяющийся в качестве конструкционных материалов элементов ТВС. — Прим. ред.

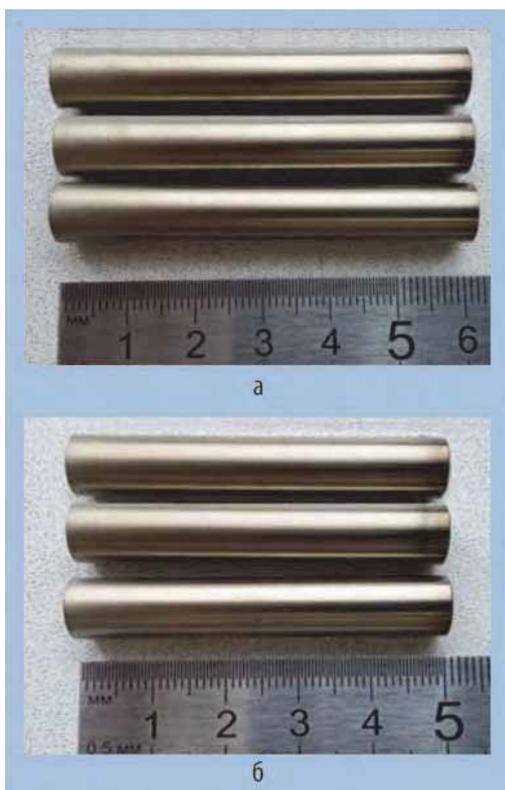


Рис. 1.40. Внешний вид образцов оболочек твэлов из циркониевых сплавов Э110 (а) и Э110М (б) после ионно-плазменного азотирования

Микротвёрдость покрытия, нанесённого на внутреннюю поверхность оболочки, составляет 15 151 МПа (1 545 кгс/мм<sup>2</sup>), а приповерхностного слоя — 3 815 МПа (389 кгс/мм<sup>2</sup>) и убывает по глубине в сторону основного металла. Для образца из сплава Э110 эта величина равна 2 305–2 403 МПа (235–245 кгс/мм<sup>2</sup>). С частью образцов оболочек твэлов с нанесённым покрытием были проведены высокотемпературные коррозионные испытания в аргонопаровой среде в изотермических условиях при температуре 1 100 и 1 200 °С и времени выдержки, равном 1 500 и 500 с соответственно. В результате визуального анализа образцов после испытаний установлено, что оксидная плёнка на внутренней и внешней поверхности всех образцов чёрная и блестящая, без следов отслоений и отшелушиваний (рис. 1.41). Последующие металлографические исследования образцов показали, что для большинства из них остаточная пластичность после коррозионных испытаний

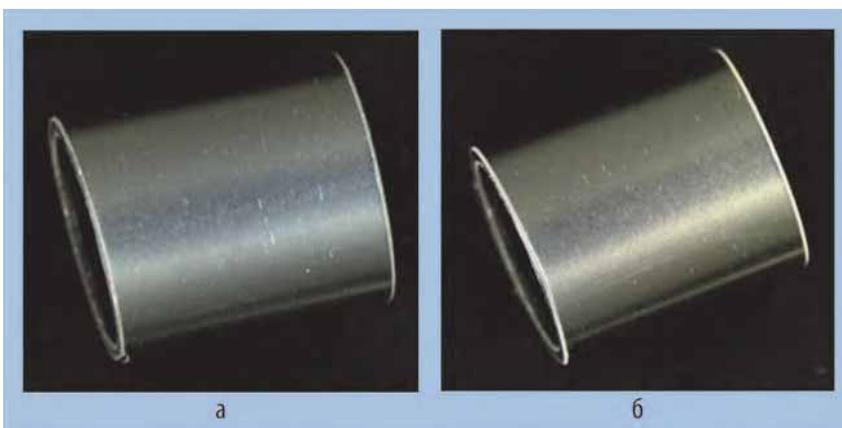


Рис. 1.41. Характерный внешний вид образцов после высокотемпературных коррозионных испытаний при температуре 1 100 (а) и 1 200 (б) °С

0,2 Па. Длина трубки из сплава Э110 составляла 60 мм, а из сплава Э110М — 50 мм. Образцы крепили на оснастке, которая являлась катодом. В качестве анода выступали стенки камеры. Напряжение смещения составляло 400 В, температура, измеряемая с помощью хромель-алюмелевого термопреобразователя, в течение всего процесса была  $(620 \pm 5)$  °С, выдержка в процессе ионно-плазменного азотирования — 1,5 ч.

Материаловедческие исследования образцов после нанесения покрытия показали, что структура их внутренних и внешних слоёв достаточно равномерная по химическому составу. В состав покрытия входят цирконий и азот. Во внутренних и внешних слоях образцов из сплава Э110 содержится несколько больше азота (массовая доля — примерно 11,5 и 5,5 % соответственно), чем в слоях образцов из сплава Э110М (примерно 10 и 3,5 % соответственно).

Данные металлографических исследований свидетельствуют, что вблизи наружных и внутренних поверхностей образуются слои, которые неравномерны по периметру и длине оболочки. Максимальная толщина слоя составляет 45–55 мкм и слабо меняется по длине образца. Основной фазой является нитрид циркония  $ZrN_{0,28}$ , имеющий такую же кристаллическую решётку, как и металлический цирконий, — гексагональную, дополнительной фазой является нитрид циркония, имеющий кубическую решётку.

составила примерно от 8 до 20 % (значительно выше критериальных 2 %). Существенных структурных отличий между образцами оболочек твэлов из сплавов Э110, Э110М и Э110 на губчатой основе не обнаружено. Удельный привес всех испытанных образцов находился в пределах 11,6–13,9 мг/см<sup>2</sup>, локальная глубина окисления — 18,3–20,8 %.

При создании защитного покрытия полу-

чен существенный эффект по упрочнению поверхности оболочек без снижения коррозионной стойкости по сравнению со штатным оболочечным материалом. Но значительного увеличения коррозионной стойкости не выявлено. Поэтому необходимо продолжить исследования по поиску оптимальных и эффективных режимов и способов получения покрытий методом ионно-плазменного азотирования для обеспечения необходимого сочетания нитридного и диффузионного слоёв.

#### Список литературы

1. Hosseini S.R., Ashrafizadeh F. Accurate measurement and evaluation of the nitrogen depth profile in plasma nitrided iron // *Vacuum*, 2009. V. 83. P. 1174–1178.
2. Берлин Е.В., Коваль Н.Н., Сейдман Л.А. Плазменная химико-термическая обработка поверхности стальных деталей. — М.: Техносфера, 2012. — 464 с.

*А.Л. Ижutow, А.В. Бурукин, В.С. Романовский, А.В. Кремер*

## ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА СМ

В отчётном году на высокопоточном реакторе СМ в рамках специального инвестиционного проекта госкорпорации «Росатом» была начата модернизация активной зоны. После того как завершится рассчитанный на год комплекс мероприятий по замене морально и физически устаревшего оборудования на современное, безопасность эксплуатации реактора будет повышена, потребление высокообогащённого урана сокращено, а срок службы уникальной научной установки отодвинут за горизонт 2040 года. Существенно улучшатся технико-экономические показатели реактора: повысится эффективность испытаний материалов и топлива, увеличится объём наработки трансплутониевых элементов и изотопной продукции.

Реконструкции предшествовала большая подготовительная работа, связанная с физико-техническими и экономическими расчётами, обоснованием безопасности; приобретением и изготовлением заменяемых элементов активной зоны, большинство из которых уникально и дорогостояще. Непосредственно перед началом ремонтных работ была проведена дезактивация с целью снизить мощность дозы от оборудования и трубопроводов первого контура, обеспечить персоналу минимальные дозозатраты. За время эксплуатации реактора такие операции проводили дважды: перед реконструкцией 1991–1993 годов и в 1998 году (из-за высоких значений мощности дозы от оборудования и трубопроводов, обусловленных разгерметизацией твэлов рабочей ТВС [1]). В обоих случаях была использована рецептура на основе щавелевой и азотной кислот, что позволило снизить гамма-фон от оборудования и значительно улучшить радиационную обстановку в помещениях здания реакторной установки. Поэтому опробованную рецептуру было рекомендовано использовать и при проведении дезактивации в 2019 году. Обработку контура проводили двухфазным способом с применением растворов следующего состава:

- 1) раствор щавелевой и фосфорной кислот с концентрацией 7–10 и 4–5 г/л соответственно;
- 2) азотная кислота с концентрацией 5–10 г/л.

Учитывая то, что для нержавеющей стали наибольшее значение коэффициента дезактивации достигается при использовании горячих растворов, процесс проводили при температуре 70–80 °С [2, 3]. Циркуляцию и нагрев осуществляли штатными насосами контура. Между растворами были проведены горячие водные промывки.

Во время дезактивации 1998 года были установлены некоторые несовершенства технологических систем:

- ◆ слив остатков дезактивирующего раствора из корпуса реактора ниже выходных патрубков трубопроводов отсутствовал;

- ◆ дренаж через специально установленную трубку методом выдавливания газом показал низкую эффективность;
- ◆ оборудование бака (система перемешивания эжекторными установками, отсутствие механического уровнемера), специально созданного в 1991 году для нейтрализации большого объема растворов (емкостью около 70 м<sup>3</sup>), не в полной мере удовлетворяло требованиям по качеству, скорости и удобству проведения процесса.

Поэтому вынуждены были проводить многократный обмен дистиллята в первом контуре, а процесс нейтрализации осуществлять порционно.

В 2019 году для решения указанных проблем были приняты следующие технические решения:

- ◆ разработаны и смонтированы насос и линия дренажа дезактивирующих растворов и промывных вод из недренируемого участка в корпусе реактора;
- ◆ для эффективного перемешивания в баке-нейтрализаторе раствора, доведения величины его рН до требуемого значения и последующего слива в спецканализацию был подключён кислотостойкий электронасос, обеспечивающий интенсивную циркуляцию в объёме, а также смонтирован механический уровнемер.

В результате общее время процесса было сокращено с двенадцати до восьми суток непрерывной работы.

Перед проведением дезактивации и после её завершения измеряли гамма-фон от основного оборудования и трубопроводов первого контура в условиях его полного дренирования. Как и в 1998 году, участки контура были отмыты неравномерно: в застойных зонах (например, в дегазаторах) коэффициент дезактивации не превысил двух, на циркуляционных насосах гамма-фон снизился в 7–20 раз, максимальное снижение активности (в 32–44 раза) наблюдали на теплообменниках. В целом дезактивация позволила значительно улучшить радиационную обстановку в помещениях здания и приступить к выполнению комплекса мероприятий по модернизации активной зоны реактора.

#### Список литературы

1. Бендерская О.С., Владимирова О.Н., Гремячкин В.А. и др. Дезактивация первого контура высокопоточного исследовательского реактора СМ // Сборник трудов, 1999. Вып. 2. С. 46–56.
2. Седов В.М., Сенин Е.В., Нестеренко А.П. и др. Дезактивация АЭС // Атомная энергия, 1988. Т. 65, № 6. С. 399–403.
3. Зимон А.Д., Пикалов В.К. Дезактивация. — М.: ИздАТ, 1994. — 336 с. — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://elib.biblioatom.ru/text/zimon\\_dezaktivatsiya\\_1994/go,2/](http://elib.biblioatom.ru/text/zimon_dezaktivatsiya_1994/go,2/) (дата обращения: 27.04.2020).

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

## АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РАБОТЫ РЕАКТОРА СМ ПРИ НАРАБОТКЕ ХРОМА-51

Для повышения эффективности использования реактора СМ, обеспечения требований безопасности и условий выполнения экспериментальных работ необходимо проводить систематический анализ его физических и эксплуатационных характеристик. Результаты анализа используются для обоснования выбора компоновки активной зоны перед каждой кампанией, разработки и совершенствования методик определения нейтронно-физических характеристик реактора,

определения и обеспечения условий проведения испытаний и безопасности эксплуатации, верификации расчётных кодов и выявления проблемных вопросов.

В марте 2019 года в нейтронную ловушку реактора СМ было загружено облучательное устройство с дисками из металлического хрома, обогащённого по хрому-50, общей массой около 3 900 г для наработки хрома-51 с активностью более 111 ПБк (3 МКи)). Из наработанного радиоактивного материала в последующем был изготовлен источник излучения для калибровки нейтринного детектора (проект BEST<sup>37</sup>).

Обогащённый хром является поглотителем нейтронов (сечение поглощения —  $16 \cdot 10^{-28}$  м<sup>2</sup>). Загрузка в центральную замедляющую полость большого количества материала с высокой поглощающей способностью существенно влияет на нейтронно-физические характеристики реактора:

- ◆ уменьшается компенсирующая способность рабочих органов системы управления и защиты, при этом происходит значительное снижение эффективности центрального компенсирующего органа из-за интерференции двух поглотителей: хрома в нейтронной ловушке и европия в поглощающих элементах самого компенсирующего органа;
- ◆ снижается запас реактивности, при этом подкритичность системы практически не изменяется;
- ◆ меняется профиль энерговыделения по сечению активной зоны.

Указанное влияние было определено при проведении экспериментальных исследований на критическом стенде реактора и выполнении расчётов с использованием математического имитатора реактора IMCOR\_SM. По результатам расчётно-экспериментальных исследований сделаны следующие выводы:

- а) восстановление обычного для кампаний реактора запаса реактивности догрузки необлучённого топлива практически невозможно при обеспечении нормативных требований по подкритичности активной зоны;
- б) средняя длительность кампании уменьшится приблизительно на двое суток, что требует корректировки утверждённого графика работы реактора;
- в) загрузка облучательного устройства для наработки хрома-51 в нейтронную ловушку реактора не приведёт к превышению допустимых коэффициентов неравномерности энерговыделения в типовых ячейках при планируемом алгоритме перегрузки активной зоны.

Для максимально возможной компенсации потерь в запасе реактивности при загрузке облучательного устройства провели внеочередную замену топливных подвесок компенсирующих органов и допустимую по требованиям ядерной безопасности догрузку топлива в реактор: масса урана-235 в активной зоне увеличилась примерно на 1,1 кг по сравнению с типичной загрузкой. При этом соответственно уменьшилось среднее выгорание топлива в ТВС в начале кампании, а также снизилось среднее выгорание в выгружаемых сборках — с 43,3 (период 03.01.2019–16.03.2019) до 38,3 % (период с 22.03.2019–02.07.2019). Визуализация топливных характеристик реактора СМ в отчётном году представлена на рис. 1.42.

За отчётный год было проведено шесть кампаний до эксперимента BEST и двенадцать — в процессе его выполнения, после чего реактор остановили для проведения модернизации. График изменения энерговыработки в отчётном году по кампаниям реактора представлен на рис. 1.43, там же приведены прогнозные значения энерговыработки при условии полного исчерпания запаса реактивности, которые оценивали на конец конкретной кампании. Применяемый алгоритм выбора загрузки активной зоны позволил обеспечить достаточный для реализации скорректированного графика работы реактора запас реактивности. Стоит подчеркнуть, что загрузка активной зоны с точки зрения обеспечения требуемой по заданному графику продолжительности кампании была удовлетворительной. С 22 марта наблюдается увеличение разницы

<sup>37</sup> BEST (Baksan Experiment on Sterile Transitions) — глобальный научный эксперимент в области изучения свойств нейтрино в лаборатории галлиево-германиевого нейтринного телескопа Баксанской нейтринной обсерватории Института ядерных исследований Российской академии наук (Баксанское ущелье, Северный Кавказ, Россия). — Прим. ред.

между значениями возможной энерговыработки по исчерпанию запаса реактивности и реальной энерговыработке за кампанию, что связано с необходимостью стопроцентного обеспечения графика работы реактора при облучении устройства для наработки хрома-51 в центральной замедляющей полости.

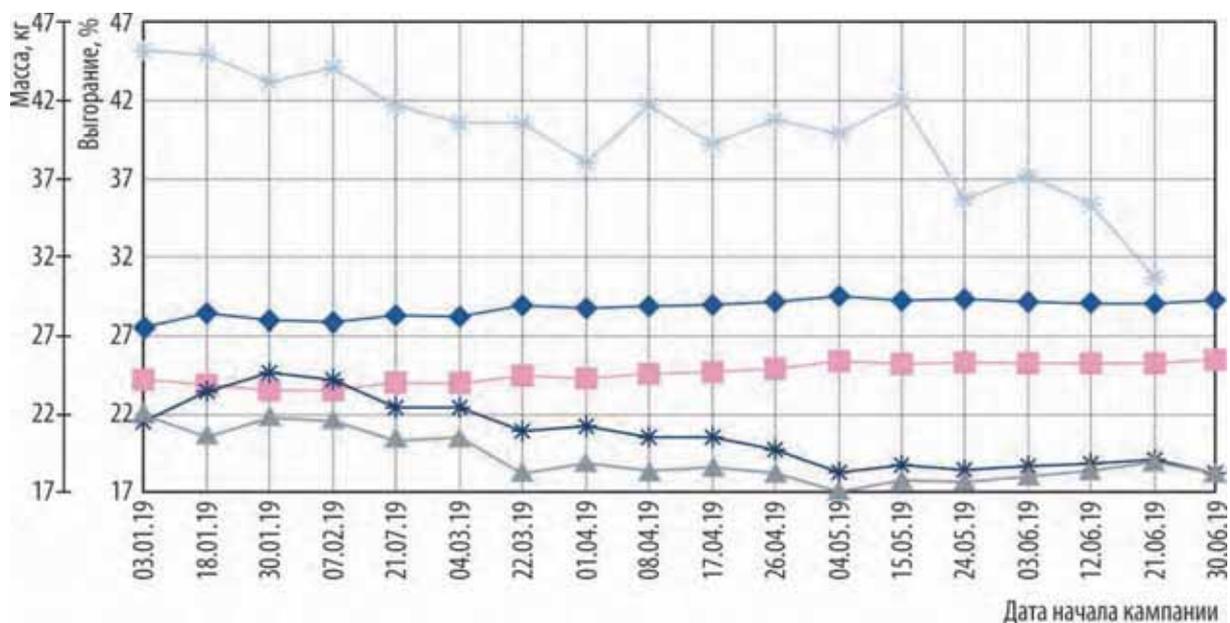


Рис. 1.42. Топливные характеристики активной зоны реактора СМ на начало кампании: масса урана-235 с учётом топливных подвесок (◆) и без их учёта (■); среднее выгорание в ТВС с учётом топливных подвесок (▲) и без их учёта (\*) и в выгружаемых тепловыделяющих сборках (\*)



Рис. 1.43. Изменение энерговыработки реактора СМ за кампанию реактора (●) и по исчерпанию запаса реактивности (—)

В отчётном году было выполнено четыре градуировки органов системы управления и защиты реактора СМ (табл. 1.18). Полученные значения реактивных параметров находились

в проектных пределах (рис. 1.44). Наименьшее значение подкритичности активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погруженных компенсирующих органах составило  $1,4 \beta_{эфф}$  ( $1,1 \% \Delta k / k$ ).

Таблица 1.18

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

| Характеристика   | Диапазон изменения значения | Среднее значение |
|--|-----------------------------|------------------|
| Суммарная эффективность:   |                             |                  |
| четырёх рабочих органов аварийной защиты   | 2,8–4,3                     | 3,7              |
| компенсирующих органов и центрального компенсирующего органа   | 11,3–14,0                   | 12,8             |
| Эффективность:   |                             |                  |
| центрального компенсирующего органа  | 2,6–4,2                     | 3,3              |
| одного компенсирующего органа  | 1,9–2,8                     | 2,4              |
| Запас реактивности   | 9,9–11,9                    | 10,8             |
| Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и полностью погруженных компенсирующих органах и центральном компенсирующем органе | 1,4–3,1                     | 2,1              |

В табл. 1.19 представлены результаты оценки подкритичности активной зоны реактора при составлении рабочей программы на этапе планирования загрузки активной зоны и по результатам градуировки после завершения перегрузки в отчётном году. График изменения среднего выгорания урана-235 в активной зоне реактора с учётом топливных подвесок компенсирующих органов на начало и на конец кампаний отчётного года представлен на рис. 1.45.

Основные эксплуатационные и физические характеристики реактора СМ в отчётном году, усреднённые по шести кампаниям до эксперимента BEST и двенадцати кампаниям в процессе его выполнения, представлены в табл. 1.20. Во всех проведённых кампаниях заданный график работы реактора был обеспечен выбором загрузки активной зоны. При этом нарушений требований ядерной безопасности допущено не было.

Рис. 1.44. Изменения компенсирующей способности рабочих органов системы управления и защиты (●), запаса реактивности (—) и подкритичности (—) активной зоны реактора СМ по результатам проведения градуировок

Таблица 1.19

### Результаты определения подкритичности реактора на различных этапах, $\% \Delta k / k$

| Начало кампании | Планирование компоновки активной зоны* | После градуировки рабочих органов** |
|-----------------|--|-------------------------------------|
| 18.01.19        | 2 (0,3)                                | 2,3 (0,1)                           |
| 21.02.19        | 1,4 (0,2)                              | 1,6 (0,1)                           |
| 22.03.19        | 1,5 (–0,2)                             | 1,3 (0,1)                           |
| 15.05.19        | 1,6 (–0,5)                             | 1,1 (0,1)                           |

\* В центральном столбце в скобках указано отклонение планируемого значения подкритичности от фактического значения, полученного по результатам градуировки,  $\% \Delta k / k$ .

\*\* В правом столбце в скобках указана неопределённость,  $\% \Delta k / k$ .



Таблица 1.20

**Основные эксплуатационные и физические характеристики реактора**

| Параметр   | До эксперимента BEST | Во время эксперимента BEST |
|--|----------------------|----------------------------|
| Среднее выгорание топлива в активной зоне*, %:   |                      |                            |
| в начале кампании  | 21,1 (23,1)          | 18,3 (19,6)                |
| в конце кампании   | 24,3 (26,5)          | 20,7 (22,0)                |
| Средняя масса урана-235 в активной зоне, кг:   |                      |                            |
| в начале кампании  | 28,0                 | 29,1                       |
| выгоревшего за кампанию  | 1,13                 | 0,81                       |
| Средняя продолжительность кампании, сут  | 9,5                  | 7,6                        |
| Среднее выгорание в выгруженных ТВС с учётом повторно возвращаемых, %  | 43,3                 | 38,3                       |
| Средняя энерговыработка за кампанию, МВт·сут   | 835,8                | 628,3                      |
| Темп потери реактивности на выгорание топлива, $\beta_{эфф}$ / (МВт·сут)   | 0,0051               | 0,0054                     |
| Запас реактивности в начале кампании после длинной остановки, $\beta_{эфф}$  | 11,1                 | 10,4                       |
| Компенсирующая способность органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$  | 13,7                 | 12,0                       |
| Подкритичность активной зоны при извлечённых рабочих органах аварийной защиты и введённых органах системы управления и защиты после перегрузки реактора, $\beta_{эфф}$ | 2,6                  | 1,6                        |

\* С учётом топливных подвесок компенсирующих органов (в скобках — без их учёта).

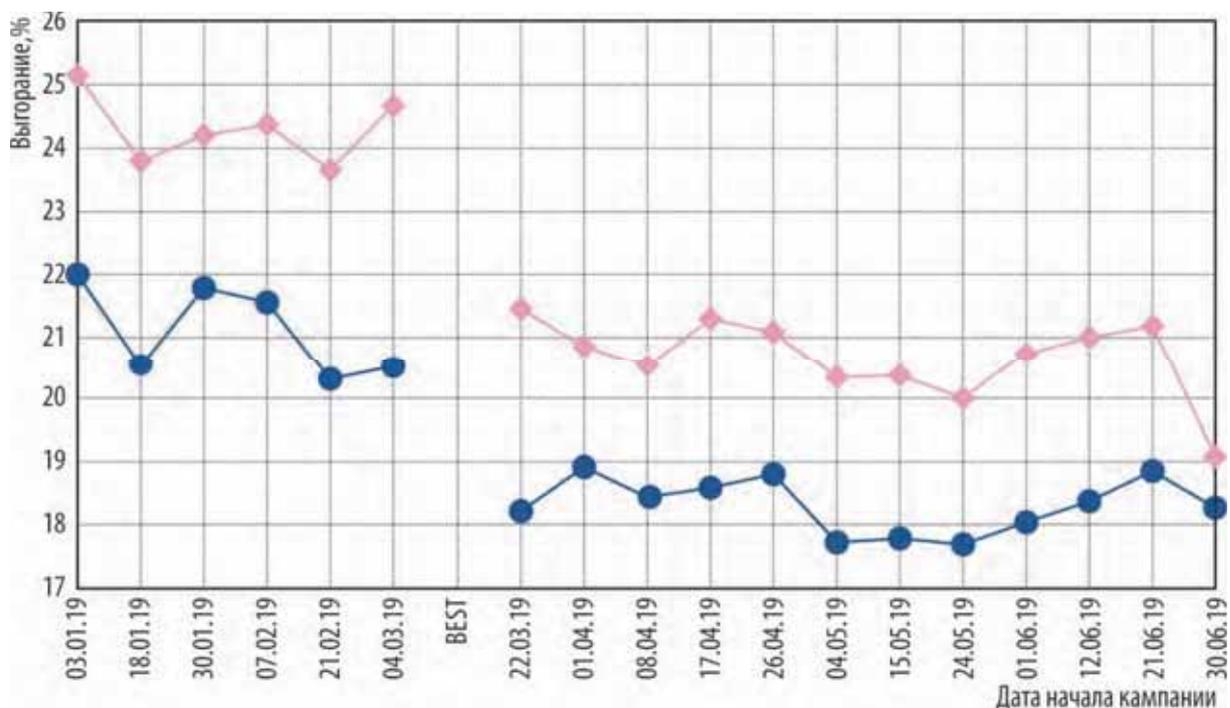


Рис. 1.45. Изменение среднего выгорания урана-235 в активной зоне реактора на начало (●) и конец (◆) кампаний

А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, И.В. Митрофанов

## АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ В ПОДРАЗДЕЛЕНИЯХ ИНСТИТУТА В 2019 ГОДУ

Обеспечение ядерной безопасности — одна из ключевых задач в деятельности АО «ГНЦ НИИАР» при обращении с ядерными делящимися материалами. На этапе планирования любых работ с такими материалами необходимо проводить расчётный анализ для обоснования их ядерной безопасности. Анализ выполняют в соответствии с требованиями федеральных норм и правил ядерной безопасности, которые постоянно ужесточаются. В частности, такой анализ должен быть выполнен для различных технологических процессов по переработке ядерных делящихся материалов, временном и постоянном их хранении, транспортировании и перемещении.

В отчётном году расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности обращения с ядерными делящимися материалами был выполнен для следующих направлений деятельности института:

- ♦ хранение и транспортирование необлучённого и облучённого топлива исследовательских ядерных установок;
- ♦ обращение с отходами от производства молибдена-99;
- ♦ обоснование безопасности при исследовании, транспортировании и временном хранении твэлов реактора МБИР;
- ♦ изготовление и хранение облучательных устройств для исследования поведения твэлов реактора БРЕСТ;
- ♦ хранение ТВС во внутриреакторных хранилищах и каналах отражателя перед загрузкой в активную зону реактора СМ при подготовке к его пуску после модернизации.

Для анализа ядерной безопасности использованы расчётные значения 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 в области использования атомной энергии. По результатам нейтронно-физических расчётов установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности.

Среди всех выполненных в отчётном году расчётных исследований одним из наиболее объёмных и значимых было обоснование ядерной безопасности при исследовании, транспортировании и временном хранении облучённых твэлов реактора МБИР в радиационно-защитных камерах. Сначала была доказана безопасность транспортирования твэлов от одного здания к другому, а после рассмотрено обращение с твэлами в камерах, где поочерёдно проводят исследование таких параметров твэлов после облучения, как герметичность, равномерность распределения топливного сердечника, целостность оболочки и другие. Для удобства перемещения между радиационно-защитными камерами твэлы располагают в специальных контейнерах — кассах. В камерах твэлы могут извлечь из кассы и расположить на столешнице. В расчётах было рассмотрено два варианта размещения твэлов на столешнице: в один ряд или пучком. Как видно из графика на рис. 1.46 для пучка твэлов наибольшее значение эффективного коэффициента размножения нейтронов (не более 0,93) достигается при определённом шаге — 25 мм. После проведения необходимых исследований кассы с твэлами отправляют на длительное хранение. В расчёте учитывали размещение других типов твэлов в местах хранения. Для каждого этапа обращения с твэлами реактора МБИР были составлены свои расчётные модели, для которых были проведены расчёты эффективного коэффициента размножения нейтронов при различной плотности воды внутри и вне элементов, входящих в состав модели.

Одной из операций при обращении с ядерными делящимися материалами является их транспортирование и перемещение между различными зонами баланса материалов (разными зданиями). Требовалось провести анализ ядерной безопасности транспортирования нескольких

необлучённых тепловыделяющих сборок реактора СМ по территории института в своеобразной дистанционирующей решётке — поляйке. Такие поляйки расположены в хранилище необлучённых ТВС реактора СМ. Ранее при обосновании ядерной безопасности данного хранилища была рассмотрена бесконечная решётка поляйек, являющаяся консервативной моделью всего хранилища; рассчитанное максимальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов не превысило 0,90 (не более 0,95). Результаты расчётов такой системы справедливы и для одной поляйки, полностью заполненной тепловыделяющими сборками. Расчёт системы для различной плотности воды внутри и вне ТВС учитывал аварийную ситуацию, связанную с попаданием транспортного средства под дождь. Ещё одна рассмотренная аварийная ситуация была связана с опрокидыванием транспортного средства и высыпанием ТВС из поляйки. Упавшие тепловыделяющие сборки в расчётах располагали различным образом, в результате чего была выявлена наиболее опасная геометрия. В итоге было доказано, что во время транспортирования ТВС в поляйке эффективный коэффициент размножения нейтронов будет находиться в допустимых пределах даже при постулируемых аварийных ситуациях.

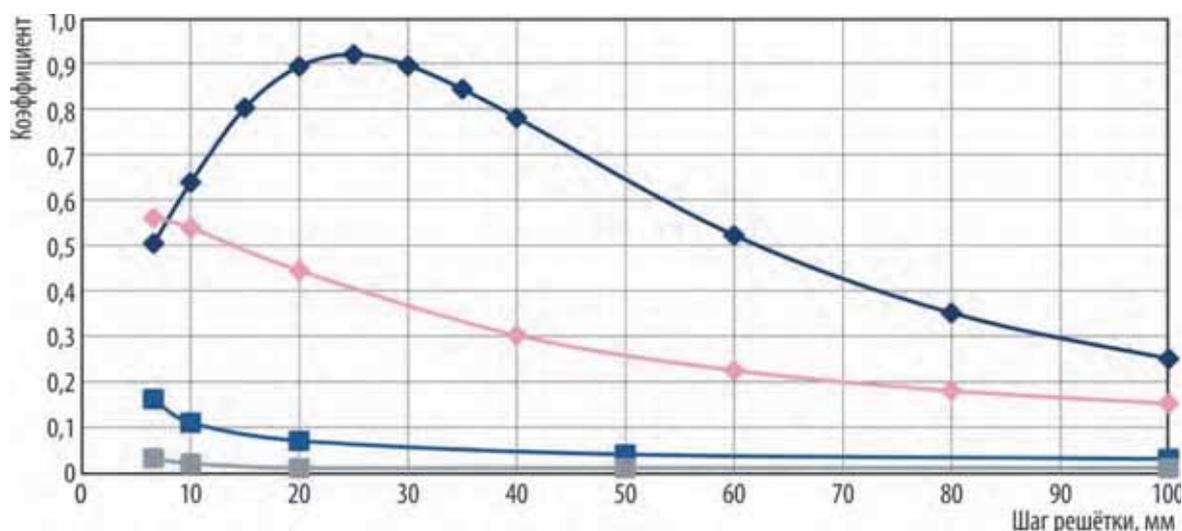


Рис. 1.46. Изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов для системы, состоящей из 70 твэлов реактора МБИР, расположенных пучком в узлах треугольной решётки (◆ и ■) или в один ряд (◇ и ▣), в зависимости от шага решётки и среды размещения твэлов: воды плотностью  $1 \text{ г/см}^3$  (◆ и ◇) и воздуха (■ и ▣)

В рамках проекта «Капибара»<sup>38</sup> был проведён расчётный анализ и обоснование ядерной безопасности внутрибакового промежуточного хранилища проектируемого исследовательского реактора. Для проведения расчётов была смоделирована ТВС данного реактора, которая состоит из трёх трубчатых коаксиально расположенных твэлов: два твэла цилиндрические, один (внешний) шестигранный. Тепловыделяющую сборку размещали в транспортном чехле, предназначенном для загрузки в реактор и выгрузки из него. Значение эффективного коэффициента размножения нейтронов для чехла не превысило 0,17. Также была рассмотрена группа ячеек для пеналов с негерметичными ТВС и аварийное смещение этих ячеек со штатных позиций. Эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,21. В расчётах учитывали такую плотность и распределение замедлителя (в частности, воды), при которых достигается наибольшее значение эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Для загрузки активной зоны реактора СМ после модернизации необходимо переместить в корпус реактора облучённые ТВС из бассейна выдержки при снятой крышке корпуса реактора. Внутриреакторное хранилище тепловыделяющих сборок рассчитано на тринадцать сборок. В активную зону загружают двадцать восемь ТВС. Было принято решение временно, до контролируемой загрузки ТВС в активную зону, разместить одиннадцать сборок хвостовиками в каналы отражателя. При этом ТВС будет погружаться на высоту хвостовика, а квадратный

<sup>38</sup> Проект по созданию исследовательского реактора для Центра ядерных исследований и технологий Боливии. — Прим. ред.

кожух с твэлами будет расположен над каналом. Поскольку ранее подобным образом сборки не размещали, то необходимо было провести уточняющий анализ ядерной безопасности для данного случая. Было выполнено расчётное моделирование размещения ТВС отдельно для хранилища. Эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,80. После в модель были добавлены тепловыделяющие сборки в каналы отражателя и вновь выполнен расчёт. Консервативно топливные зоны всех ТВС располагали на одном уровне. Эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,87. Также была рассмотрена ситуация, связанная с падением сборок при транспортировании, тогда одну дополнительную ТВС располагали вплотную к уже расставленным тепловыделяющим сборкам, но и в этом случае эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,88. В итоге, проанализировав полученные результаты, пришли к выводу, что данный вариант размещения ТВС перед загрузкой в активную зону удовлетворяет всем требованиям ядерной безопасности как в нормальных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях.

За отчётный период было выполнено и обоснование ядерной безопасности при изготовлении и временном хранении облучательных устройств, предназначенных для испытаний твэлов реактора БРЕСТ. При расчётном анализе необходимо было учесть, что при хранении твэлов и готовых облучательных устройств, а также при их сборке присутствуют другие изделия, содержащие ядерные делящиеся материалы. В расчётах на каждом этапе предполагали возможным их совместное ошибочное размещение. Эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,38. Собранные облучательные устройства располагали различным образом и определяли шаг, при котором достигается максимальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов. Полученные значения коэффициента не превысили допустимой величины (0,98), что является одним из основных требований правил ядерной безопасности.

Также в отчётном году была выполнена работа в рамках программы по регенерации урана-233 из ураносодержащих отходов, целью которой является не только перевод отходов в удобную для хранения форму, но и использование урана-233 в научно-исследовательских работах. Ядерная безопасность экспериментов по регенерации обеспечивается тем, что количество урана-233, одновременно находящегося в работе в любой момент времени, не превышает 200 г. Необходимо было доказать безопасность размещения упаковок с отходами в радиационно-защитной камере до проведения эксперимента. Упаковки в расчётах располагали в наиболее опасной геометрии вплотную к фильтрам вытяжной вентиляции, на которых в процессе фильтрации может накапливаться ядерный делящийся материал. Рядом ставили отработанный фильтр. Значение эффективного коэффициента размножения нейтронов не превысило 0,91. В качестве аварийных ситуаций рассматривали падение упаковок на столешницу камеры и, как следствие, высыпание их содержимого (эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,37), а также нарушение периодичности замены фильтров и накопление на них двойной нормы (эффективный коэффициент размножения нейтронов не превысил 0,36).

В связи с расширением объёма производства молибдена-99 была обоснована безопасность временного размещения контейнеров и ёмкостей с отходами от данного производства в других радиационно-защитных камерах, ранее не предназначенных для этого.

*Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов, Р.В. Самохвалов*

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Эффекты и коэффициенты реактивности являются важнейшими параметрами, влияющими на безопасную эксплуатацию реактора [1]. Они могут быть определены как расчётными, так и экс-

периментальными методами. Причём расчётные исследования позволяют получить все составляющие температурных и мощностных коэффициентов реактивности в любой момент кампании реактора. Однако упрощения, вносимые в расчётные модели, применяемые методы решения и прочие факторы могут приводить к неопределённости расчётных значений.

Целью настоящей работы было экспериментальное определение коэффициентов реактивности для современной загрузки реактора БОР-60. Для этого использовали данные о параметрах эксплуатации реактора за последние четыре микрокампании (2019 год).

Изотермический температурный коэффициент реактивности необходим для определения запаса реактивности и его изменения в зависимости от температуры теплоносителя во время пуска, остановки (эксплуатации в подкритическом режиме) и переходных режимов работы, выбора настроек систем регулирования и защиты, обеспечения оптимального режима расхолаживания реактора. Температурный коэффициент обусловлен изменением плотности и размеров компонентов реактора под действием изотермического расширения, а также изменением сечений взаимодействия нейтронов с ядрами материалов [2]. Для определения этого коэффициента были проанализированы критические состояния реактора, соответствующие минимальному допустимому автоматическому уровню мощности, при различных значениях входной температуры теплоносителя. Минимальное значение тепловой мощности реактора (не более 100 кВт) позволяет пренебречь влиянием мощностного эффекта реактивности и изменением реактивности за счёт выгорания ядерного топлива; отличия между входной и выходной температурой теплоносителя незначительны.

Температурный коэффициент реактивности при равномерном разогреве реактора (на мощности 0,1 МВт) определяли по изменению положения рабочих органов системы управления и защиты в критическом состоянии в зависимости от входной температуры теплоносителя. Для этого были использованы два органа автоматического (АР-1 и АР-2) и два органа ручного регулирования реактивности (РР-1 и РР-2) с учётом их градуировочных характеристик (табл. 1.21). Температурный коэффициент реактивности для каждой микрокампании определяли, используя формулу

$$K_T = (\Delta\rho + \Delta\rho(K_N) + \Delta\rho(K_B))/\Delta T, \quad (1.7)$$

где  $K_T$  — температурный коэффициент реактивности,  $\Delta k / k / ^\circ\text{C}$ ;

$\Delta\rho$  — изменение эффективности, соответствующее изменению положения рабочих органов системы управления и защиты в активной зоне,  $\Delta k / k$ ;

$\Delta\rho(K_N)$  — изменение запаса реактивности, обусловленное мощностным эффектом реактивности,  $\Delta k / k$ ;

$\Delta\rho(K_B)$  — изменение запаса реактивности, обусловленное эффектом реактивности от выгорания ядерного топлива,  $\Delta k / k$ ;

$\Delta T$  — изменение входной температуры теплоносителя,  $^\circ\text{C}$ .

Неопределённость экспериментального определения значений температурного коэффициента реактивности составила 11 %.

Таблица 1.21

**Параметры реактора БОР-60 при определении температурного коэффициента реактивности**

| Микро-кампания | Положение рабочих органов, мм |      |                       |      | Входная температура, $^\circ\text{C}$ | Температурный коэффициент реактивности, $\times 10^{-5} \Delta k / k / ^\circ\text{C}$ |
|----------------|-------------------------------|------|-----------------------|------|---------------------------------------|--|
|                | автоматического регулирования |      | ручного регулирования |      |                                       |  |
|                | АР-1                          | АР-2 | РР-1                  | РР-2 |                                       |  |
| Первая         | 196                           | 236  | 0                     | 363  | 198                                   | -4,2   |
|                | 192                           | 204  | 3                     | 325  |                                       |  |
| Вторая         | 201                           | 348  | 104                   | 438  | 198                                   | -4,0   |
|                |                               | 227  | 53                    |      | 256                                   |  |
| Третья         | 231                           | 0    | 65                    | 404  | 208                                   | -4,1   |
|                | 254                           |      | 5                     |      | 257                                   |  |
| Четвёртая      | 275                           | 205  | 33                    | 439  | 206                                   | -3,9   |
|                | 221                           |      | 3                     | 411  | 250                                   |  |

Мощностной коэффициент реактивности представляет собой отношение изменения реактивности к соответствующему изменению тепловой мощности. Он связан с существенной неоднородностью температурного поля в активной зоне и боковом экране реактора при значительной мощности [3]. Экспериментально мощностной коэффициент реактивности определяли аналогично температурному по формуле

$$K_N = (\Delta\rho + \Delta\rho(K_T) + \Delta\rho(K_B))/\Delta N, \quad (1.8)$$

где  $K_N$  — мощностной коэффициент реактивности,  $\Delta k/k$  / МВт;

$\Delta\rho(K_T)$  — изменение запаса реактивности, обусловленное температурным эффектом реактивности,  $\Delta k/k$ ;

$\Delta N$  — изменение тепловой мощности реактора, МВт.

Мощностной коэффициент реактивности определяли в начале микрокампании, причём пары критических состояний реактора выбирали при одинаковых значениях расхода теплоносителя (табл. 1.22). Изменение положения рабочих органов фиксировали при соответствующих значениях уровня тепловой мощности реактора, при этом учитывали влияние изменения температуры теплоносителя на реактивность. Неопределённость экспериментального определения значений мощностного коэффициента реактивности составила 12 %.

Таблица 1.22

**Параметры реактора БОР-60 при определении мощностного коэффициента реактивности**

| Микрокампания | Положение рабочих органов, мм |      |                       |      | Расход теплоносителя, м <sup>3</sup> /ч | Мощность, МВт | Мощностной коэффициент реактивности, $\times 10^{-5} \Delta k/k$ / МВт |
|---------------|-------------------------------|------|-----------------------|------|---|---------------|--|
|               | автоматического регулирования |      | ручного регулирования |      |   |               |  |
|               | АР-1                          | АР-2 | РР-1                  | РР-2 |   |               |  |
| Первая        | 210                           | 200  | 0                     | 320  | 610                                     | 7             | -6,3   |
|               | 255                           |      |                       | 265  |   | 25            |  |
| Вторая        | 221                           | 195  |                       | 340  | 620                                     | 15            | -6,7   |
|               | 210                           |      |                       | 310  |   | 26            |  |
| Третья        | 180                           | 200  | 390                   | 610  | 8                                       | -6,3          |  |
|               | 144                           |      | 340                   |      | 29                                      |               |  |
| Четвёртая     | 177                           |      | 32                    | 450  | 605                                     | 6             | -6,0   |
|               | 197                           |      | 0                     | 360  |   | 16            |  |

Для определения темпа изменения реактивности в зависимости от выгорания ядерного топлива для каждой микрокампании были выбраны соответствующие критические состояния (табл. 1.23). Критерием выбора было максимальное значение энерговыработки реактора между критическими состояниями и минимальное отличие по тепловой мощности, значениям температуры и расхода теплоносителя. Изменение реактивности между двумя критическими состояниями определяли по изменению положения рабочих органов системы управления и защиты с использованием их градуировочных характеристик. Темп изменения реактивности был найден по формуле

$$K_B = (\Delta\rho + \Delta\rho(K_N) + \Delta\rho(K_T))/\int_{t_1}^{t_2} N(t)dt, \quad (1.9)$$

где  $K_B$  — темп изменения реактивности в зависимости от выгорания топлива,  $\times 10^{-8} \Delta k/k$  / МВт·сут;

$N$  — тепловая мощность реактора, МВт;

$t_1$  — начало анализируемого периода;

$t_2$  — завершение анализируемого периода.

Неопределённость экспериментального определения темпа изменения реактивности в зависимости от выгорания топлива составила 11 %.

Многолетняя эксплуатация реактора БОР-60 и проведённые ранее исследования выявили, что температурный коэффициент реактивности практически не зависит от режима работы реактора и составляет  $-(3,8-4,5)10^{-5} \Delta k/k$  / МВт. Для современного состояния реактора БОР-60 этот коэффициент находится в диапазоне определённых ранее значений —  $-(4 \pm 0,2)10^{-5} \Delta k/k$  / °С.

Вновь полученные экспериментально значения мощностного коэффициента реактивности (в среднем —  $-(6,3-0,5)10^{-5}\Delta k / k / \text{МВт}$ ) также удовлетворительно согласуются с определёнными ранее значениями —  $-(5-8)10^{-5}\Delta k / k / \text{МВт}$  [4]. Темп изменения реактивности в зависимости от выгорания ядерного топлива составляет  $(0,27-0,30)10^{-5}\Delta k / k / \text{МВт} \cdot \text{сут}$ , что меньше ранее полученного среднего значения —  $0,34 \cdot 10^{-5}\Delta k / k / \text{МВт} \cdot \text{сут}$  [5]. Снижение обусловлено, по-видимому, существенным увеличением загрузки ядерного топлива в активную зону, произошедшим в основном из-за роста числа установленных в реактор экспериментальных устройств — материаловедческих и экспериментальных тепловыделяющих сборок с меньшей загрузкой делящихся материалов, чем в штатных ТВС.

Таблица 1.23

**Параметры реактора БОР-60 при определении  
темпа изменения реактивности в зависимости от выгорания ядерного топлива**

| Микрокампания | Положение рабочих органов, мм |      |                       |      | Расход теплоносителя, м <sup>3</sup> /ч | Входная температура, °С | Мощность, МВт | Темп изменения реактивности в зависимости от выгорания топлива, $\times 10^{-5} \Delta k / k / \text{МВт} \cdot \text{сут}$ |
|---------------|-------------------------------|------|-----------------------|------|---|-------------------------|---------------|---|
|               | автоматического регулирования |      | ручного регулирования |      |   |                         |               |   |
|               | АР-1                          | АР-2 | РР-1                  | РР-2 |   |                         |               |   |
| Первая        | 153                           | 205  | 0                     | 255  | 1 020                                   | 319                     | 50            | 0,30  |
|               | 151                           | 199  |                       | 95   | 1 010                                   | 318                     |               |   |
| Вторая        | 144                           | 195  |                       | 300  |   | 1 015                   | 317           | 45  |
|               | 200                           | 172  |                       | 248  | 315                                     |                         |               |   |
| Третья        | 209                           | 200  |                       | 312  | 915                                     | 318                     | 45            | 0,27  |
|               | 200                           |      |                       | 267  | 920                                     |                         |               |   |
| Четвёртая     | 195                           | 192  |                       | 270  | 940                                     | 319                     | 45            | 0,28  |
|               | 190                           | 200  |                       | 209  |   | 317                     |               |   |

В дальнейшем необходимо продолжить экспериментальные исследования коэффициентов реактивности для сравнения их с расчётными данными, полученными для современного состояния реактора БОР-60.

*Список литературы*

1. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. — М.: Энергоатомиздат, 1986. — 624 с.
2. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 288 с.
3. Ефимов В.Н., Жемков И.Ю., Ишунина О.В., Набойщиков Ю.В. Критические состояния и эффективности сборок реактора БОР-60 // Сборник трудов, 2003. Вып. 4. С. 79–87.
4. Гаджиев Г.И., Жемков И.Ю. Обзор исследований нейтронно-физических характеристик, выполненных при пуске реактора БОР-60: обзор. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. — 87 с.
5. Жемков И.Ю., Яковлева И.В., Ишунина О.В. Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. — Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2000. — 40 с.

*И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, В.Ю. Анисимов,  
А.Е. Дьяченко<sup>39</sup>, А.Э. Хасанова*

<sup>39</sup> Аспирант ФГАОУ «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

## ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ РАБОЧЕГО ОРГАНА РЕАКТОРА МИР С ШАРНИРНО СОЕДИНЁННЫМИ ПОГЛОТИТЕЛЕМ И ВЫТЕСНИТЕЛЕМ

С целью продления срока службы двадцати восьми органов компенсации реактивности и аварийной защиты и двух органов автоматического регулирования реактивности реактора МИР были проведены обосновывающие прочностные расчёты.

Рабочие органы системы управления и защиты реактора введены в эксплуатацию в 2009 году, назначенный срок их эксплуатации — десять лет. Анализ условий эксплуатации рабочих органов показал, что их наиболее напряжённое состояние возникает при срабатывании аварийной защиты реактора и сбросе их в активную зону под действием собственного веса (4,9 кг).

Рабочий орган в составе системы управления и защиты (рис. 1.47) представляет собой конструкцию, состоящую из соединённых сферическими шарнирами частей: двух поглощающих элементов и вытеснителя.

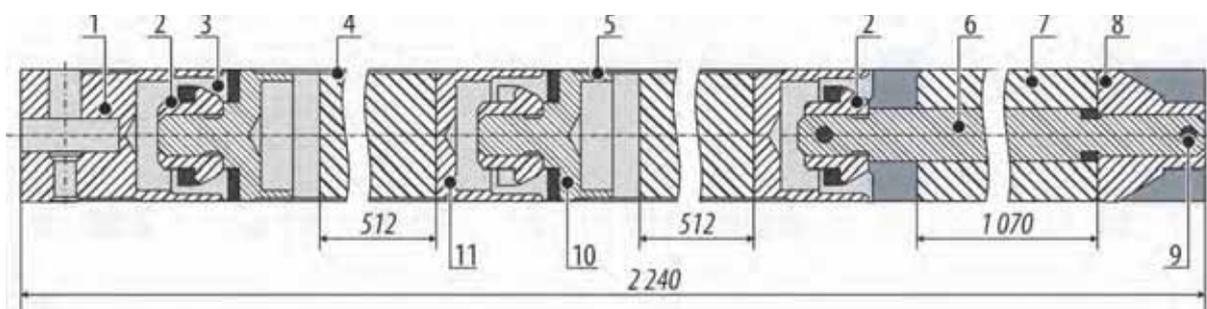


Рис. 1.47. Схема рабочего органа: 1 — переходник; 2 — гайка; 3 — шайба; 4 — поглотитель верхний; 5 — поглотитель нижний; 6 — стержень; 7 — втулка; 8 — заглушка; 9 — штифт; 10 — крышка; 11 — дно

Компоновка рабочих органов системы управления и защиты должна обладать гибкостью, прочностью и жёсткостью, достаточными для исключения их заклинивания при нормальных и аварийных режимах и обеспечения свободного и многократного перемещения в направляющей трубе в условиях гидродинамического воздействия потока теплоносителя. Для обоснования этих критериев было проведено моделирование напряжённо-деформированного состояния рабочих органов системы управления и защиты в трёхмерной постановке с использованием программного комплекса ANSYS [1]. Расчётная модель объёмом 1,3 млн узлов показана на рис. 1.48.



Рис. 1.48. Модель рабочих органов системы управления и защиты и расчётная сетка с указанием узлов с максимальными значениями амплитуды условного упругого напряжения

Одной из трудностей в моделировании поведения конструкции при использовании метода конечных элементов является решение контактных задач. Так как подвижность звеньев рабочих органов системы управления и защиты обеспечивается наличием зазоров в шарнирных соединениях, в контактах гайки с шайбой (сферический шарнир) сгенерированы контактные пары с трением (frictional), что делает контактную задачу нелинейной. Жёсткость контактных элементов для данной задачи определяется по умолчанию. Так как расчёт задачи сходится, задание оптимального значения жёсткости контактных элементов соответствует истинному поведению

системы. В качестве нагрузок учитывали усилие торможения, консервативно принимаемое 750 Н, и давление теплоносителя контура охлаждения бассейна — 0,16 МПа. В зоне крепления со штоком электромагнитного привода рабочих органов было приложено удалённое закрепление (Remote Displacement) с заданными нулевыми перемещениями и поворотами. Невысокая скорость перемещения — не более 0,9 м/с — не оказывает существенного влияния на динамические свойства материалов (пределы текучести и прочности, относительное удлинение и сужение), так как практически не отличаются от статических, что позволяет пренебречь инерционными силами.

В процессе оценки прочности рабочих органов системы управления и защиты возникла необходимость учёта нелинейности свойств материалов от температуры и зависимости напряжения и деформации в упругопластической постановке. Такой подход позволил корректно смоделировать конструкцию рабочих органов и получить результаты, близкие к эксплуатационным.

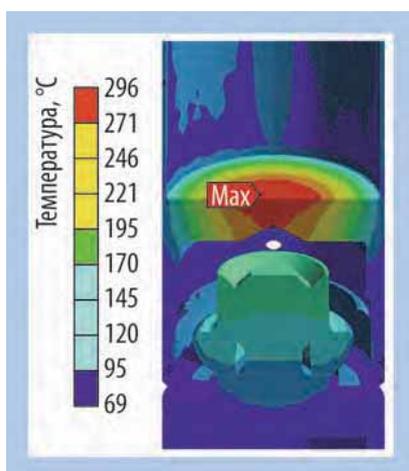


Рис. 1.49. Распределение температуры в зоне верхнего шарнира

Для определения термонапряжённого состояния конструкции была решена температурная задача, сформулированная уравнением теплопроводности, граничными условиями (расходом и температурой теплоносителя, давлением среды, коэффициентами теплоотдачи) и конструктивной формой элементов. В качестве исходных данных по температурным нагрузкам использованы результаты расчёта температурных полей элементов конструкции при условии несимметричного энерговыделения по высоте активной зоны и при погружении рабочих органов системы управления и защиты в активную зону реактора МИР наполовину. Результаты теплового расчёта и импорта значений температуры в среду ANSYS / Workbench<sup>40</sup> представлены на рис. 1.49.

Для обоснования прочности рабочих органов системы управления и защиты были проведены расчёты на статическую и циклическую прочность. Значения общего мембранного и изгибного, а также размаха напряжения для элементов рабочих органов находились по линиям линеаризации. Были также определены распределение нормального напряжения, мембранная, изгибная и нелинейная составляющие приведённого напряжения. Результаты расчётов и допускаемые значения напряжения приведены в табл. 1.24.

Таблица 1.24

**Оценка параметров статической прочности рабочих органов системы управления и защиты**

| Элемент пэла     | Температура, °С | Напряжение, МПа  |             |                |             |           |             |
|------------------|-----------------|------------------|-------------|----------------|-------------|-----------|-------------|
|                  |                 | Общее мембранное |             | Общее изгибное |             | Размах    |             |
|                  |                 | Расчётное        | Допускаемое | Расчётное      | Допускаемое | Расчётное | Допускаемое |
| Оболочка (центр) | 80              | 20,3             | 103,0       | –              | 133,9       | 53,6      | 468,0       |
| Дно (центр)      | 297             | –                | 86,0        | 1,0            | 111,8       | 271,9     | 344,0       |
| Шов сварной      | 80              | –                | 94,9        | 56,3           | 123,4       | 184,3     | 449,6       |

<sup>40</sup> ANSYS / Workbench — оболочка Workbench с программным модулем ANSYS \ DesignSpace, упрощённым (самостоятельным) расчётным продуктом, ориентированным на конструктора, с интерфейсом Workbench, базирующимся на расчётных технологиях ANSYS: DesignSpace — статическая прочность, устойчивость по Эйлеру, собственные частоты, теплопроводность с поддержкой сборок; DesignSpace Structural — статическая прочность, устойчивость по Эйлеру, собственные частоты, теплопроводность только для отдельных деталей. — Прим ред.

Для обоснования циклической прочности рабочих органов системы управления и защиты были рассмотрены следующие режимы работы:

- ◆ исходное состояние: температура по всем элементам — 20–30 °С;
- ◆ состояние при заданной скорости перемещения:
  - режим работы реактора на стационарном уровне мощности (нормальные условия эксплуатации): неравномерное температурное поле, скорость перемещения рабочих органов — 11 мм/с;
  - сброс рабочих органов по аварийному сигналу (нарушение нормальных условий эксплуатации): неравномерное температурное поле, скорость перемещения рабочих органов — 0,9 м/с.

Режимы при нормальных условиях эксплуатации и нарушении нормальных условий эксплуатации объединили в один, так как значения внешней нагрузки и температуры не отличаются более чем на 5 % от принятых расчётных значений [2]. Рассмотрены два узла, в которых реализуются максимальные значения амплитуды условного упругого напряжения (см. рис. 1.49):

- узел 1 (дно верхнего пэла с максимальными значениями температуры, напряжения и облучения до флюенса нейтронов  $3,4 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ );
- узел 2 (зона сварного соединения оболочки и дна верхнего пэла).

Коэффициент снижения циклической прочности сварного соединения принят равным 0,6. Значения коэффициентов, учитывающих условия нейтронного облучения, взяты согласно нормативному документу [2]. На конец назначенного срока службы рабочих органов компенсации реактивности и аварийной защиты, автоматического регулирования максимальная суммарная циклическая повреждаемость составила 0,304 для сварного соединения, что удовлетворяет условию циклической прочности.

Так как рабочие органы системы управления и защиты эксплуатируются в условиях нейтронного облучения, изучена радиационная стойкость используемых материалов. Пластичность элементов конструкции из стали марки 08X18H10T после 17 лет эксплуатации и облучения до флюенса нейтронов  $(2,8\text{--}3,6) \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$  (энергия нейтронов — менее 0,1 МэВ) в реакторе МИР находится в диапазоне от 2 до 26 % при рабочей температуре эксплуатации [3]. Максимальное значение флюенса нейтронов наблюдается в области пэла, свойства которого могли измениться под действием облучения, что может свидетельствовать о хрупком состоянии. Кроме того, эта деталь подвержена большим напряжениям. Учитывая характер распределения локальных осевых напряжений по толщине стенки дна, когда перед наружной поверхностью существует область растягивающих напряжений на уровне предела текучести основного металла, можно предположить возможность возникновения трещины. Расчёт на сопротивление при хрупком разрушении проведён в соответствии с требованиями нормативного документа [2] с учётом определения вязкости разрушения металла под воздействием радиационного облучения. Условие хрупкой прочности, определяемое неравенством

$$K_1 \leq ([K_1]), \quad (1.10)$$

где  $K_1$  — коэффициент интенсивности напряжения, для вычисления которого необходимо определить значения мембранного и изгибного напряжения;

$[K_1]$  — допускаемое значение коэффициента интенсивности напряжения, обеспечено.

Проведённый конечно-элементный анализ позволил смоделировать условия нагружения рабочих органов несимметричным распределением температуры и действием нейтронного облучения и имел решающее значение при доказательстве прочности и жёсткости конструкции рабочих органов системы управления и защиты.

Оценку работоспособности рабочих органов системы управления и защиты проводили с учётом реальных режимов работы реактора для периодов: фактического (01.01.2009–31.12.2019) и прогнозируемого (01.01.2020–01.01.2030). Результаты расчёта показали статическую и циклическую прочность на прогнозируемый срок службы рабочих органов системы управления и защиты.

Достаточные запасы по устойчивости элементов рабочих органов от нагрузок при нормальных условиях эксплуатации и нарушении нормальных условий эксплуатации подтверждены эксплуатацией, предел текучести стали марки 08X18H10T возрос в результате облучения, поэтому расчёт на устойчивость при статическом нагружении не проводили. Максимальное осевое перемещение составило 1,83 мм (при нарушении нормальных условий эксплуатации), в радиальном направлении — 0,24 мм, что подтверждает жёсткость модели.

В результате нейтронного облучения проявляется снижение относительного удлинения стали марки 08X18H10T до 2 %, что может свидетельствовать о хрупком состоянии материала. Расчёт на хрупкое разрушение показал, что критерий хрупкой прочности выполняется в течение всего периода эксплуатации.

#### Список литературы

1. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах / под общей редакцией Д.Г. Красковского. — М.: КомпьютерПресс, 2002. — 224 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. Рисованный В.Д., Захаров А.В., Ижutow А.Л. Результаты исследований стержня АЗ-КС с титанатом диспрозия, отработавшего 17 календарных лет в реакторе МИР // Сборник трудов, 2005. Вып. 3. С. 46–53.

*Л.П. Захарова, М.С. Каплина, О.И. Дреганов*

## ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МИР ПРИ ПОДГОТОВКЕ К ПРОВЕДЕНИЮ ЭКСПЕРИМЕНТОВ И НАРАБОТКЕ РАДИОНУКЛИДОВ

Основное назначение реактора МИР — проведение испытаний тепловыделяющих элементов и сборок эксплуатируемых и проектируемых ядерных реакторов различного назначения в режимах, близких по своим параметрам к планируемым рабочим. В реакторе МИР также нарабатывают радионуклиды. В отчётном году в реакторе МИР проводили испытания следующих изделий:

- ◆ твэлов реактора ВВЭР с РЕМИКС-топливом и экспериментальных твэлов с ураноциркониевым топливом, облучённых до заданного выгорания топлива;
- ◆ образцов конструкционных материалов для прогнозирования изменения их свойств при нейтронном облучении;
- ◆ твэлов реакторов ВВЭР и PWR до достижения выгорания топлива примерно 50 МВт·сут/кг урана;
- ◆ твэлов в режиме скачкообразного увеличения мощности и аварии RIA (несанкционированный ввод реактивности).

Одновременно после значительного перерыва возобновили наработку иридия-192 и тяжёлых изотопов плутония.

Одним из основных способов согласования режимов испытаний нескольких экспериментальных устройств в петлевых каналах, отличающихся конструкцией, видом и обогащением топлива, требуемой мощностью, является загрузка вокруг каждого из них рабочих тепловыделяющих сборок реактора МИР с различным выгоранием топлива. Загрузка активной зоны должна быть

сформирована таким образом, чтобы, кроме согласования режимов облучения экспериментальных устройств, был обеспечен необходимый запас реактивности для работы реактора в течение кампании, выполнены требования ядерной безопасности, минимизирован расход необлучённого топлива. С учётом разнообразия исследовательских задач, решаемых в каждую кампанию реактора, формирование загрузки активной зоны при подготовке к проведению экспериментов представляет собой сложную задачу. С учётом повторной загрузки рабочих тепловыделяющих сборок, ранее выгруженных в бассейн выдержки и не достигших предельной глубины выгорания топлива, годовой расход необлучённых тепловыделяющих сборок составил 75 шт. (рис. 1.50).

В отчётном году, по сравнению с предыдущим, наблюдается увеличение расхода необлучённых рабочих тепловыделяющих сборок. Связано это с загрузкой облучательных устройств для наработки иридия-192 и проведением трёх краткосрочных экспериментов, при подготовке к каждому из которых требовалось сформировать окружение из необлучённых тепловыделяющих

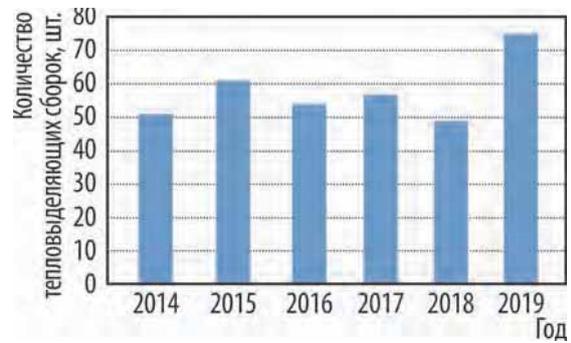


Рис. 1.50. Годовой расход необлучённых тепловыделяющих сборок

сборок вокруг целевой ячейки. Первый эксперимент в режиме скачкообразного увеличения мощности был проведён в ячейке 3-7 в апреле 2019 года. Суть эксперимента заключалась в двукратном повышении мощности твэлов в составе облучательного устройства за 10–20 мин, кратковременной выдержке на данном уровне и последующей остановке реактора. В четвёртом квартале 2019 года были проведены ещё два эксперимента, в которых моделировали аварию RIA и испытывали твэлы в предельном режиме работы. Целью одного эксперимента было формирование импульса энерговыделения в канале реактора, работающего на постоянной мощности, за счёт перемещения поглотителя, в исходном состоянии экранировавшего сборку твэлов. Целью другого эксперимента являлось определение предельных значений температуры и времени, на протяжении которых твэл может сохранять герметичность при возникновении прогнозируемых эксплуатационных событий.

Несмотря на различное физическое расположение ячеек 3-7 и 3-13, использованный подход в подготовке к экспериментам был общим и заключался в дополнительной догрузке необлучённого топлива вокруг экспериментальных устройств. Это позволило достичь требуемого уровня мощности окружения в отдельной части активной зоны без необходимости увеличения общей мощности реактора. На рис. 1.51 (а) представлен пример картограммы загрузки активной зоны реактора для проведения вышеописанных экспериментов. Штриховкой обозначены ячейки вокруг целевой ячейки 3-13, в которую загружали петлевую сборку для проведения испытаний. В параллельный канал (ячейка 2-10) загружали сборку для обеспечения нагрева теплоносителя. Её окружение обозначено синим цветом. Как видно из рисунка, нижняя половина активной зоны загружена рабочими тепловыделяющими сборками, имеющими значительное выгорание по сравнению с аналогичными сборками в верхней части. Такой подход позволяет сместить максимум энерговыделения в область целевых ячеек 3-13 и 2-10 и снизить нагрузку на теплообменное оборудование реактора в целом. Кроме того, дополнительная догрузка необлучённого топлива обеспечивает требуемый запас реактивности в условиях отравления бериллия<sup>41</sup>, учёт которого необходим при проведении экспериментов, в которых время работы на мощности немногим меньше времени остановок между кампаниями, вследствие чего идёт накопление ядер-отравителей.

Основное отличие кампаний, в которых проводили испытания экспериментальных твэлов и образцов, заключалось в необходимости обеспечения мощностных режимов, поэтому рабочие

<sup>41</sup> 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.

тепловыделяющие сборки окружения были относительно равномерно распределены по активной зоне и имели начальное среднее выгорание около 27,2 %.

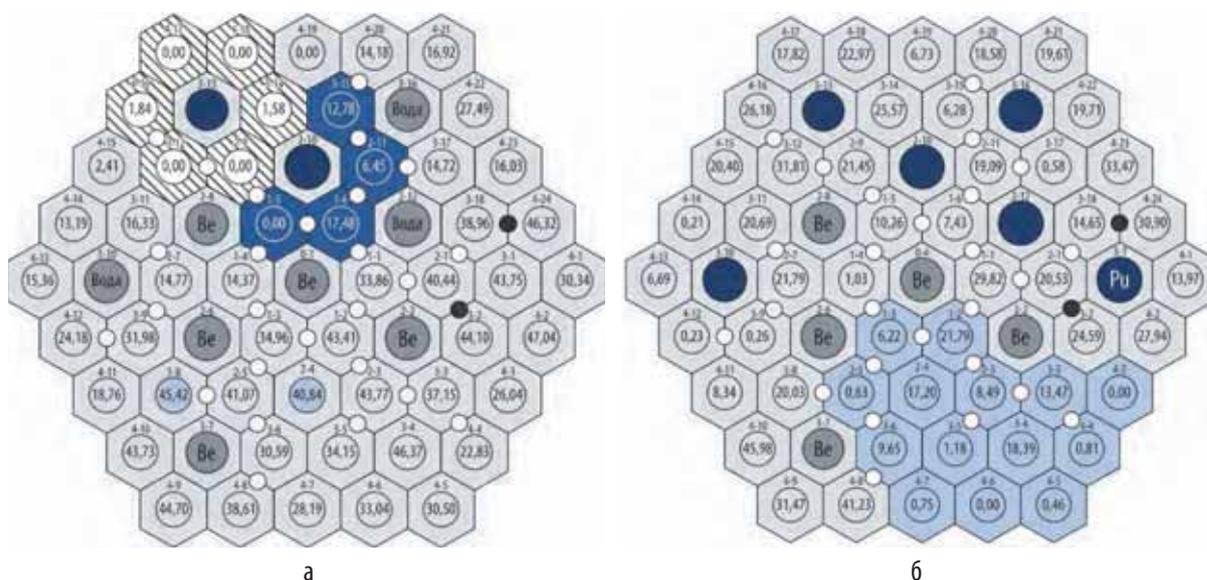


Рис. 1.51. Картограмма загрузки активной зоны для испытаний твэлов в предельном режиме и режиме, моделирующем аварию RIA (а), и обеспечения режимов в петлевых каналах, облучательных устройствах с иридием-192 и с плутонием-240 (б):



В связи с остановкой реактора СМ на модернизацию производство иридия-192 в середине 2019 года было возобновлено в реакторе МИР. Облучательные устройства для наработки иридия-192 установили в ячейки 2-4 и 3-4 (рис. 1.51, б). Необходимым условием наработки указанного радионуклида является поддержание на протяжении трёх недель высокой мощности тепловыделяющих сборок окружения облучательного устройства — 1 400–1 700 кВт. Мощность петлевых сборок, облучавшихся одновременно с устройствами, была ниже мощности последних приблизительно в полтора-два раза. Поэтому при формировании компоновки активной зоны для обеспечения режимов облучения в петлевых каналах применяли стандартный подход, а окружение ячеек 2-4 и 3-4 формировали из необлучённых рабочих ТВС и тепловыделяющих сборок с минимальным выгоранием топлива (около 12 %). Дополнительно в ячейку 3-1 вместо рабочей тепловыделяющей сборки было загружено облучательное устройство для накопления тяжёлых изотопов плутония, которые в реакторе МИР не нарабатывали более сорока лет. Пример картограммы активной зоны, сформированной для облучения описанных устройств, представлен на рис. 1.51 (б), где выделены ячейки, в которые было загружено топливо с минимальным выгоранием. Как видно, окружение плутониевого устройства, в отличие от окружения иридиевых устройств, имеет большее среднее выгорание топлива. Это обусловлено тем, что первая кампания была проведена с целью подтверждения заданных характеристик облучательного устройства для накопления плутония и носила экспериментальный характер.

Среднее выгорание топлива в активной зоне на начало кампании совместной загрузки облучательных устройств для накопления нуклидов было снижено приблизительно до 22 %. Дополнительная загрузка топлива с небольшим выгоранием обусловлена необходимостью обес-

печения как режимов облучения, так и запаса реактивности, достаточного для работы реактора в течение трёх недель.

Благодаря описанному подходу к выбору компоновок активной зоны удалось обеспечить:

- ◆ согласование режимов, одновременно испытываемых в активной зоне устройств, различавшихся по требуемой мощности приблизительно в полтора-два раза;
- ◆ расход необлучённых тепловыделяющих сборок на приемлемом уровне;
- ◆ соблюдение требований ядерной безопасности при формировании загрузок активной зоны.

*П.А. Зайченко, А.П. Малков, Д.В. Фомин, А.М. Шараев*

## АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

Анализ результатов контроля герметичности оболочек твэлов — важная составляющая исследования тепловыделяющих сборок за период эксплуатации их в активной зоне реактора. Представленные в работе данные контроля герметичности оболочек твэлов охватывают период с 2011 по 2019 годы и основаны на результатах исследований за девять перегрузок активной зоны.

Основным барьером на пути распространения продуктов деления ядерного топлива является оболочка тепловыделяющего элемента. Её разгерметизация приводит к выходу газообразных продуктов деления в теплоноситель и, как следствие, увеличению выбросов радионуклидов в окружающую среду. Для обеспечения целостности оболочек твэлов на реакторной установке ВК-50 реализуют следующие организационно-технические мероприятия:

- ◆ по контролю:
  - качества теплоносителя по водно-химическим показателям,
  - распределения поля энерговыделения и максимальных тепловых нагрузок на твэлы;
- ◆ по ограничению скорости:
  - увеличения тепловой мощности реактора,
  - расхолаживания и разогрева реактора.

Контроль герметичности оболочек твэлов при работе реактора на мощности осуществляют, измеряя активность наиболее долгоживущих реперных нуклидов — ксенона-133 (период полураспада равен 5,2 сут) в газе выхлопа эжектора турбины и йода-131 (период полураспада равен 8 сут) в пробах воды реактора. Исходя из полученных данных оценивают скорость выхода газообразных продуктов деления из твэлов. Этот метод позволяет с высокой степенью точности определить наличие в реакторе негерметичных тепловыделяющих сборок. Следуя методике расчёта [1], по скорости выхода ксенона-133 можно с известной вероятностью определить год загрузки ТВС с образовавшимся дефектом оболочки твэла. Однако без проведения дополнительной перекомпенсации рабочих органов ручного регулирования реактивности невозможно с высокой степенью уверенности указать конкретную ячейку реактора, в которой находится дефектная ТВС. Опираясь на данные по загрузке тепловыделяющих сборок и прогноз нахождения негерметичной ТВС в активной зоне, поиск дефектной тепловыделяющей сборки проводят при остановленном реакторе, используя водно-газовый метод контроля герметичности оболочек твэлов. Этот метод основан на измерении активности радионуклидов ксенона-133 и криптона-85<sup>m</sup> (с периодом полураспада, равным 4,5 ч) в газовой фазе. Газообразные продукты деления выделяются из негерме-

точного твэла при дефекте любого размера. Измеряя их активность поочерёдно в каждой ТВС и сравнивая показания с фоновым значением, можно сделать вывод о целостности оболочек твэлов в тепловыделяющей сборке. Отсутствие в газовой фазе других радиоактивных продуктов деления, кроме газообразных, позволяет использовать радиометрический метод регистрации данных и получать высокое соотношение сигнала и фона. По активности радионуклидов ксенона-133 и криптона-185 возможно определить тип дефекта. К примеру, при газовой неплотности в твэле (размер дефекта не более 50 мкм) активность реперных радионуклидов превышает фоновую не более чем в пять раз.

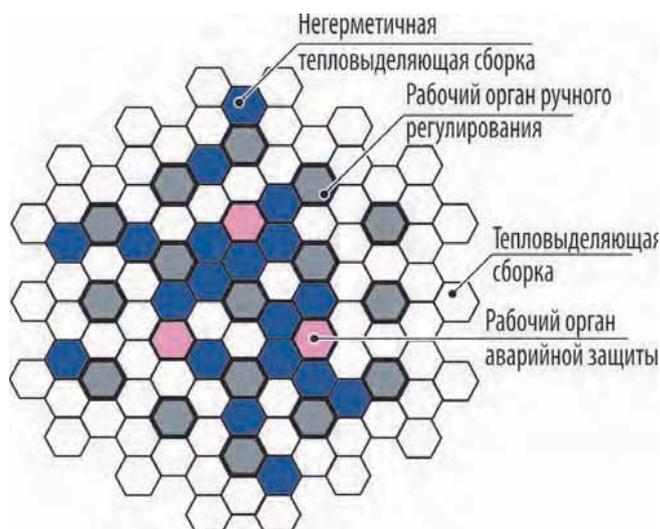


Рис. 1.52. Распределение негерметичных тепловыделяющих сборок по ячейкам расширенной активной зоны

В случае контакта топливной матрицы с теплоносителем (размер дефекта превышает 50 мкм) активность может быть выше фоновой более чем в пять раз. Таким образом, при проверке тепловыделяющей сборки на герметичность водно-газовым методом можно провести и оценку дефекта оболочки твэла.

На рис. 1.52 показана картограмма расположения ячеек активной зоны реактора ВК-50, в которых, по результатам контроля герметичности оболочки за период с 2011 по 2019 годы, были найдены тепловыделяющие сборки с дефектными твэлами. Наибольшее количество тепловыделяющих сборок с негерметичными твэлами было обнаружено в центральной части активной зоны. Дефекты оболочек выявлены преимущественно у сборок, находящихся в эксплуатации от двух до четырёх лет. Отчасти это обусловлено недостатком кипящих водо-водяных реакторов и реакторов с водой под давлением первого поколения, который заключается в том, что в качестве арматуры и трубопроводов первого контура в основном использовали медные сплавы. В первом контуре содержание меди из-за коррозии увеличивается, достигая 50 % от общего числа всех составляющих примесей. Впоследствии на оболочках твэлов образуются отложения в виде оксидов меди, железа, кальция и других химических элементов. В совокупности с повышенным энерговыделением центральной части активной зоны относительно периферии толщина отложений на твэлах может достигать 10–100 мкм [2]. Столь большая толщина отложений оказывает прямое влияние на теплопередающую способность твэла, отчего риск появления дефекта увеличивается. Исследования [3] показали, что помимо прямого влияния толщины отложений на теплопередающую способность твэла также возможно воздействие отслоения отложений от поверхности твэла. В этом случае происходит попадание воды в образовавшийся зазор между оболочкой твэла и слоем отложений продуктов коррозии металла. Вода в зазоре, испаряясь, превращается в перегретый пар, вследствие чего температура стенки твэла в данной области может достигать 600 °С. Это является одной из основных причин разгерметизации оболочки твэла.

Следует отметить, что за указанный период не было выявлено негерметичных тепловыделяющих сборок со сроком эксплуатации более четырёх лет. По мере выгорания топлива ТВС перемещают в менее теплонапряженные ячейки. Получается, что периферийная часть активной зоны (пятый-шестой ряды) заполнена преимущественно сборками, которые находятся в эксплуатации пять-шесть лет. Такая перестановка снижает риск образования дефектов на оболочках твэлов.

За период с 2011 по 2019 годы обнаружили двадцать три ТВС с дефектом типа «газовая неплотность» (рис. 1.53).

Наибольшее количество негерметичных ТВС за анализируемый период выявлено в 2017 году, что связано, по видимому, с временным отклонением водно-химических показателей теплоносителя от регламентных значений. Высокое энерговыделение центральной части активной зоны относительно периферии, в совокупности с отклонением от норм показателей водно-химического режима теплоносителя, создавало риск образования более серьезного дефекта оболочки твэла: четыре из десяти обнаруженных в 2017 году негерметичных тепловыделяющих сборок имели повышенное значение активности газообразных продуктов деления, что свидетельствовало об образовании дефекта типа «контакт теплоносителя с топливом».

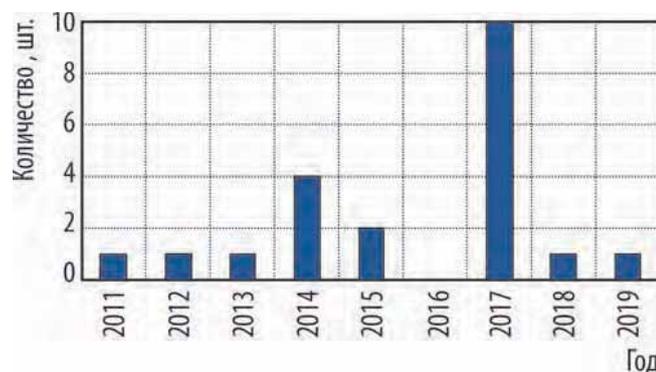


Рис. 1.53. Количество негерметичных тепловыделяющихборок, выявленных при проведении контроля герметичности оболочек твэлов

Анализ результатов контроля герметичности оболочек твэлов выявил следующее:

- ◆ наибольшее значение для обеспечения герметичности оболочек твэлов имеет водно-химический режим;
- ◆ неравномерность энерговыделения по радиусу активной зоны не вносит существенного вклада в механизм разгерметизации оболочки твэла;
- ◆ несоблюдение показателей водно-химического режима и увеличение неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны могут привести не только к разгерметизации большого количества ТВС, но и к увеличению размера дефекта.

Эксплуатируемые в настоящий момент тепловыделяющие сборки реакторной установки ВК-50 показали удовлетворительные эксплуатационные характеристики. При соблюдении регламентных значений водно-химических параметров теплоносителя за кампанию реактора выходит из строя не более двух из 106 эксплуатируемых в активной зоне ТВС. При этом дефект оболочки твэла по типу обычно соответствует газовой неплотности. Практика эксплуатации тепловыделяющихборок с данным видом дефекта показала, что выход радиоактивных продуктов деления в окружающую среду не превышает контрольных уровней по выбросам в атмосферу, что подтверждается проведенными исследованиями [4].

#### Список литературы

1. Елизаров В.П. Экспериментальные исследования выхода радиоактивных продуктов деления из твэлов с искусственными дефектами оболочек на АЭС ВК-50: препринт: НИИАР – 4/843 — Димитровград: НИИАР, 1993. — 18 с.
2. Цыканов В.А., Шамардин В.К., Андреева А.Б. Материаловедческие исследования ТВС реактора ВК-50 // Атомная энергия, 1984. Т. 56, вып. 3. С. 131–134.
3. Брусов К.Н., Крутиков П.Г., Осминин З.С., Чекмарев А.М. Продукты коррозии в контурах атомных станций. — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 167 с.
4. Ещеркин В.М., Курский А.С., Краснов А.М. Опыт эксплуатации системы очистки выбросов от газообразных продуктов деления на реакторной установке ВК-50 с корпусным кипящим реактором // Вопросы атомной науки и техники, серия «Обеспечение безопасности АЭС», 2011. Вып. 30. С. 59–64.

А.А. Скрябин<sup>42</sup>, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина, Ю.А. Кушнер

<sup>42</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ «МИФИ»». — Прим. авт.

## АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РАБОТЫ РЕАКТОРА ВК-50 ПО ПАРАМЕТРАМ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Для повышения эффективности использования реактора ВК-50, обеспечения требований безопасности и выполнения плана по энерговыработке необходимо проводить систематический анализ его физических и эксплуатационных характеристик [1, 2]. Результаты анализа используют для выбора компоновки активной зоны для каждой последующей кампании и обоснования безопасности реактора.

Основными направлениями научно-методического и расчётно-экспериментального сопровождения эксплуатации реактора в течение 47-й кампании, начатой в 2018 и продолжившейся в 2019 году, были исследования по определению его нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик: пусковые эксперименты после перегрузки активной зоны, измерение поля энерговыделения методом активации медных проволочных индикаторов, определение показателей нейтронно-физической устойчивости, а также формирование загрузки активной зоны на 48-ю кампанию и расчётно-экспериментальное обоснование её соответствия требованиям ядерной безопасности, теплотехнической надёжности и длительности.

Загрузка активной зоны в 47-ю кампанию была реализована по выбранному оптимальному варианту (рис. 1.54) с установкой девятнадцати необлучённых тепловыделяющих сборок. Средняя глубина выгорания топлива в ТВС на начало кампании составила 12,9 МВт-сут/кг урана.

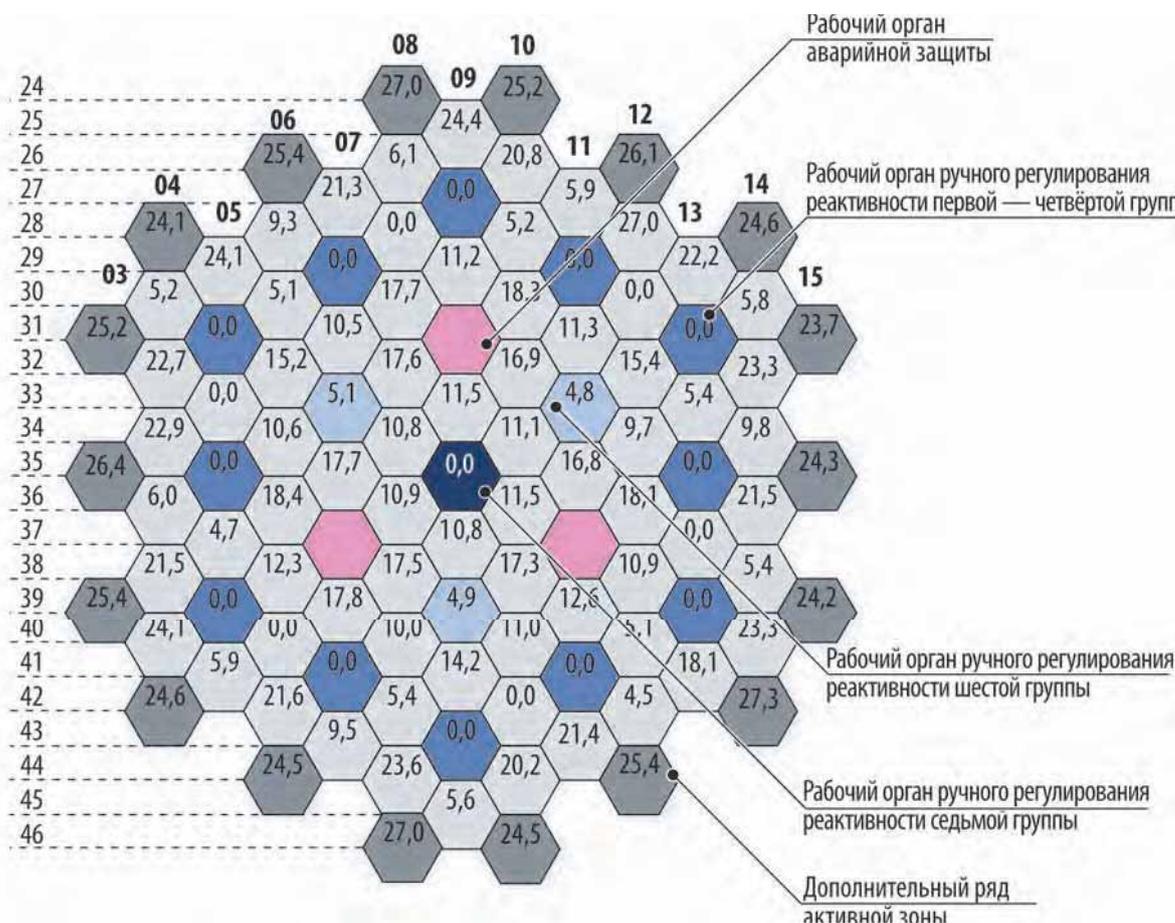


Рис. 1.54. Картограмма распределения выгорания топлива (МВт-сут/кг урана) в ТВС активной зоны реактора ВК-50 на начало 47-й кампании

Продолжительность 47-й кампании составила 268 календарных суток (рис. 1.55), из них 177 суток реактор работал на номинальном уровне мощности.

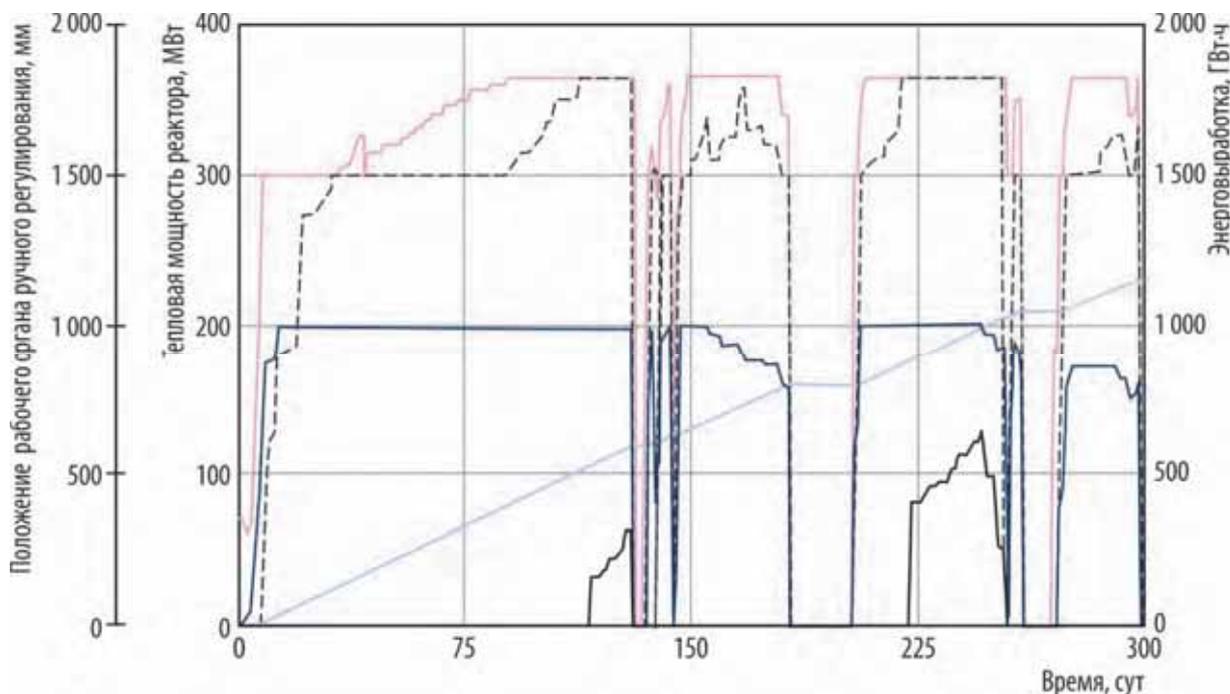


Рис. 1.55. Режимные параметры реакторной установки: энерговыработка (—); тепловая мощность реактора (—); положение рабочих органов ручного регулирования первой — четвертой (—), шестой (—) и седьмой (—) групп

В начале кампании при пуске реактора после перегрузки были определены нейтронно-физические характеристики активной зоны:

|  |        |
|--|--------|
| Концентрация борной кислоты в теплоносителе активной зоны для обеспечения 2 % подкритичности (при рабочих органах ручного регулирования в положении нижних концевых выключателей и извлечённых рабочих органах аварийной защиты), г/кг ..... | 0,55   |
| Суммарная эффективность рабочих органов системы управления и защиты, $\beta_{эфф}$ .....   | 28,8   |
| Эффективность рабочих органов ручного регулирования первой — четвертой, шестой и седьмой групп, $\beta_{эфф}$ .....  | 25,7   |
| Полный запас реактивности, $\beta_{эфф}$ .....   | 26,7   |
| Подкритичность реактора при рабочих органах системы управления и защиты, находящихся в положении нижних концевых выключателей, и отсутствии борной кислоты в замедлителе, $\beta_{эфф}$ .....  | -2,064 |

Максимальную эффективность, определённую по результатам эксперимента, имел рабочий орган ручного регулирования седьмой группы (ячейка 09-35) —  $(7,56 \pm 0,6) \% \Delta k / k$  ( $(11,6 \pm \pm 0,93) \beta_{эфф}$ ). Максимальная скорость введения положительной реактивности для него не превышает  $0,054 \beta_{эфф}/с$ , а максимальная эффективность при перемещении на один шаг составляет  $0,27 \beta_{эфф}$ , что удовлетворяет требованиям ядерной безопасности.

В процессе работы кипящего корпусного реактора постепенно уменьшается изначально высокий запас нейтронно-физической устойчивости. К середине кампании с большей долей вероятности возникают колебания нейтронной мощности с частотой порядка 1 Гц. Нейтронно-физическая устойчивость реактора ВК-50 определяется показателем затухания автокорреляционной

функции флуктуаций нейтронного потока. Предел безопасной работы реактора по этому показателю составляет  $(0,2-0,3) \text{ с}^{-1}$ . В течение каждой кампании проводят запись значений тока ионизационной камеры, обработку данных и оценку запаса устойчивости (рис. 1.56).

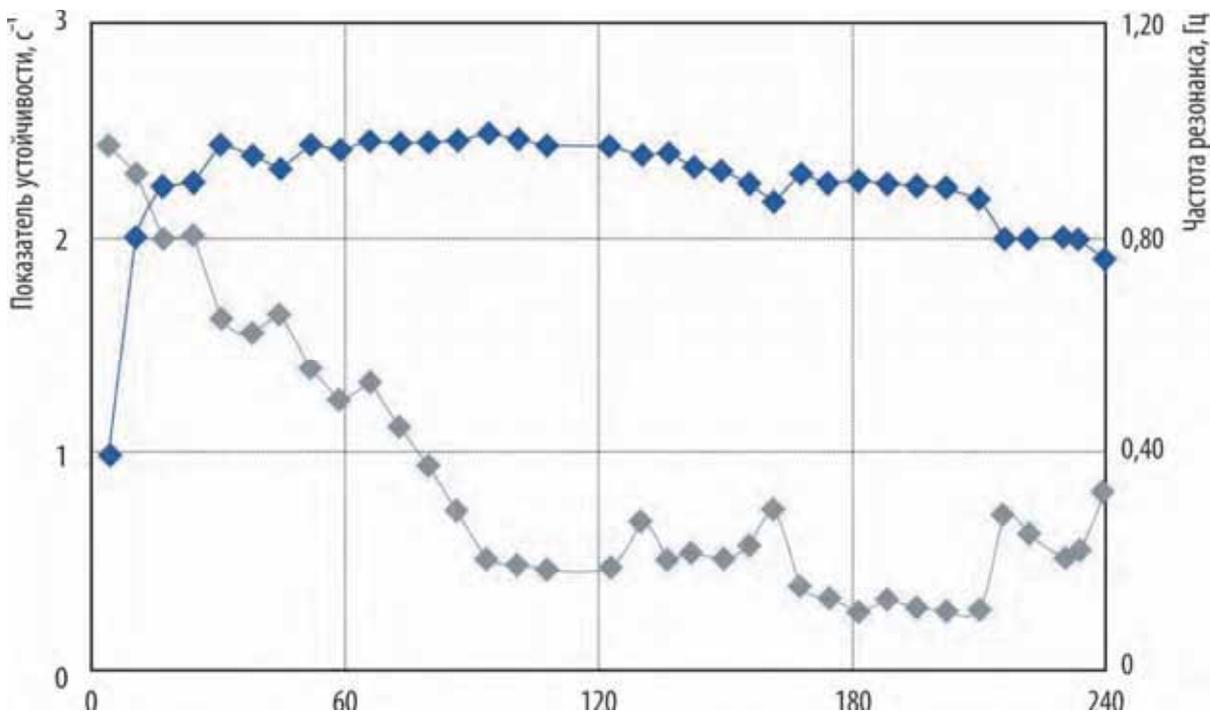


Рис. 1.56. Изменение показателя устойчивости (◆) активной зоны и частоты резонанса (◆) нейтронного потока в течение 47-й кампании

В 47-й кампанию не потребовалось проведения эксперимента по повышению устойчивости. Это обусловлено тем, что при достижении минимально допустимого значения этого показателя, равного  $0,2 \text{ с}^{-1}$  (примерно на 220-е сутки работы), перешли к постепенному снижению тепловой мощности реактора, что привело к увеличению устойчивости.

Важнейшей характеристикой, меняющейся на протяжении кампании, является распределение энерговыделения, которое влияет на безопасную работу реакторной установки. По результатам измерений относительного распределения плотности потока нейтронов с использованием замеров теплотехнических параметров восстанавливают распределение энерговыделения по объёму активной зоны реактора. Измерение распределения плотности потока нейтронов по объёму активной зоны проводят методом активации медных проволочных индикаторов в «сухих» каналах реактора по метрологически аттестованной методике. Расчётную оценку распределения энерговыделения проводят по верифицированному программному коду БИПР-К<sup>43</sup>. Показателем теплотехнической надёжности ТВС активной зоны реактора является превышение предельного значения максимального локального энерговыделения в твэлах тепловыделяющей сборки. Данный предел определён техническими условиями на ТВС и составляет  $330 \text{ Вт/см}$ . Характеристики полей энерговыделения в 47-ю кампанию представлены в табл. 1.25.

Нарушений требований ядерной безопасности в 47-ю кампанию допущено не было.

<sup>43</sup> БИПР-К — программа для сопряжённого нейтронно-физического и теплогидравлического расчёта активной зоны корпусного кипящего реактора. — Прим. авт.

Таблица 1.25

**Расчётные и экспериментальные данные  
полей энерговыделения в 47-ю кампанию**

| Номер измерения | Тепловая мощность реактора, МВт | Положение групп рабочих органов ручного регулирования, мм |       |   | Максимальная мощность ТВС, МВт |        | Коэффициент неравномерности энерговыделения |        |                       |        | Максимальное локальное энерговыделение в рабочих ТВС, Вт/см |        |
|-----------------|---------------------------------|---|-------|---|--------------------------------|--------|---|--------|-----------------------|--------|---|--------|
|                 |                                 | 1-4   | 6     | 7 | Эксперимент                    | Расчёт | по радиусу активной зоны                    |        | по высоте рабочей ТВС |        | Эксперимент   | Расчёт |
|                 |                                 |   |       |   |                                |        | Эксперимент                                 | Расчёт | Эксперимент           | Расчёт |   |        |
| 1               | 180                             | 1 500   | 580   | 0 | 2,58                           | 2,55   | 1,55  | 1,49   | 2,40                  | 2,55   | 247   | 259    |
| 2               | 200                             | 1 500   | 930   | 0 | 2,91                           | 2,81   | 1,56  | 1,49   | 2,43                  | 2,39   | 275   | 272    |
| 3               | 200                             | 1 600   | 1 500 | 0 | 2,74                           | 2,84   | 1,47  | 1,50   | 1,98                  | 2,06   | 212   | 232    |
| 4               | 200                             | 1 780   | 1 500 | 0 | 2,81                           | 2,82   | 1,51  | 1,50   | 1,82                  | 1,95   | 201   | 216    |
| 5               | 200                             | 1 820   | 1 750 | 0 | 2,78                           | 2,81   | 1,50  | 1,49   | 1,64                  | 1,78   | 185   | 196    |
| 6               | 200                             | 1 820   | 1 550 | 0 | 2,79                           | 2,79   | 1,50  | 1,48   | 1,57                  | 1,74   | 177   | 190    |
| 7               | 200                             | 1 820   | 1 550 | 0 | 2,72                           | 2,74   | 1,46  | 1,45   | 1,46                  | 1,61   | 161   | 176    |
| 8               | 170                             | 1 820*  | 1 510 | 0 | 2,40                           | 2,36   | 1,59  | 1,47   | 1,40                  | 1,44   | 136   | 131    |

\* Положение органов для первой — четвёртой групп (кроме ячейки 07-41) — 1 820 мм, для ячейки 07-41 — 1 620 мм.

#### Список литературы

1. 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. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 3–12. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: <http://www.niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5079> (дата обращения: 15.05.2020).
2. Протопопов Д.П., Святкина Н.А., Синявина Е.В. и др. Результаты эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 123–129. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в разделе «Раскрытие информации / Годовой отчёт» или в разделе «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: в открытом доступе. — URL: [http://www.niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy\\_godovoy\\_otchyot\\_za\\_2015\\_na\\_sayt.pdf](http://www.niiar.ru/sites/default/files/nauchnyy_godovoy_otchyot_za_2015_na_sayt.pdf) (дата обращения: 15.05.2020).

*Е.Г. Бреусова, Е.В. Синявина,  
М.В. Маркелов, А.А. Скрябин<sup>44</sup>*

<sup>44</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.



Объектами исследований материаловедческого комплекса АО «ГНЦ НИИАР» являются полномасштабные тепловыделяющие сборки с оболочками из штатных и перспективных циркониевых сплавов и коррозионно-стойких сталей различных классов и с разными видами топлива всех существующих реакторов

# 2

|          |                          |  |
|----------|--------------------------|--|
| VA       | VIA                      | VIIA                                   |
| 7        | 8                        |  |
| -3<br>+4 | O<br>15,9994<br>Кислород | -2<br>F<br>18,9984<br>Фтор<br>Fluorine |

Pu

Zr

Cr

**ИССЛЕДОВАНИЯ  
ТВЭЛОВ  
И РЕАКТОРНЫХ  
МАТЕРИАЛОВ**

Ni

В рамках выполнения работ по совершенствованию ядерного топлива отечественного дизайна для российских и зарубежных атомных электростанций с водо-водяными энергетическими реакторами, обеспечивающих повышение его конкурентоспособности на мировом рынке, в отделении реакторного материаловедения в 2019 году проводили исследования усовершенствованных тепловыделяющих сборок, доставленных с различных атомных электростанций России.

Исследования трёх сборок типа ТВС-2М, отработавших на энергоблоках Балаковской атомной электростанции от одного до трёх топливных циклов, выполняли в рамках программ лицензирования усовершенствованного топлива для российских и зарубежных атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000, разработки обосновывающих материалов для обеспечения поставок ядерного топлива на энергоблоки с реакторами ВВЭР-1200 (АЭС-2006). В результате проведённых исследований получены экспериментальные данные по изменению геометрических параметров, коррозионному и структурно-фазовому состоянию и механическим характеристикам конструктивных элементов тепловыделяющих сборок и твэлов, в том числе и с оболочками из усовершенствованных сплавов Э110М<sup>45</sup>, Э125<sup>46</sup> и Э635М<sup>47</sup>, необходимые для обоснования безопасной эксплуатации сборки ТВС-2М в условиях работы на уровне мощности до 107 % от номинальной.

В мае 2019 года на послереакторные исследования была доставлена тепловыделяющая сборка ВВЭР-1000 новой конструкции — ТВСА-12, отработавшая на первом энергоблоке Калининской АЭС до выгорания 49,71 МВт-сут/кг урана. Её исследования выполняли с целью подтверждения работоспособности и получения экспериментальных данных для обоснования внедрения ядерного топлива ВВЭР-ТОИ.

В рамках выполнения работ по проектному направлению «Прорыв»<sup>48</sup> проведены послереакторные исследования облучённых в реакторе БН-600 экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 с твэлами, содержащими смешанное нитридное ураноплутониевое топливо. Экспериментальная тепловыделяющая сборка ЭТВС-9 — первая тепловыделяющая сборка со статистически представительным количеством твэлов реактора БРЕСТ: 61 твэл с нитридным ураноплутониевым топливом и оболочками из стали марки ЭП823-Ш, с достигнутыми максимальными значениями выгорания 4,0 % т. а. и повреждающей дозы в оболочках твэлов, равной 49,2 сна. Сборка ЭТВС-10 — первая тепловыделяющая сборка со статистически представительным количеством твэлов реактора БН-1200: 61 твэл с нитридным ураноплутониевым топливом и оболочками из стали марки ЭК164-ИД<sup>49</sup> х. д., с достигнутым максимальным выгоранием 6,0 % т. а. и максимальной повреждающей дозой в оболочках твэлов 74,0 сна. Результаты исследований сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 дополняют и подтверждают полученные ранее данные об основных факторах, определяющих изменение состояния твэлов в процессе эксплуатации, и будут использованы для верификации расчётных кодов, подтверждения эксплуатационных характеристик и обоснования повышения параметров облучения последующих экспериментальных тепловыделяющих сборок, разработки предложений по совершенствованию нитридного топлива и конструкции твэлов.

По тематике ядерных энергетических установок транспортного назначения были проведены послереакторные исследования экспериментальной тепловыделяющей сборки для инновационных проектов атомных станций малой мощности (АСММ1-3/1). Испытания сборки проводили в петлевой установке материаловедческого исследовательского реактора МИР

<sup>45</sup> Э110 — сплав на основе циркония. — Прим. ред.

<sup>46</sup> Э125 — сплав циркония с увеличенным содержанием ниобия. — Прим. ред.

<sup>47</sup> Э635М — сплав на основе циркония (например, с оптимизированным соотношением ниобия и железа и сниженным содержанием олова). — Прим. ред.

<sup>48</sup> Прорыв — проект, реализуемый госкорпорацией «Росатом», нацелен на достижение нового качества ядерной энергетики, разработку, создание и промышленную реализацию замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) на базе реакторов на быстрых нейтронах, развивающих крупномасштабную ядерную энергетику. — Прим. ред.

<sup>49</sup> ЭК164 — аустенитная хромоникелевая сталь, является перспективным материалом для оболочек твэлов ядерных реакторов. — Прим. ред.

в условиях, максимально приближённых к условиям эксплуатации активной зоны реакторов атомной станции малой мощности. Получены результаты, необходимые для обоснования правильности выбора материалов, предлагаемых технических решений, работоспособности и прогнозирования ресурсных характеристик тепловыделяющих сборок для плавучих атомных электростанций малой мощности.

В рамках выполнения работ по обоснованию возможности продления срока службы оборудования реактора БОР-60 проведены материаловедческие исследования трубок змеевика воздушного теплообменника системы расхолаживания реакторной установки после 270 000 часов эксплуатации при рабочей температуре. Полученные данные могут быть использованы для обоснования продления срока службы воздушного теплообменника реакторной установки БОР-60 и других элементов конструкции, работающих в идентичных условиях эксплуатации.

Начаты исследования по актуальной проблеме водородного охрупчивания циркониевых изделий активных зон водоохлаждаемых ядерных энергетических установок. Отработана методика определения температуры растворения и выпадения гидридов в необлучённом циркониевом сплаве Э635 методом дифференциальной сканирующей калориметрии, получены первые результаты. Данный метод отличается высокой точностью и информативностью, а также небольшим размером исследуемых образцов (диски диаметром до 5 мм и толщиной до 1,5 мм), что очень важно при исследовании облучённого материала.

*Е.А. Звир*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ТВС-2М С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ СПЛАВОВ Э110М, Э125 И Э635М

В рамках реализации программы по обеспечению действующих и проектируемых атомных электростанций России конкурентоспособными циркониевыми материалами на втором энергоблоке Балаковской атомной электростанции проведена опытно-промышленная эксплуатация трёх сборок ТВС-2М, содержащих по 18 опытных твэлов с оболочками из сплавов Э110М, Э125 и Э635М. Модернизированные сплавы Э110М и Э635М за счёт изменения состава легирующих элементов имеют улучшенные эксплуатационные характеристики. Уменьшение содержания ниобия и олова в сплаве Э635М позволяет повысить его сопротивление равномерной коррозии по сравнению со сплавом Э635 [1]. Увеличение в сплаве Э110М содержания кислорода и железа улучшает механические свойства и повышает сопротивление ползучести [2].

Одна из трёх тепловыделяющих сборок с опытными твэлами, отработавшими до выгорания топлива 59,2–63,0 МВт·сут/кг урана, была доставлена в АО «ГНЦ НИИАР» для проведения послереакторных исследований. Исследования опытных твэлов проводили с целью подтверждения их эксплуатационных характеристик, которые оценивали по изменению геометрических параметров твэлов, коррозионному состоянию и механическим характеристикам оболочек.

Результаты измерения геометрических параметров показали различие в изменении диаметра и длины твэлов с оболочками из разных сплавов. Для твэлов с оболочками из сплавов Э110, Э110М и Э125 профиль изменения диаметра по их длине является типичным для штатных твэлов с высоким выгоранием топлива (рис. 2.1, а–в), в которых из-за взаимодействия распухающего топлива с оболочкой происходит увеличение диаметра на основной её части. Чем меньше скорость радиационно-термической ползучести оболочки при взаимодействии с топливным сердечником, тем больше разница между диаметром на участке газосборника и средним его значением по длине твэла.

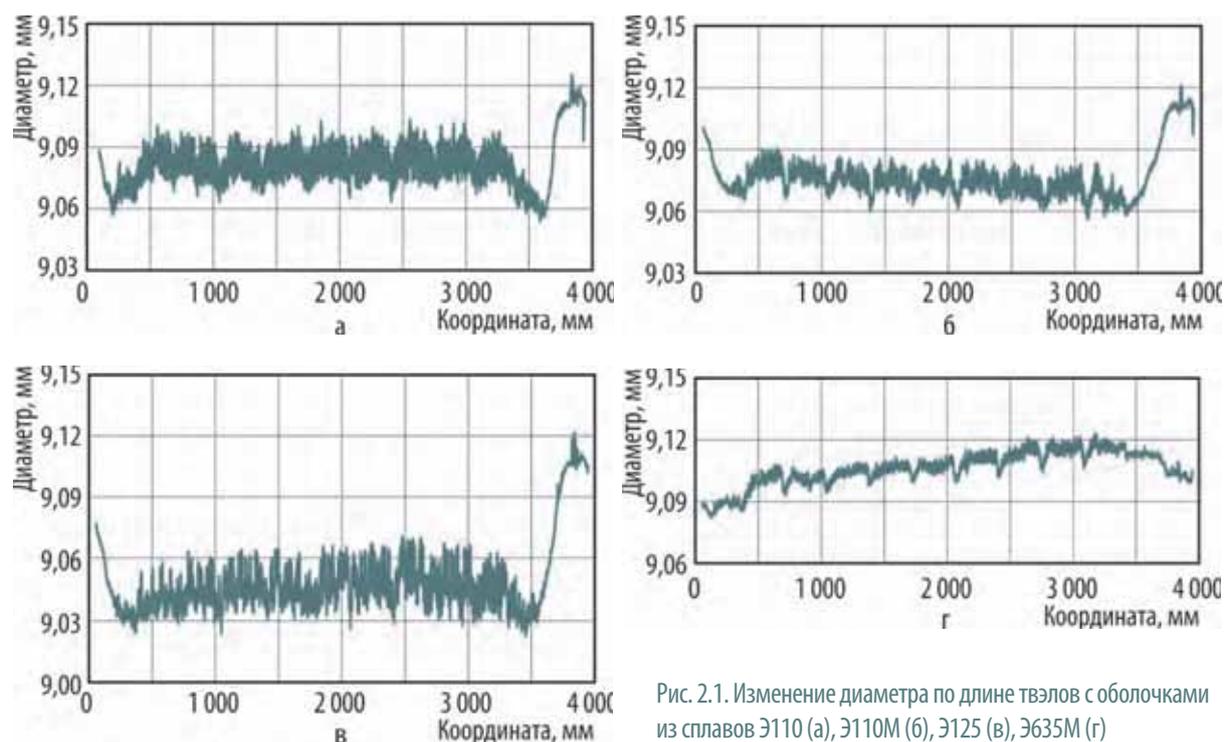


Рис. 2.1. Изменение диаметра по длине твэлов с оболочками из сплавов Э110 (а), Э110М (б), Э125 (в), Э635М (г)

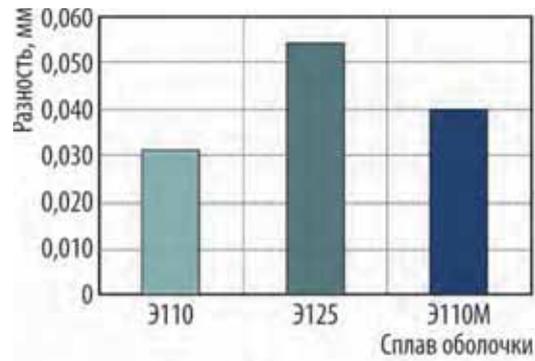
На рис. 2.2 (а) приведены результаты определения такого параметра, усреднённые по группе твэлов с оболочками из разных сплавов. Наибольшее сопротивление ползучести наблюдается в оболочках из сплава Э125, наименьшее — в оболочках из сплава Э110.

Твэлы с оболочкой из сплава Э635М имеют отличающийся профиль изменения диаметра (см. рис. 2.1, г). Увеличение диаметра с ростом высотной координаты в этих твэлах обусловлено образованием толстой оксидной плёнки на наружной поверхности.

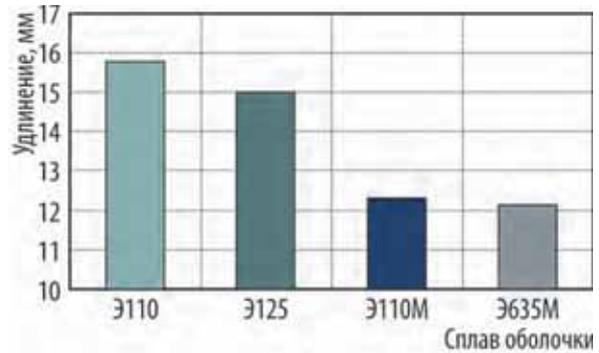
По результатам измерения длины наибольшее удлинение (15,8 мм) имеют штатные твэлы с оболочками из сплава Э110, наименьшее удлинение (12,2 мм) — опытные твэлы с оболочками из сплавов Э110М и Э635М. Удлинение твэлов с оболочками из сплава Э125 примерно на 1 мм меньше, чем в штатных твэлах (см. рис. 2.2, б).

Коррозионное состояние твэлов оценивали по результатам измерения толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек вихретоковым методом и методом оптической микроскопии, а также по содержанию водорода в оболочках, полученному методом высокотемпературной экстракции в потоке инертного газа-носителя.

Толщина оксидной плёнки как в штатных твэлах, так и в опытных с ростом высотной координаты увеличивается (рис. 2.3). Наибольшее окисление наблюдается на твэлах из сплава Э635М (до 65 мкм) на участке с координатами 2 900–3 100 мм, минимальное окисление — на штатных твэлах из сплава Э110. Толщина оксидной плёнки на оболочках из сплава Э110М и Э125 несколько больше, чем в твэлах с оболочками из сплава Э110.



а



б

Рис. 2.2. Разность между диаметром на участке газосборника и средним диаметром твэла (а); среднее удлинение (б) твэлов с оболочками из сплавов Э110, Э110М, Э125 и Э635М

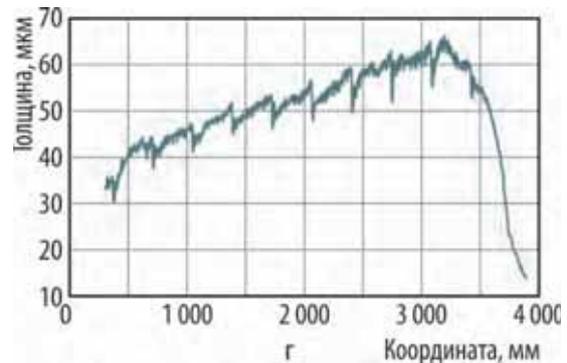
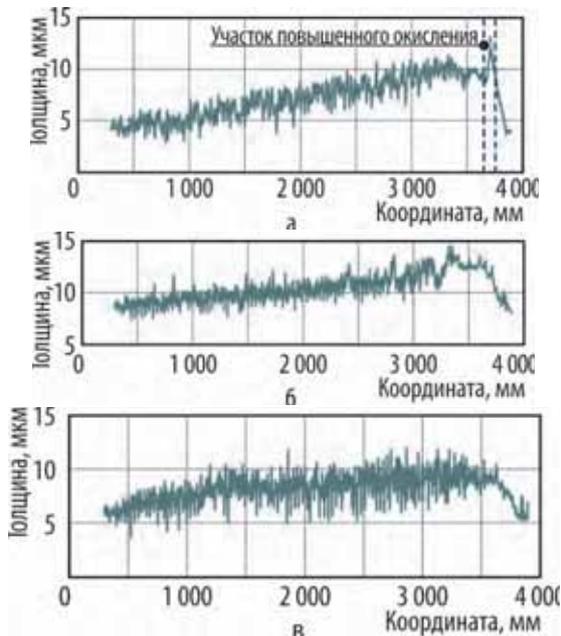


Рис. 2.3. Изменение толщины оксидной плёнки по длине твэлов с оболочками из сплавов Э110 (а), Э110М (б), Э125 (в), Э635М (г)

Локальное повышенное окисление в верхней части оболочек из сплава Э110, часто наблюдаемое на твэлах сборки ТВС-2М, отработавших в полуторагодичном топливном цикле

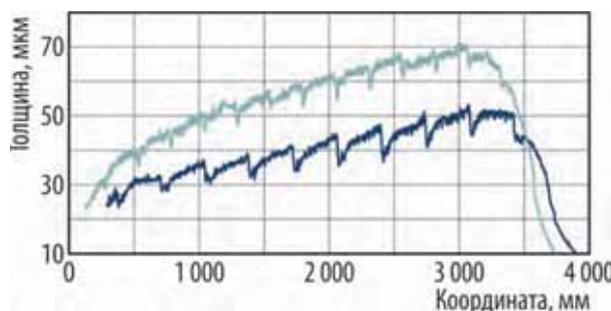


Рис. 2.4. Изменение толщины оксидной плёнки по длине твэлов с оболочками из сплавов Э635М (—) и Э635 (---), отработавших до выгорания топлива примерно 62 МВт-сут/кг урана

на мощности 104 % от номинальной, на твэлах с оболочками из сплавов Э110М и Э125 отсутствует.

Сравнение результатов измерения толщины оксидной плёнки для твэлов с оболочками из сплавов Э635М и ранее исследованных твэлов с оболочками из сплава Э635 свидетельствует о большем сопротивлении равномерной коррозии (примерно на 22 %) в новом сплаве Э635М (рис. 2.4).

Окисление оболочек из циркониевых сплавов сопровождается их наводороживанием. Гистограммы максимальной толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек, полученные методом оптической микроскопии, и максимальной массовой доли водорода в оболочках показаны на рис. 2.5. Наблюдается достаточно хорошая корреляция полученных данных. Наибольшее значение массовой доли водорода регистрируется в оболочках из сплава Э635М.

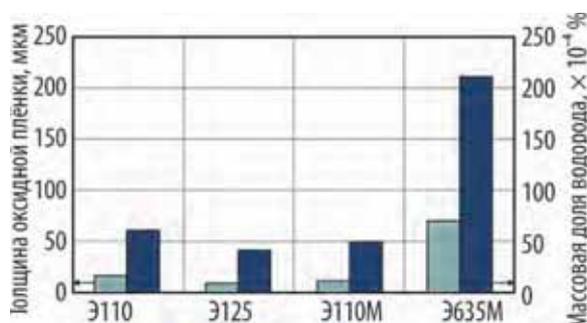


Рис. 2.5. Максимальная толщина оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек и массовая доля водорода в оболочках твэлов из различных сплавов

Результаты испытаний кольцевых образцов оболочек на растяжение показали, что оболочки твэлов из сплавов Э635М и Э110М имеют более высокие прочностные характеристики (рис. 2.6).

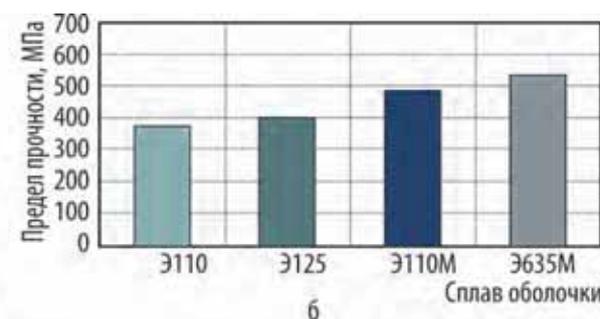
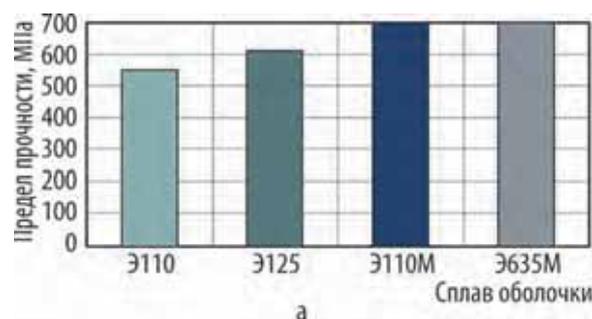


Рис. 2.6. Усреднённые значения предела прочности кольцевых образцов оболочек твэлов из сплавов Э110, Э110М, Э125 и Э635М при температуре испытаний 20 (а) и 350 °С (б)

Результаты исследований опытных твэлов, отработавших до выгораний топлива 59,2–63,0 МВт-сут/кг урана в составе сборки ТВС-2М, подтвердили улучшенные эксплуатационные характеристики модернизированных сплавов. Оболочки из сплавов Э110М и Э125 имеют повышенное по сравнению с оболочками штатных твэлов из сплава Э110 сопротивление ползучести и меньшее удлинение. Измерения толщины оксидной плёнки подтвердили повышенное сопротивление равномерной коррозии оболочек твэлов из сплава Э635М по сравнению с оболочками из сплава Э635. Модернизированные сплавы Э110М и Э635М имеют более высокие прочностные характеристики.

*Список литературы*

1. Новиков В.В., Маркелов В.А., Шишов В.Н. и др. Совершенствование циркониевых сплавов для повышения эксплуатационных параметров топлива ВВЭР. — Семинар Российской академии наук и Национальной академии наук Украины «Развитие атомной энергетики России и Украины — фактор устойчивого межгосударственного развития», г. Электро-сталь, 21–23 октября 2008 года. — М: Наука, 2009. С. 236–251.
2. Gusev A., Malgin A., Markelov V. et al. Results of pre-reactor and reactor tests of fuel claddings from E110M alloy. — Proceedings of the 12th International Conference WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Bulgaria, Nessebar, 16–23 September 2017. — Nessebar (Bulgaria): Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, 2017. P. 325–331.

*А.В. Строжук, С.С. Сагалов, Ю.Д. Гончаренко*

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОГО ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

В отчётном году в АО «ГНЦ НИИАР» были проведены работы в рамках обоснования надёжности конструктивных элементов твэлов для подтверждения ремонтпригодности сборки ТВС-Квадрат в условиях её вертикального переворота. Исследования были проведены на твэлах реактора ВВЭР-1000, отработавших в составе тепловыделяющих сборок ТВС-2М и ТВСА-АЛЬФА в течение одного, трёх и четырёх топливных циклов (табл. 2.1).

Таблица 2.1

### Основные характеристики тепловыделяющих сборок

| Номер тепловыделяющей сборки | Тепловыделяющая сборка | Среднее выгорание топлива, МВт-сут/кг урана | Продолжительность эксплуатации, топливный цикл / эфф. сут |
|------------------------------|------------------------|---|---|
| ИД02293                      | ТВСА-АЛЬФА             | 40,87                                       | 3 / 895,1   |
| ИД02312                      |                        | 54,96                                       | 4 / 1 255,6   |
| 434410576                    | ТВС-2М                 | 24,02                                       | 1 / 490,5   |
| 485408750                    |                        | 59,73                                       | 3 / 1 461,9   |

Исследованные твэлы двух типов сборок отличались по диаметру топливных таблеток, длине и материалу оболочек, материалу и характеристикам пружинных фиксаторов, достигнутому выгоранию топлива (табл. 2.2). Исследования включали оценку состояния твэлов после эксплуатации, определение смещения топливного сердечника, изменение длины пружинного фиксатора твэлов после их вертикального переворота, определение прочностных свойств верхнего и нижнего сварных соединений и механических характеристик пружинного фиксатора.

Таблица 2.2

## Основные конструктивные характеристики твэлов

| Параметр  | Тепловыделяющая сборка |                  |
|---|------------------------|------------------|
|   | ТВС-2М                 | ТВСА-АЛЬФА       |
| Длина твэла габаритная, мм                            | 3 988                  | 3 836            |
| Наружный / внутренний диаметр оболочки, мм            | 9,1 / 7,73             | 9,1 / 7,93       |
| Материал оболочки                                     | Э110                   | Э110 опт., губка |
| Длина топливного сердечника, мм                       | 3 680                  | 3 530            |
| Длина пружинного фиксатора в свободном состоянии, мм  | 174                    | 175              |
| Материал пружинного фиксатора                         | 12Х18Н10Т              | ЭК17ЗИД          |
| Высота топливной таблетки, мм                         | 9–12                   |                  |
| Наружный диаметр топливной таблетки, мм               | 7,6                    | 7,8              |
| Диаметр центрального отверстия топливной таблетки, мм | 1,2                    | 0                |

Результаты измерения диаметра твэлов показали, что деформация оболочек является типичной для достигнутого выгорания топлива с учётом геометрических параметров топливной таблетки и оболочки. Для твэлов сборки ТВС-2М № 434410576, отработавших один топливный цикл, изменение (уменьшение) диаметра обусловлено усадкой оболочки под действием избыточного давления теплоносителя, следов механического взаимодействия оболочки и топливного сердечника не наблюдается (рис. 2.7, а). Для твэлов, отработавших три и четыре топливных цикла в составе сборок ТВС-2М № 485408750 и ТВСА-АЛЬФА № ИД02293 и ИД02312, наряду с усадкой наблюдается обратная деформация оболочки (см. рис. 2.7, б–г), обусловленная механическим воздействием распухающего топлива в условиях плотного контакта топливного сердечника и оболочки.

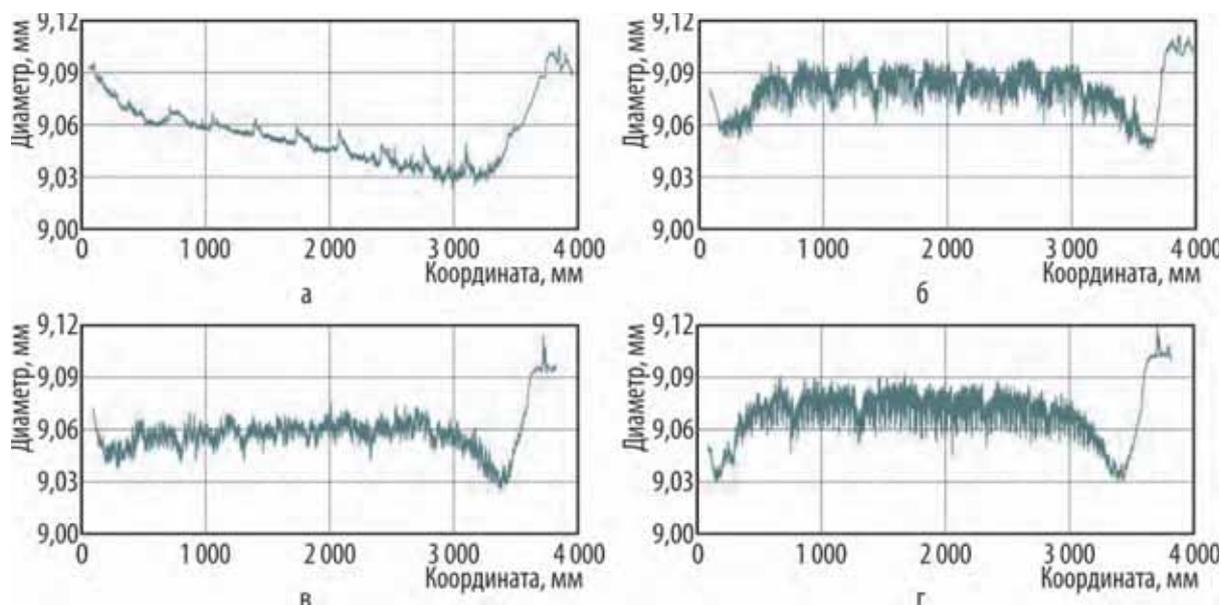


Рис. 2.7. Изменение диаметра по длине твэлов сборок ТВС-2М № 434410576 (а), 485408750 (б); ТВСА-АЛЬФА № ИД02293 (в), 02312 (г)

Смещение топливного сердечника и изменение длины пружинного фиксатора после вертикального переворота твэла определяли по результатам гамма-сканирования и вихретоковой дефектоскопии твэлов до и после переворота. В твэлах тепловыделяющих сборок № ИД02293, ИД02312 и № 485408750, для которых зарегистрировано наличие плотного контакта топлива с оболочкой, изменения длины пружинного фиксатора и координаты верхнего торца топливного сердечника не обнаружено. Для твэлов тепловыделяющей сборки ТВС-2М № 434410576, в которых отсутствует механическое сцепление топлива и оболочки, наблюдают перемещение топливного сердечника при кантовании в виде смещения координат зазоров между топливными таблетками для всех твэлов и изменении длины пружинного фиксатора в отдельных твэлах (табл. 2.3).

Таблица 2.3

**Характеристики твэлов сборки ТВС-2М № 434410576**

| Номер твэла | Количество зазоров |                  | Суммарная ширина зазоров, мм |                  | Длина пружинного фиксатора, мм |                  |
|-------------|--------------------|------------------|------------------------------|------------------|--------------------------------|------------------|
|             | До переворота      | После переворота | До переворота                | После переворота | До переворота                  | После переворота |
| 8           | 4                  | 2                | 10,5                         | 4,3              | 131                            | 135              |
| 9           | 4                  | 2                | 10,5                         | 8,9              | 133                            | 138              |
| 10          | 4                  | 0                | 9,3                          | 0                | 134                            | 134              |

Механические испытания сварных соединений оболочек с заглушками были проведены при комнатной температуре и при 330 °С. По результатам испытаний установлено, что разрушение образцов проходило пластично по материалу оболочки. Полученные экспериментальные данные будут использованы специалистами АО «ВНИИНМ» для верификации расчётных кодов и обоснования безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом.

*Г.В. Шевляков, С.С. Сагалов, И.Н. Волкова,  
Ю.Д. Гончаренко, П.А. Ильин*

## ИССЛЕДОВАНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ОБЛУЧЁННЫХ ТВЭЛОВ

В рамках проведённых работ по подтверждению ремонтпригодности сборки ТВС-Квадрат были проведены исследования по обоснованию надёжности сварных соединений твэлов. Механические свойства сварных соединений исследовали на твэлах реактора ВВЭР-1000, отработавших в составе тепловыделяющих сборок ТВС-2М и ТВСА-АЛЬФА в течение одного, трёх и четырёх топливных циклов.

<sup>50</sup> ГОСТ 28830-90 «Соединения паянные. Методы испытания на растяжение и длительную прочность». — М.: ИПК «Издательство стандартов», 2005. — 9 с. — Прим. ред.

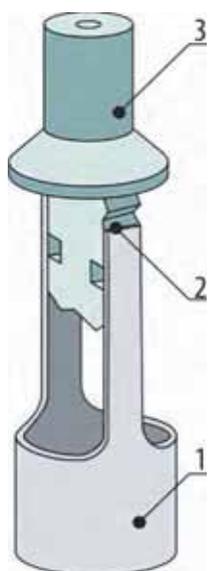


Рис. 2.8. Вид образца для механических испытаний сварного соединения: 1 — оболочка твэла; 2 — сварной шов; 3 — заглушка;

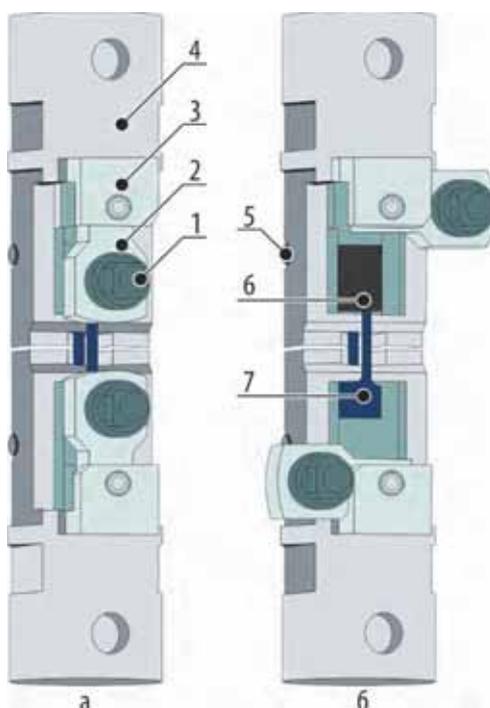


Рис. 2.9. Вид оснастки для испытаний образцов сварного соединения в устройстве «Цвик Зед<sup>51</sup> 010» с закрытыми заслонками (а) и с открытыми заслонками (б): 1 — винт; 2 — заслонка; 3 — обойма; 4 — вкладыш; 5 — стержень; 6 — втулка центрирующая; 7 — образец

Для обоснования надёжности сварных соединений были проведены механические испытания образцов, содержащих верхнюю и нижнюю заглушки твэлов. Образец для механических испытаний представлял собой двойной сегментный (продольный) образец, содержащий сварное соединение на рабочей части. В ГОСТе 28830-90<sup>50</sup> предлагаются аналогичные образцы. Особенностью данных образцов является различие форм заглушек в разных твэлах, а также различные значения максимального диаметра заглушек и диаметра оболочек твэлов. На рис. 2.8 показан вид двойного сегментного образца для механических испытаний с одним из видов заглушек.

Выбранный вид двойного сегментного образца для механических испытаний предполагает прорезание графитовым электродом на электроэрозионной установке части оболочки твэла, содержащей заглушку вместе со сварным соединением. Как при вырезке двойных сегментных образцов, так и при их механических испытаниях необходимо было добиться симметричности обеих концевых частей образца. С целью получения симметричной формы образца (как при его вырезке, так и при проведении испытаний) были изготовлены специальные втулки под каждый вид заглушек, которые имели наружный диаметр 9,1 мм, соответствующий наружному диаметру оболочки твэлов. Внутренняя поверхность каждой втулки соответствовала своей заглушке.

Для проведения испытаний двойных сегментных образцов была изготовлена специальная оснастка (рис. 2.9). Механические испытания образцов сварных соединений проводили на универсальной испытательной машине Цвик Зед 010 при комнатной температуре и температуре 330 °С. Скорость рабочего хода активной траверсы при испытании образцов составляла 1 мм/мин. Перед испытанием измеряли ширину рабочей части двойных сегментных образцов и выполняли их фотографирование. После проведения испытаний разрушенные части образцов также фотографировали. На рис. 2.10 приведены изображения двойных сегментных образцов, содержащих на рабочей части сварное соединение с центрирующей втулкой на заглушках твэлов. На изображениях видно разрушение образцов при растяжении по оболочке твэлов. Внешний вид образцов после испытаний, а также диаграммы

<sup>51</sup>Zwick Z 010, здесь и далее. — Прим. ред.

испытаний (рис. 2.11) соответствовали пластичному механизму разрушения, а механические свойства сварных соединений — свойствам оболочек соответствующих ТВЭлов.

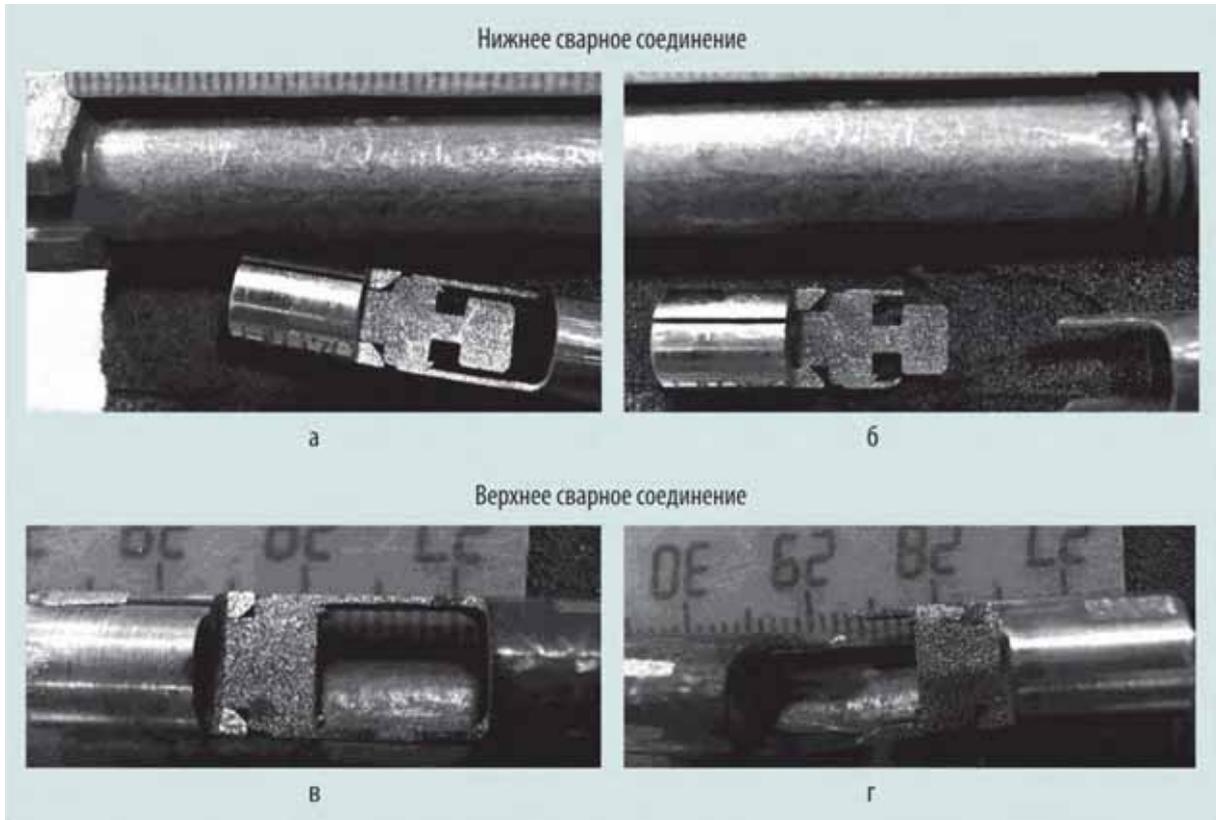
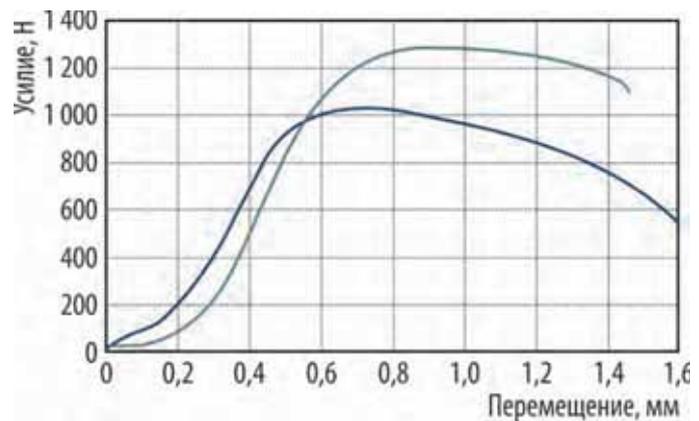


Рис. 2.10. Вид сегментных образцов нижнего и верхнего сварного соединения до (а), (в) и после (б), (г) испытаний соответственно

Рис. 2.11. Диаграмма испытаний на разрыв сварного соединения оболочки и заглушки одного из ТВЭлов:  
 — нижнее сварное соединение (температура 20 °С);  
 — верхнее сварное соединение (температура 330 °С)



Результаты исследований будут использованы при обосновании безопасности применения ядерного топлива для атомных электростанций с реакторами PWR.

Ю.Д. Гончаренко, Е.В. Чертопятов, А.И. Плотников

## ИССЛЕДОВАНИЕ УПРУГИХ ХАРАКТЕРИСТИК ВНУТРИТВЭЛЬНЫХ ПРУЖИННЫХ ФИКСАТОРОВ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В ходе работ по подтверждению ремонтпригодности сборки ТВС-Квадрат были проведены испытания пружинных фиксаторов твэлов на сжатие при температуре 20 и 330 °С. Исследования упругих характеристик внутритвэльных пружинных фиксаторов были проведены на твэлах реактора ВВЭР-1000, отработавших в составе тепловыделяющих сборок ТВС-2М и ТВСА-АЛЬФА в течение одного, трёх и четырёх топливных циклов. В качестве образцов при проведении испытаний была использована компенсирующая часть пружинного фиксатора (рис. 2.12). Для реализации возможности сжатия пружины при движении захватов на универсальной испытательной машине в направлении растяжения была разработана специальная оснастка (рис. 2.13).



Рис. 2.12. Схема измерения длины компенсирующей части пружинного фиксатора

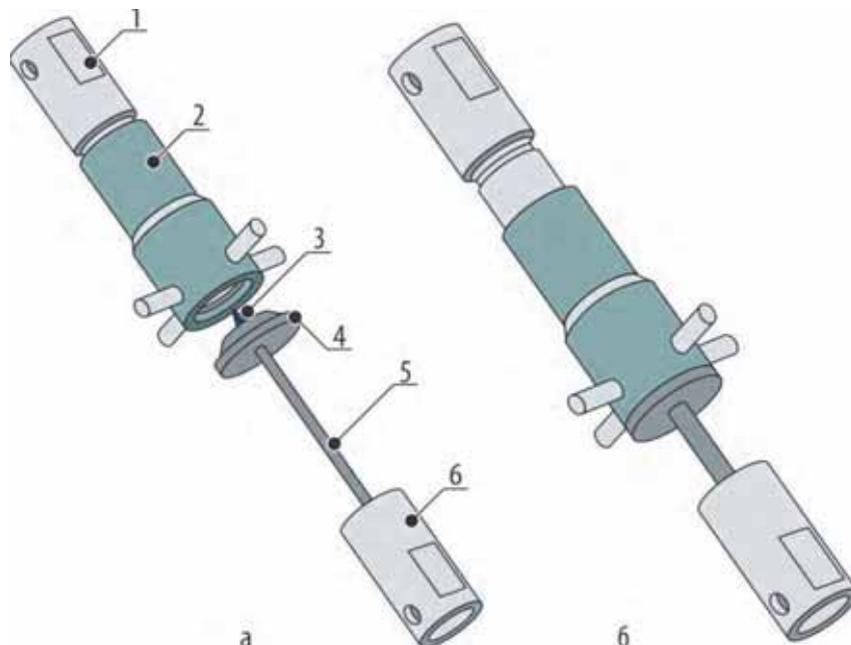


Рис. 2.13. Вид оснастки до начала испытаний (а) и после соприкосновения витков пружинного фиксатора (б):  
1 — тяга верхняя; 2 — гайка;  
3 — шток; 4 — шайба;  
5 — пружинный фиксатор;  
6 — тяга нижняя

Испытания пружинного фиксатора на сжатие были проведены на универсальной испытательной машине Цвик Зед 010. Порядок проведения испытаний на сжатие пружины:

- ◆ установка пружины на нижней промежуточной тяге со штоком для центровки пружины во время сжатия;
- ◆ центрирование и фиксирование тяги с пружиной на нижней тяге машины;

- ◆ предварительное сжатие пружины на 15–20 мм до усилия, равного 16–18 Н, с помощью специальной гайки на верхней тяге;
- ◆ сжатие пружины со скоростью 5 мм/мин, с записью диаграммы сжатия (рис. 2.14) до соприкосновения витков; контроль данного процесса программой испытания с ограничением по нагрузке.

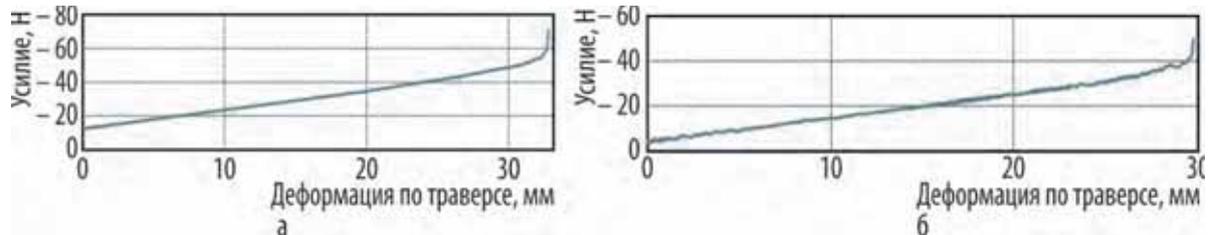


Рис. 2.14. Диаграммы сжатия пружинных фиксаторов при температуре 20 (а) и 330 °С (б)

При комнатной температуре для твэлов сборок ТВСА-АЛЬФА и ТВС-2М жёсткость пружинных фиксаторов составляла 1,32–1,33 и 1,12–1,23 Н/мм соответственно; при температуре 330 °С жёсткость пружинных фиксаторов равна 1,53–1,68 и 1,01–1,06 Н/мм соответственно.

Ю.Д. Гончаренко, И.Н. Шагвалиев, Е.В. Чертопятов

## ОСОБЕННОСТИ ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ НОВОЙ КОНСТРУКЦИИ ТВСА-12 РЕАКТОРА ВВЭР-1000

В процессе эксплуатации происходит изменение геометрических параметров тепловыделяющих сборок, обусловленное деформированием их элементов конструкции под действием осевой сжимающей силы от блока защитных труб, весовой и гидравлической осевых нагрузок, поперечных сил воздействия соседних сборок, а также термомеханических нагрузок в неоднородных полях температуры и нейтронного потока. Геометрическая стабильность тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000, оцениваемая по способности сохранять при эксплуатации основные геометрические параметры в допустимых пределах, во многом зависит от конструктивных особенностей каркаса: количества дистанционирующих решёток, количества и расположения опорных втулок, устанавливаемых на направляющих каналах над или под полем ячеек решёток.

Опыт эксплуатации на первом блоке Калининской атомной электростанции тепловыделяющих сборок ТВСА-АЛЬФА выявил их недостаточную геометрическую стабильность. Результаты послереакторных исследований таких сборок показали повышенные значения прогиба как самой тепловыделяющей сборки, так и прогиба её каркасных уголков в пролётах между дистанционирующими решётками. В сборке ТВСА-АЛЬФА количество их было уменьшено с пятнадцати (для ТВСА базовой конструкции) до восьми. Сборка ТВСА-АЛЬФА

разрабатывалась как прототип тепловыделяющей сборки для атомной электростанции «Темелин» и проходила на Калининской атомной электростанции опытно-промышленную эксплуатацию.

С 2011 года на первом блоке Калининской атомной электростанции эксплуатируется тепловыделяющая сборка новой конструкции ТВСА-12 с увеличенной жёсткостью каркаса, особенностью которого является увеличенное до двенадцати количество дистанционирующих решёток (при сохранении высоты их поля ячеек, равной 35 мм) и иное по сравнению со сборкой ТВСА-АЛЬФА расположение опорных втулок на направляющих каналах (табл. 2.4).

Таблица 2.4

#### Особенности конструкций каркаса тепловыделяющих сборок ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-12

| Тепловыделяющая сборка | Количество дистанционирующих решёток | Расположение опорных втулок         |
|------------------------|--------------------------------------|-------------------------------------|
| ТВСА-АЛЬФА             | 8                                    | Под решёткой ДР1 и над решёткой ДР2 |
| ТВСА-12                | 12                                   | Под и над решёткой ДР1              |

В 2019 году в материаловедческом комплексе АО «ГНЦ НИИАР» с целью подтверждения проектных характеристик тепловыделяющей сборки новой конструкции были проведены послереакторные исследования сборки ТВСА-12 № СД03331, отработавшей в течение четырёх топливных кампаний до выгорания топлива 49 МВт·сут/кг урана. Основные результаты контроля геометрических параметров этой сборки приведены на рис. 2.15–2.22.

Размер «под ключ», измеренный по ободу дистанционирующих решёток, находится в пределах 232,0–234,4 мм и не превышает его максимального значения (по рабочей конструкторской документации) 235,1 мм (см. рис. 2.15). Наблюдается характерное для сборки с уголковым каркасом изменение размера «под ключ» по высоте обода дистанционирующей решётки, свидетельствующее о прогибе их поля ячеек. На решётках ДР2 — ДР11, на которых опорные втулки отсутствуют, размер «под ключ» с ростом высотной координаты увеличивается. На решётке ДР12, перемещение поля ячеек которой ограничено сверху буртом гильзы направляющего канала, размер «под ключ» с ростом высотной координаты уменьшается. Профиль изменения размера «под ключ» по ободу решётки ДР1, на которой опорные втулки расположены и снизу и сверху, имеет выпуклый характер (см. рис. 2.16).

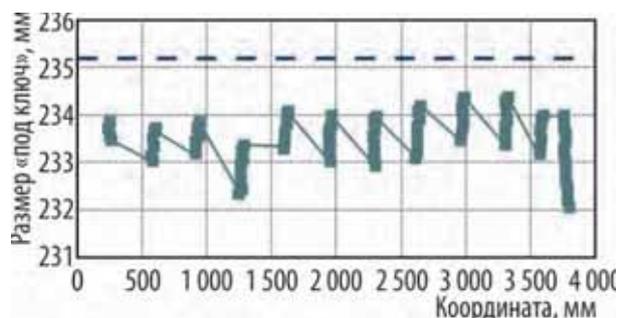


Рис. 2.15. Размер «под ключ», измеренный по местоположению дистанционирующей решётки для одной пары граней

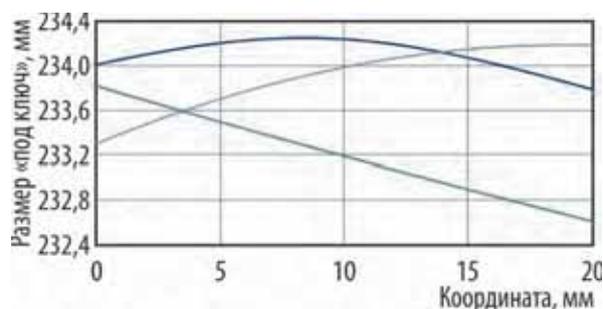


Рис. 2.16. Изменение размера «под ключ» по высоте обода решёток ДР1 (—), ДР5 (—) и ДР12 (—)

В сборке ТВСА-12, также как в других типах тепловыделяющей альтернативной сборки, имеет место прогиб каркасных уголков в пролётах между дистанционирующими решётками. Прогиб наблюдается на всех шести уголках, причём для двух противоположных уголков он изменяется преимущественно в противофазе (см. рис. 2.17). Максимальное значение прогиба уголка, направленное к пучку твэлов, в сборке ТВСА-12 не превышало 0,8 мм.

Стрела прогиба сборки ТВСА-12 составила 8,4 мм; форма прогиба — S-образная, модуль прогиба имеет двугорбую форму (см. рис. 2.18). Максимальное значение модуля угла скручивания не превышает 0,5 град (см. рис. 2.19). Изгибная жёсткость, измеренная по решётке ДР6, для сборки составила  $7,3 \cdot 10^4$  Н/м, для каркаса —  $6,0 \cdot 10^4$  Н/м.

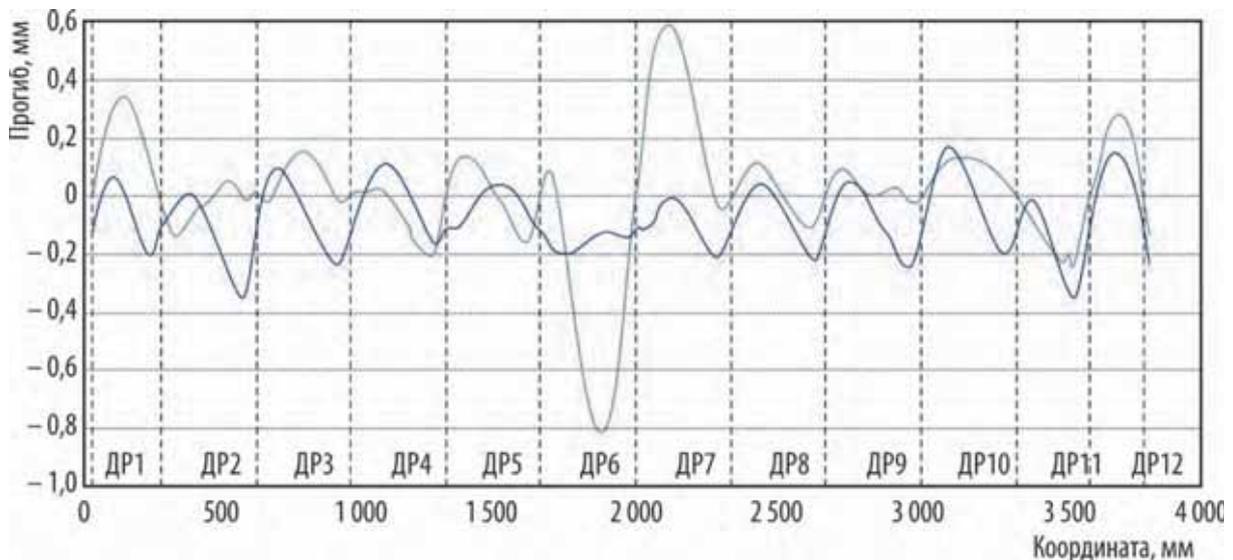


Рис. 2.17. Прогиб двух противоположных уголков в пролёте между дистанционирующими решётками

Сравнение результатов послереакторных исследований сборки ТВСА-12 № СД03331 с данными, полученными для ранее исследованныхборок ТВСА-АЛЬФА, показало следующее. Изгибная жёсткость сборки ТВСА-12 в 1,2–1,5 раза выше, чемборок ТВСА-АЛЬФА (см.рис. 2.20). Прогиб сборки ТВСА-12 в 1,2–1,9 раза меньше, чемборок ТВСА-АЛЬФА (см.рис. 2.21). Изгиб каркасных уголков сборки ТВСА-12 меньше, чемборок ТВСА-АЛЬФА примерно в 1,7 раза (см. рис. 2.22).

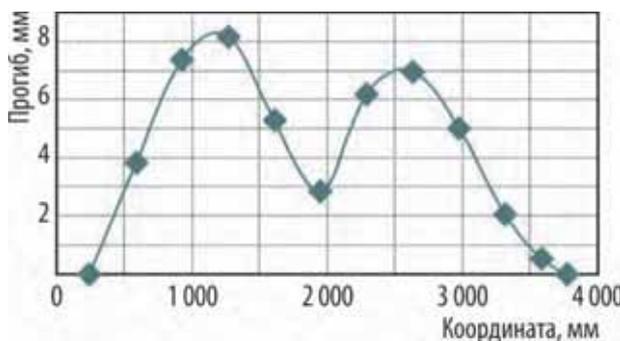


Рис. 2.18. Модуль прогиба тепловыделяющей сборки

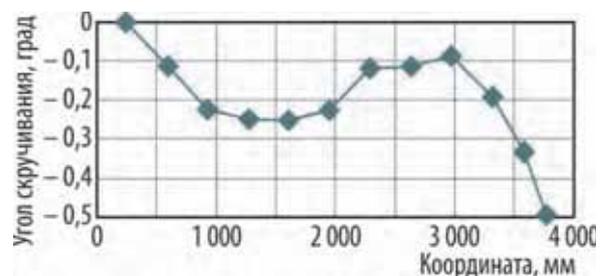


Рис. 2.19. Изменение угла скручивания по высоте тепловыделяющей сборки

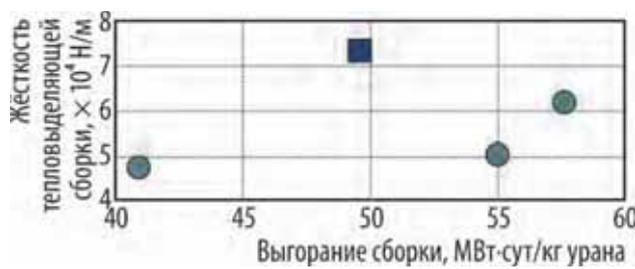


Рис. 2.20. Изгибная жёсткость сборок ТВСА-12 (■) и ТВСА-АЛЬФА (●)

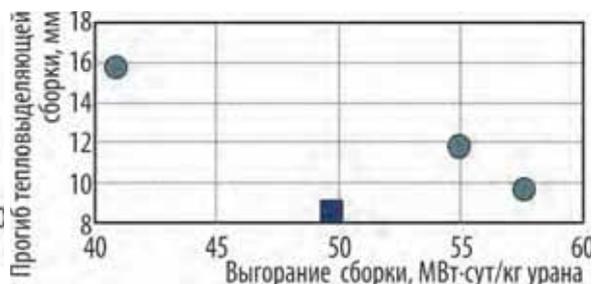


Рис. 2.21. Прогиб сборок ТВСА-12 (■) и ТВСА-АЛЬФА (●)

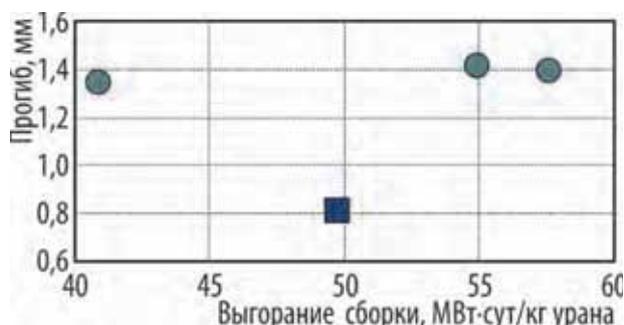


Рис. 2.22. Максимальный прогиб каркасных уголков в пролётах между решётками сборок ТВСА-12 (■) и ТВСА-АЛЬФА (●)

Таким образом, результаты послереакторных исследований тепловыделяющей сборки (реактора ВВЭР-1000) новой конструкции ТВСА-12 № СД03331, отработавшей в течение четырёх топливных кампаний до выгорания топлива 49 МВт-сут/кг урана на первом блоке Калининской атомной электростанции, подтвердили её увеличенную жёсткость и повышенную геометрическую стабильность по сравнению со сборками ТВСА-АЛЬФА.

О.Г. Сидоренко, В.А. Жителев, Г.В. Шевляков

## ИССЛЕДОВАНИЕ НЕРАЗРУШАЮЩИМИ МЕТОДАМИ ТВЭЛОВ СБОРКИ ТВСА-12, ОТРАБОТАВШЕЙ НА ПЕРВОМ БЛОКЕ КАЛИНИНСКОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В 2019 году в АО «ГНЦ НИИАР» были проведены послереакторные исследования тепловыделяющей сборки новой конструкции ТВСА-12, отработавшей четыре кампании на первом блоке Калининской АЭС до среднего выгорания топлива 49,71 МВт-сут/кг урана. Тепловыделяющая сборка имела каркас с двенадцатью дистанционирующими решётками и была укомплектована твэлами с утонённой оболочкой из сплава Э110 о. ч. на основе циркониевой губки и таблетками диаметром 7,8 мм без центрального отверстия. Ранее твэлами такой конструкции оснащали только сборки ТВСА-АЛЬФА, в каркасе которых использовали восемь дистанционирующих решёток. Среди целей исследования можно выделить получение экспериментальных данных для обоснования работоспособности твэлов,

отработавших до выгорания топлива 46,04–52,65 МВт-сут/кг урана, и сравнение с аналогичными параметрами для твэлов сборки ТВСА-АЛЬФА.

Как показали результаты измерения геометрических параметров, среднее удлинение (19,1 мм) твэлов сборки ТВСА-12 примерно на 2 мм меньше, чем твэлов сборок ТВСА-АЛЬФА с таким же выгоранием топлива (рис. 2.23). Значение средней обратной деформации оболочек (деформации ползучести, вызванной давлением со стороны распухающего топлива) твэлов сборки ТВСА-12 примерно такое же, как и в твэлах сборки ТВСА-АЛЬФА (рис. 2.24).

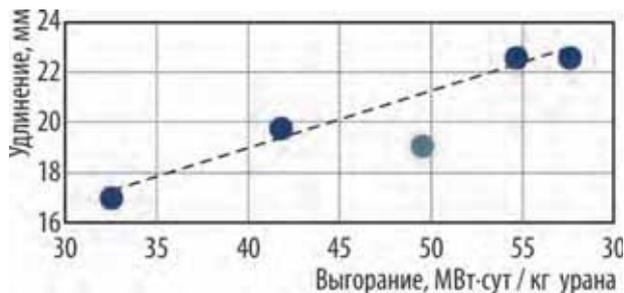


Рис. 2.23. Изменение среднего удлинения твэлов сборок ТВСА-12 (●) и ТВСА-АЛЬФА (●) в зависимости от среднего выгорания топлива

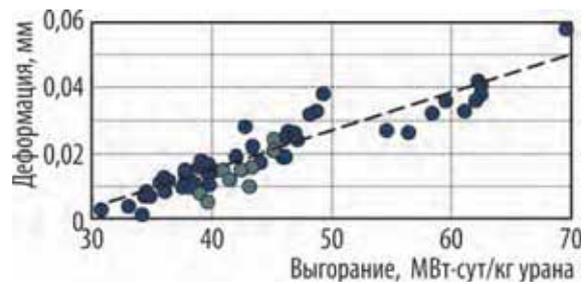


Рис. 2.24. Изменение средней обратной деформации оболочек твэлов сборок ТВСА-12 (●) и ТВСА-АЛЬФА (●) в зависимости от выгорания топлива

Результаты гамма-сканирования не выявили каких-либо аномалий в распределении продуктов деления по длине твэлов сборки ТВСА-12. Миграция летучих продуктов деления (цезий-137 и цезий-134) отсутствовала (рис. 2.25). Следовательно, температура топлива не достигала значения, при котором можно было бы наблюдать газовое распухание топлива и связанное с ним дополнительное деформирование оболочки.

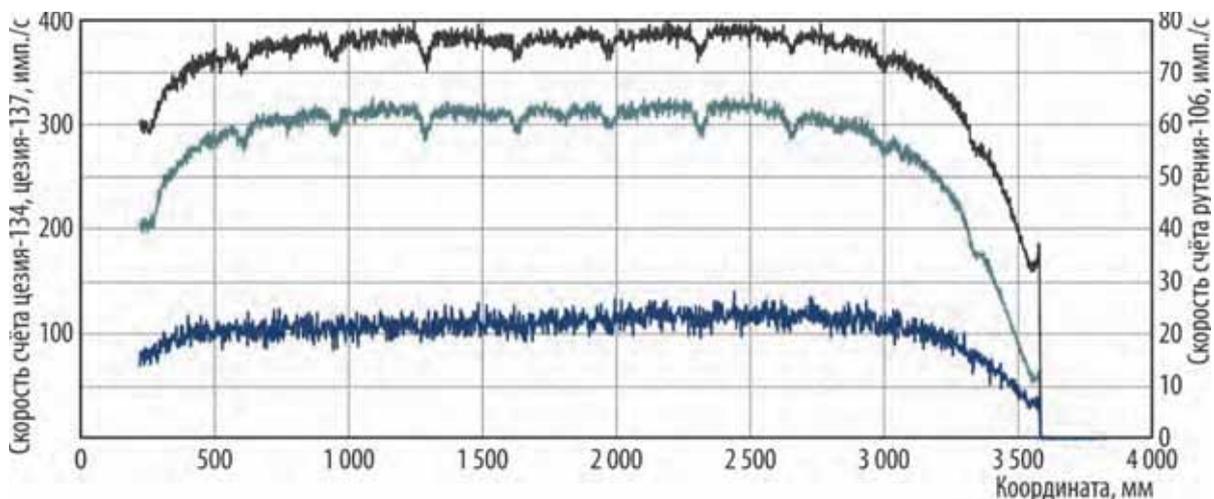


Рис. 2.25. Распределение продуктов деления цезия-137 (—), цезия-134 (—) и рутения-106 (—) по длине твэла с максимальным выгоранием топлива сборки ТВСА-12

По результатам измерения толщины оксидной плёнки вихретоковым методом коррозионное состояние оболочек твэлов сборок ТВСА-12 и ТВСА-АЛЬФА существенно не отличается. Толщина оксидной плёнки увеличивается с ростом высотной координаты и достигает максимального значения, равного 10–12 мкм, на участке с координатами 3 000–3 500 мм (рис. 2.26). Средние по длине твэлов значения толщины оксидной плёнки для твэлов ТВСА-12 и ТВСА-АЛЬФА при сравнимых выгораниях топлива примерно совпадают (рис. 2.27).

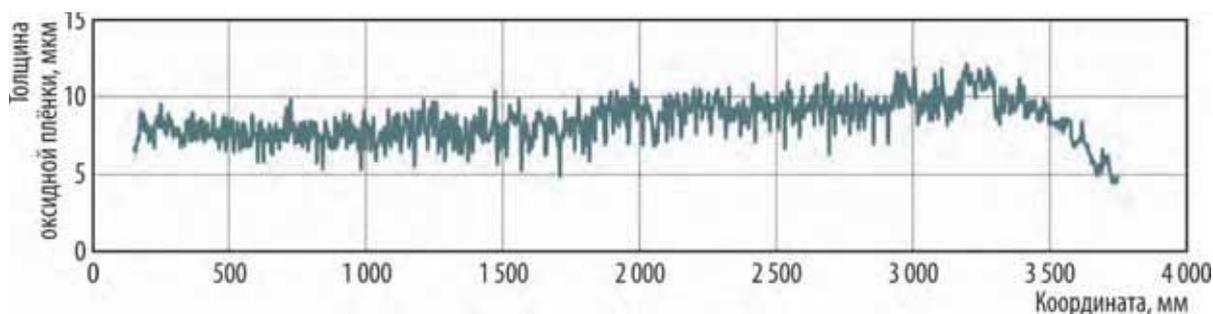


Рис. 2.26. Изменение толщины оксидной плёнки по длине твэла с максимальным выгоранием топлива сборки ТВСА-12

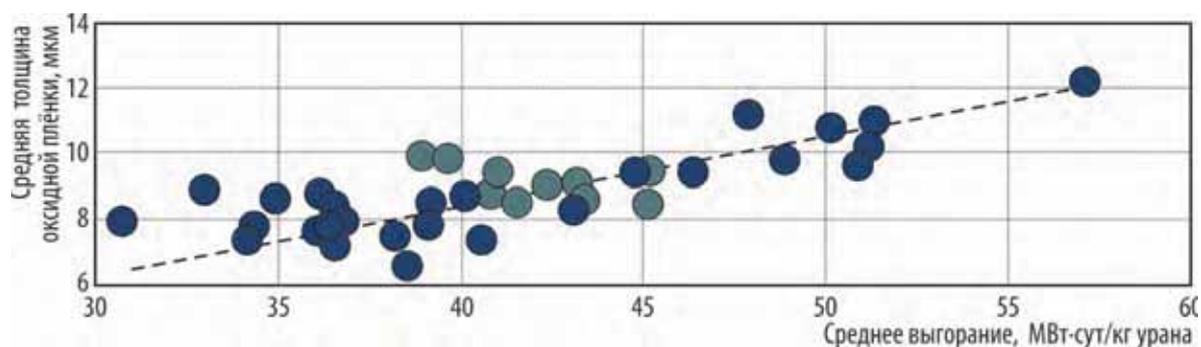


Рис. 2.27. Изменение средней толщины оксидной плёнки в зависимости от выгорания топлива для твэлов сборок ТВСА-12 (●) и ТВСА-АЛЬФА (●)

Таким образом, результаты неразрушающих исследований показали, что по основным параметрам формоизменения и коррозионного состояния оболочек твэлы сборки ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-12 существенно не отличаются. Меньшее удлинение твэлов сборки ТВСА-12 можно объяснить повышенным сопротивлением в узлах контактов твэлов с пуклёвками ячеек дистанционирующих решёток, обусловленным их увеличенным количеством в данной сборке.

*А.А. Боков, А.В. Строжук, С.С. Сагалов*

## ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СБОРОК ЭТВС-9 И ЭТВС-10 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600

В соответствии с комплексной программой расчётно-экспериментального обоснования плотного топлива для реакторов на быстрых нейтронах проведены послереакторные исследования испытанных в реакторе БН-600 экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 (табл. 2.5). Каждая сборка содержала 61 твэл со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом. Оболочки твэлов сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 были изготовлены из сталей марок 16Х12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш)<sup>52</sup> и 07Х16Н19М2Г2БТР-ИД (ЭК164-ИД)<sup>53</sup> соответственно. Конструктив-

<sup>52</sup> 16Х12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш) — ферритно-мартенситная сталь для изготовления особо тонкостенных труб; прутков со специальной отделкой поверхности диаметром 6–14 мм; деталей техники специального назначения. — Прим. ред.

<sup>53</sup> 07Х16Н19М2Г2БТР-ИД (ЭК164-ИД) — коррозионно-стойкая жаропрочная аустенитного класса сталь, применяемая для производства круглой (диаметром 1,05 мм) и овальной (0,6х1,3 мм) проволоки, используемой для изготовления твэлов и других элементов в объектах атомной энергетики, работающих в среде жидких щелочных металлов. — Прим. ред.

ное исполнение твэла сборки ЭТВС-9 (диаметр оболочки  $9,7 \times 0,5$  мм, высота топливного сердечника 1 100 мм; торцевые зоны воспроизводства отсутствуют) соответствует проекту штатного твэла реактора БРЕСТ-ОД-300, а твэла сборки ЭТВС-10 (диаметр оболочки  $9,3 \times 0,5$  мм, высота топливного сердечника 830 мм; имеется стальной экран) — проекту твэла реактора БН-1200.

Таблица 2.5

### Основные эксплуатационные параметры экспериментальных тепловыделяющих сборок

| Параметр  | Сборка |         |
|---|--------|---------|
|   | ЭТВС-9 | ЭТВС-10 |
| Максимальная повреждающая доза в оболочке твэла, сна  | 49,2   | 74,0    |
| Максимальное (локальное) выгорание топлива, % т. а.   | 4,0    | 6,0     |
| Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м   | 40,3   | 46,3    |
| Максимальная температура внутренней поверхности оболочки с учётом неопределённости исходных параметров*, °С | 630    | 678     |
| Наработка, эфф. сут   | 591,3  | 750,9   |

\* Параметр, принимаемый в расчёт.

Все твэлы экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 в процессе эксплуатации сохранили герметичность. Среднее увеличение длины исследованных твэлов по сравнению с номинальным значением составило 1,8 и 5,2 мм соответственно.

Изменение диаметра по длине твэлов характеризуется чередованием пиков и впадин большой амплитуды с периодом, равным шагу — 100 мм — для внешнего ряда пучка твэлов или половине шага — для твэлов внутренних рядов навивки дистанционирующей проволоки. На профилограммах твэлов сборки ЭТВС-10 на участке топливного сердечника наблюдаются периодические пики и впадины малой амплитуды с периодом, равным высоте таблетки примерно 10 мм (рис. 2.28).

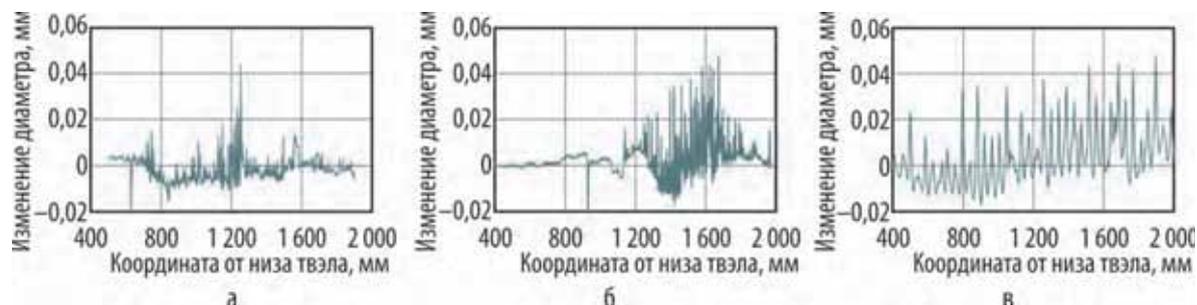


Рис. 2.28. Изменение среднего диаметра по длине твэлов сборок ЭТВС-9 (а) и ЭТВС-10 (б, в)

Результаты гамма-сканирования (рис. 2.29) свидетельствуют о равномерном аксиальном распределении плутония в твэлах со смешанным нитридным ураноплутониевым топливом и об отсутствии крупных металлических включений из продуктов деления. Температура топлива была недостаточной для миграции твёрдых продуктов деления.

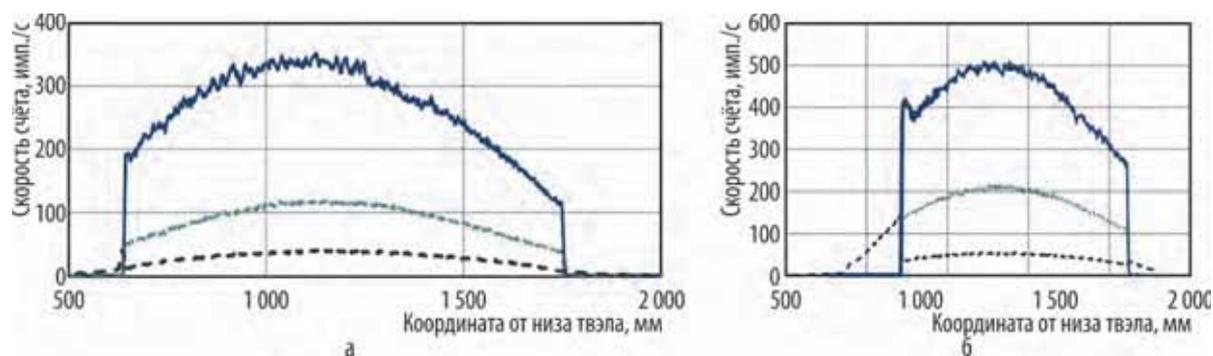


Рис. 2.29. Распределение продуктов деления топлива: цезия-137 (—), плутония-239 (---) и активации: марганца-54 (····) конструкционных материалов по длине твэлов сборок ЭТВС-9 (а) и ЭТВС-10 (б)

Для сборки ЭТВС-9 зазор между топливом и оболочкой в холодном состоянии находится в пределах 80–170 мкм. В центральных сечениях твэлов сборки ЭТВС-10 зазор между топливом и оболочкой в холодном состоянии исчерпан. Микроструктура топлива сборки ЭТВС-9 различается в зависимости от партии изготовления таблеток Р0219 (рис. 2.30, а) и Р0277 (см. рис. 2.30, б) твэлов № 38 и 11 соответственно и характеризуется наличием пор технологического происхождения и пор, сформировавшихся в процессе облучения.

Коррозионное повреждение оболочки локализовано на небольших участках по периметру её внутренней поверхности и не превышает 150 и 50 мкм для твэлов сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 соответственно (рис. 2.31).

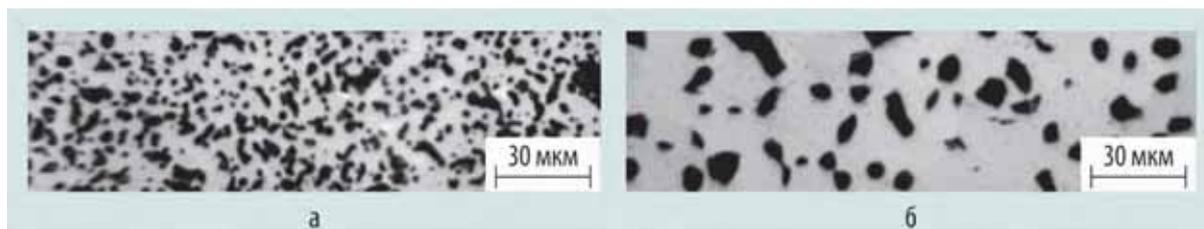


Рис. 2.30. Состояние микроструктуры топлива различных партий изготовления таблеток после облучения в твэлах сборки ЭТВС-9

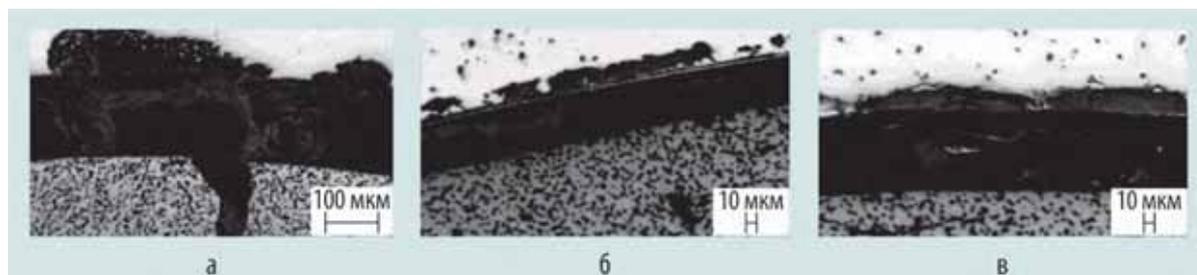


Рис. 2.31. Типичные виды коррозии внутренней поверхности оболочек твэлов сборок ЭТВС-9 (а) и ЭТВС-10 (б–в)

Методом электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа получены карты распределения компонентов топлива и продуктов деления вдоль радиуса топливной таблетки. Компоненты топлива и продукты деления в твэлах распределены в основном равномерно. Лишь для твэлов сборки ЭТВС-10 в сечении максимального выгорания отмечен выход цезия и ксенона из матрицы топлива в центре топливной таблетки (рис. 2.32).

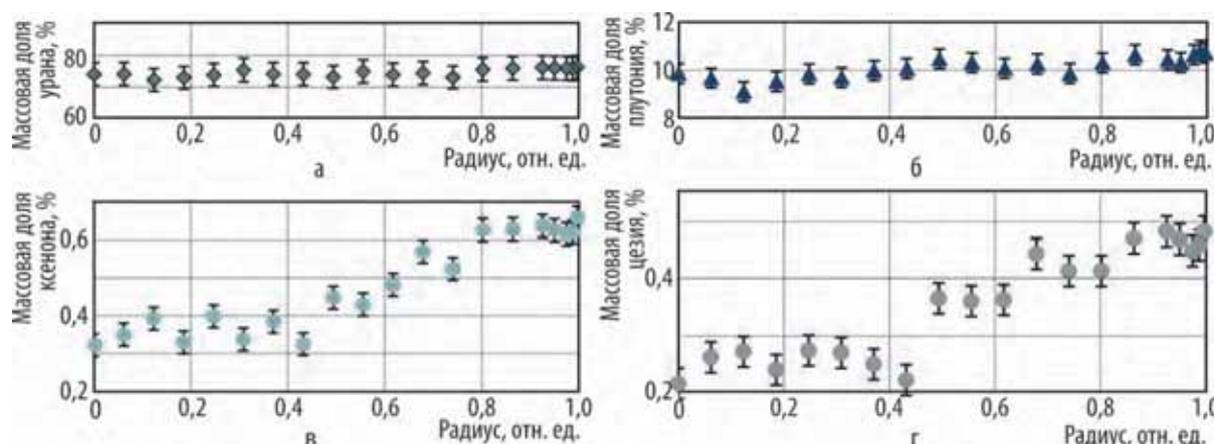


Рис. 2.32. Распределение компонентов топлива (а, б) и продуктов деления (в, г) вдоль радиуса топливной таблетки сборки ЭТВС-10 в сечении максимального выгорания твэла № 47

Выявленные особенности состояния топлива и оболочек не повлияли на работоспособность твэлов при достигнутых параметрах эксплуатации. Ресурс твэлов экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 не исчерпан.

*П.И. Гринь, О.Н. Никитин, А.В. Беляева*

## МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОПЫТНОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В ПЕТЛЕВЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА МИР

В рамках разработки проектов активных зон реакторов малой атомной энергетики проведены послереакторные исследования опытной сборки 14-10-8<sup>54</sup>. Сборки подобного типа разработаны на основе опыта создания транспортных активных зон и традиционно относятся к этому типу элементов ядерных энергетических установок. В последние годы они проходят период совершенствования, поиска наиболее перспективных элементов, их конструкций, а также режимов эксплуатации.

Из всех петлевых тепловыделяющих сборок данная исследованная сборка существенно выделяется разнообразием вариантов твэлов, наличием стержней выгорающих поглотителей, технологией изготовления изделий и оболочек из сплава 42ХНМ<sup>55</sup>. Её испытания также, как и других тепловыделяющих сборок данного направления, проведены в петлевых каналах реактора МИР. В ходе облучения решали задачи по поддержанию требуемых тепло- и нейтронно-физических условий, по достижению заданных уровней выгорания и режимов теплоотдачи.

С учётом экспериментального подтверждения работоспособности элементов в процессе реакторных испытаний последующие материаловедческие исследования опытной сборки 14-10-8 включали осмотр и оценку состояния элементов, измерение геометрических размеров, гамма-сканирование твэлов, исследования всех элементов с применением методов структурного анализа (металлографии, электронной микроскопии, рентгеноспектрального микроанализа и газовой экстракции), измерения величин и характеристик физико-механических свойств. Учитывая уникальность этой тепловыделяющей сборки на данном этапе проработки проекта и большое число вариантов изучаемых компонентов, к исследованиям предъявляли повышенные требования по содержанию и объёму, а также по оформлению в отчётных документах полученных результатов, их достоверности, корректности и информативности.

Результаты послереакторных исследований свидетельствуют, что тепловыделяющая сборка и все её элементы находятся в удовлетворительном состоянии (рис. 2.33) и их ресурс не исчерпан после завершения облучения в реакторе МИР. Твэлы и стержни выгорающих поглотителей сохранили герметичность, что установлено в ходе реакторных испытаний и подтверждено в процессе последующих исследований.

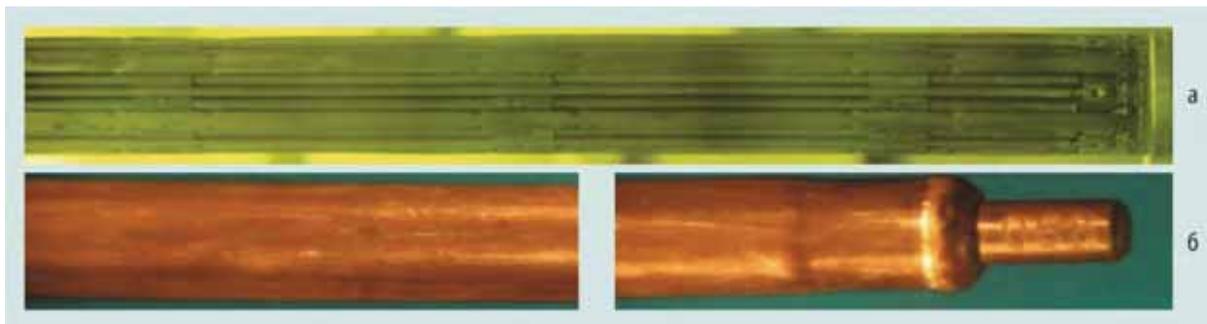


Рис. 2.33. Участки пучка элементов (а) и твэлов сборки (б)

Полученные при гамма-сканировании твэлов распределения всех изотопов имеют равномерный характер и не содержат каких-либо аномалий (рис. 2.34). Максимальное выгорание наблюдается в центральной части твэлов. Увеличение геометрических размеров элементов в результате испытаний было невысоким и соответствовало достигнутым параметрам облучения. Максимальное увеличение диаметра твэлов с наибольшим выгоранием составило 1,7 %; максимальное распухание твэлов и топливного сердечника в пересчёте на накопление осколков деления, равное 1 г оск./см<sup>3</sup>, не превысило 10 и 11 % соответственно.

<sup>54</sup> Условное обозначение разрабатываемого проекта. — Прим. авт.

<sup>55</sup> 42ХНМ — сплав применяется для изготовления изделий специального назначения; особо тонкостенных труб. — Прим. ред.

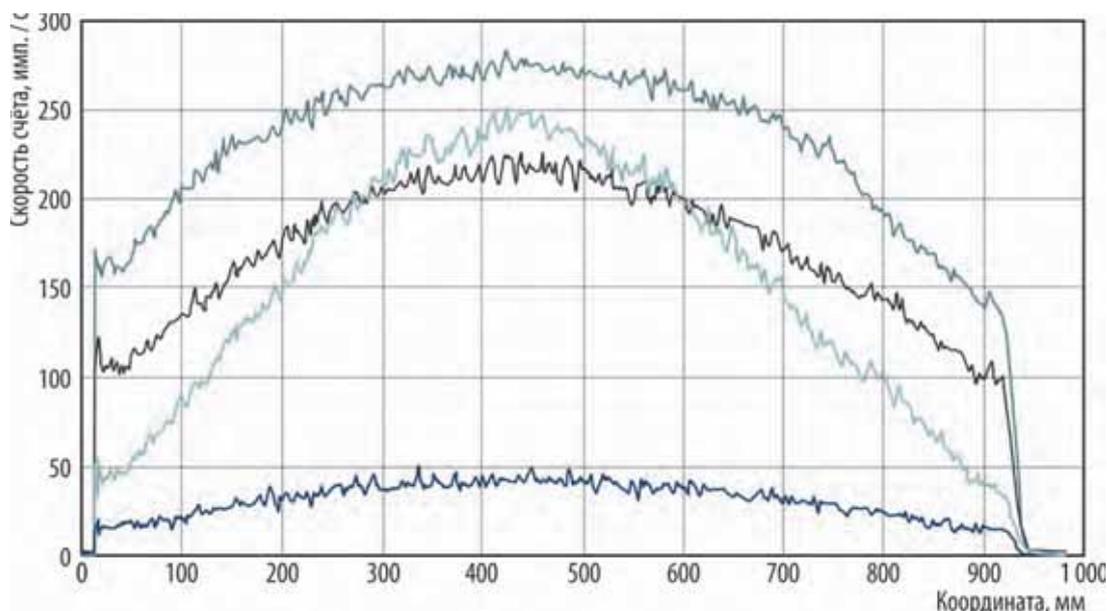


Рис. 2.34. Распределение продуктов деления: рутения-106 (—), цезия-137 (—), цезия-134 (—), циркония-95 (—) в твэле первого ряда сборки

В топливном сердечнике сохранилась дисперсионная структура, близкая к исходной, что соответствует достигнутому выгоранию. Толщина диффузионного слоя между сердечником и оболочкой несколько выше, чем в твэлах ранее исследованных сборок, однако отслоение оболочки от сердечника незначительное, что может означать удовлетворительный контакт между ними (рис. 2.35).

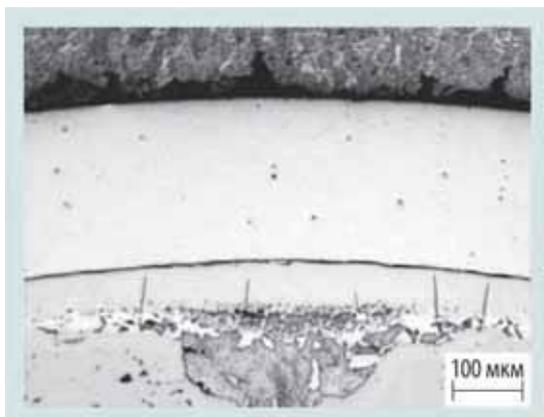


Рис. 2.35. Микроструктура сердечника на границе с оболочкой

К важным результатам исследований следует отнести данные испытаний, свидетельствующие о высоком уровне механических свойств оболочечного материала 42ХНМ.

Результаты проведенных исследований сборки имеют большое значение не только для выявления оптимальных технических решений (по конструкции, материалам), но и для подтверждения ресурсных характеристик намеченных вариантов изделий.

В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, Илгиз Ф. Гильмутдинов, К.В. Борисов, И.В. Кудрина

## РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТРУБНОГО ПУЧКА ВОЗДУШНОГО ТЕПЛООБМЕННИКА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БОР-60

Воздушный теплообменник системы расхолаживания реакторной установки БОР-60, предназначенный для отвода тепла при плановых и аварийных остановках реактора, установлен

в схеме второго контура и постоянно подключён к одной из его петель. Наиболее напряжённым элементом конструкции воздушного теплообменника является змеевик. Теплообменные трубки его работают в условиях воздействия разных сред (воздуха и жидкометаллического натрия — с наружной и внутренней стороны соответственно), а также различного термического напряжения. Изготовлены трубки из низкоуглеродистой аустенитной стали марки 0X18H10<sup>56</sup>. В составе реакторной установки БОР-60 воздушный теплообменник эксплуатируется с декабря 1969 года.

Целью данной работы являлась оценка состояния материала теплообменных трубок змеевика воздушного теплообменника после 270 000 ч эксплуатации (при рабочей температуре) для обоснования её безопасности и продления срока службы данных теплообменников реактора БОР-60. Для проведения исследований из змеевика воздушного теплообменника четвертой секции были вырезаны фрагменты трубки из участков вблизи входного и выходного коллекторов с температурой эксплуатации, равной 480 и 320 °С соответственно.

Результаты металлографических исследований показали следующее:

- ♦ структура металла фрагмента трубки змеевика из зоны выходного коллектора (температура эксплуатации 320 °С) соответствует исходной аустенитной структуре и структуре, зафиксированной при исследовании образцов после 185 000 ч эксплуатации (рис. 2.36, а);
- ♦ структура металла змеевика на участке из зоны входного коллектора (температура эксплуатации 480 °С) отличается характерными изменениями, связанными с процессами термического старения металла (см. рис. 2.36, б).

На основании результатов металлографических исследований и результатов атомно-эмиссионного спектрального анализа выявлено науглероживание металла трубки со стороны натриевого теплоносителя, максимальная глубина которого на участке вблизи входного коллектора (температура эксплуатации 480 °С) составляет 40–50 мкм (рис. 2.37).

Изучение кратковременных механических свойств материала змеевика проводили на продольных сегментных образцах, вырезанных из фрагментов теплообменных трубок. Полученные результаты показали, что значения предела прочности при температуре испытания 20 °С образцов теплообменных трубок после 270 000 ч эксплуатации близки к паспортным данным и значениям механических свойств материала после 185 000 ч работы.

Зафиксировано снижение значений предела текучести после испытаний как при температуре 20 °С, так и при значениях рабочей температуры, равных 320 и 480 °С, но не ниже минимальных нормативных значений (ПНАЭ<sup>57</sup> Г-7-002-86). При этом общее относительное удлинение остаётся на достаточно высоком уровне и при всех значениях температуры испытания выше паспортных значений. Результаты сравнительного анализа изменений механиче-

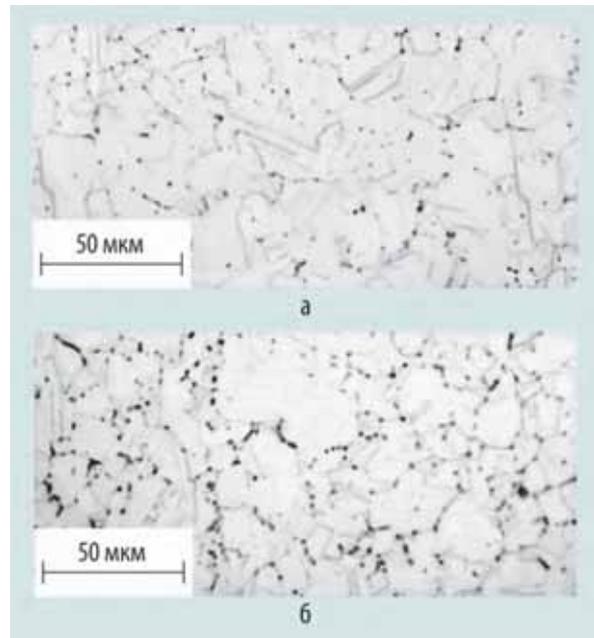


Рис. 2.36. Микроструктура материала теплообменной трубки змеевика, вырезанной из участков выходного (а) и входного коллекторов (б) воздушного теплообменника

<sup>56</sup> 0X18H10 (08X18H10) — сталь коррозионно-стойкая жаропрочная. — Прим. ред.

<sup>57</sup> ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с. — Прим. ред.

ских свойств с минимальными нормативными значениями по ПНАЭ Г-7-002-86 в зависимости от времени эксплуатации приведены в табл. 2.6.

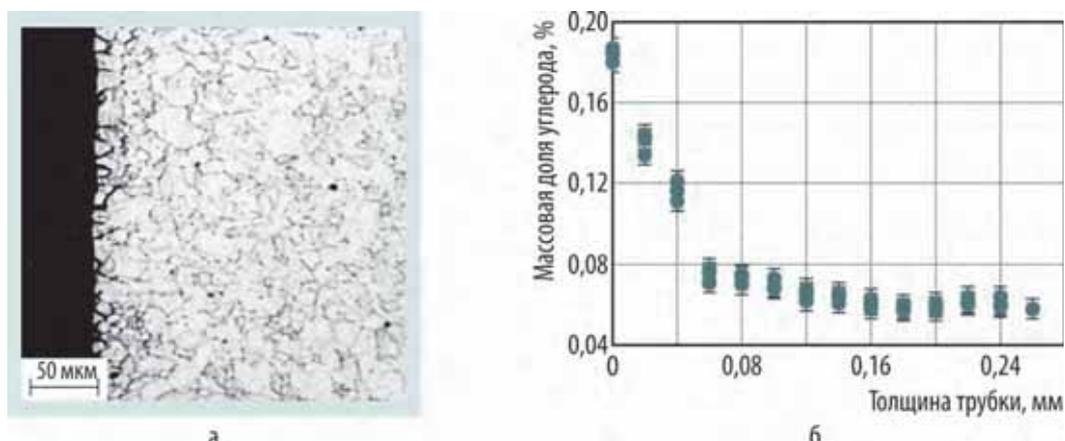


Рис. 2.37. Микроструктура металла (а) и изменение содержания углерода (б) со стороны натриевого теплоносителя по толщине фрагмента теплообменной трубки, вырезанного из участка вблизи входного коллектора

Таблица 2.6

**Результаты сравнительного анализа полученных значений механических характеристик с минимальными нормативными значениями**

| Характеристика механических свойств | Значение характеристик       |                              |                              |  |
|-------------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|--|
|                                     | Исходное (паспортные данные) | После 185 000 ч эксплуатации | После 270 000 ч эксплуатации | Минимальное нормативное значение для стали марки 08X18H10T |
| $R_{p0,2}^{20}$ , МПа               | 340                          | 310                          | 260                          | 196 (20 °С)  |
| $R_{p0,2}^{320}$ , МПа              | 230                          | 220                          | 212                          | 128 (350 °С)   |
| $R_{p0,2}^{480}$ , МПа              | 230                          | 195                          | 150                          | 108 (500 °С)   |
| $R_m^{20}$ , МПа                    | 700                          | 770                          | 733                          | 491 (20 °С)  |
| $R_m^{320}$ , МПа                   | –                            | 540                          | 512                          | 353 (350 °С)   |
| $R_m^{480}$ , МПа                   | –                            | 500                          | 455                          | 289 (500 °С)   |
| $A^{20}$ , %                        | 46–55                        | 52–65                        | 59–67                        | 35   |
| $A^{320}$ , %                       | –                            | 32                           | 37                           | 25   |
| $A^{480}$ , %                       | –                            | 33                           | 33                           | 24   |

Примечание. При температуре испытаний, равной 20, 320, 480 °С:  $R_{p0,2}$ , МПа — предел текучести;  $R_m$ , МПа — предел прочности;  $A$ , % — общее относительное удлинение (в скобках приведены значения температуры испытаний по ПНАЭ Г-7-002-86).

В результате материаловедческих исследований фрагментов трубки змеевика воздушного теплообменника четвертой секции реакторной установки БОР-60 после 270 000 ч эксплуатации при рабочей температуре установлено:

- ♦ состояние материала трубок теплообменника удовлетворительное;
- ♦ значения характеристик механических свойств находятся на уровне выше гарантированных значений, указанных в нормах ПНАЭ Г-7-002-86;
- ♦ полученные данные могут быть использованы для обоснования продления срока службы воздушного теплообменника и других элементов второго контура реакторной установки БОР-60, работающих в идентичных условиях эксплуатации.

Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, А.А. Карсаков, Г.В. Шишалова,  
Л.А. Евсеев, Ю.М. Крашенинников, А.Г. Прохоров

## ПРЕДЕЛЬНАЯ РАСТВОРИМОСТЬ ВОДОРОДА В ЦИРКОНИЕВОМ СПЛАВЕ Э635

Пределная растворимость водорода в циркониевых сплавах, определяющая условия, при которых водород, поглощённый циркониевыми изделиями из теплоносителя, будет находиться в твёрдом растворе без образования хрупкой гидридной фазы, изучается уже на протяжении многих лет. Однако для многокомпонентной системы «Zr—1 %Nb—(1,1–1,3) %Sn — (0,3–0,4) %Fe» (сплав Э635), которая активно внедряется в отечественную атомную промышленность в последние годы, этот вопрос остаётся открытым. Целью работы было экспериментальное определение температуры растворения и выпадения гидридов в сплаве Э635 с массовой долей водорода 80, 150 и 300 млн<sup>-1</sup>. Измерения выполняли методом дифференциальной сканирующей калориметрии. Скорость нагрева и охлаждения составляла 20 °С/мин, максимальную температуру испытания варьировали в диапазоне 450–600 °С. Неопределённость определения температуры растворения и выпадения гидридов составляла 3 °С.

Установлено, что температура растворения гидридов составляет 320, 370 и 435 °С при массовой доле водорода, равной 80, 150 и 300 млн<sup>-1</sup> соответственно. Температура выпадения гидридов зависит от максимальной температуры испытания, до которой предварительно нагревали образец. Разница между температурой растворения и выпадения гидридов (температурный гистерезис) при максимальной температуре испытания на 80 °С выше температуры растворения гидридов составляет  $(51 \pm 1)$  °С (рис. 2.38 (данные, обведённые эллипсом)). При повышении максимальной температуры испытания до 500 °С температурный гистерезис увеличивается, а при её повышении от 500 до 600 °С изменений температурного гистерезиса не наблюдается. Температура выпадения гидридов составляет в среднем 250, 310 и 380 °С при массовой доле водорода, равной 80, 150 и 300 млн<sup>-1</sup> соответственно.

Данная работа является частью более обширного исследования, которое позволит уточнить критерии безопасной эксплуатации тепловыделяющих сборок и хранения отработавшего ядерного топлива российских водо-водяных энергетических реакторов, а также обосновать конкурентоспособность отечественных промышленных циркониевых материалов с позиции их стойкости к разрушению вследствие образования гидридов.

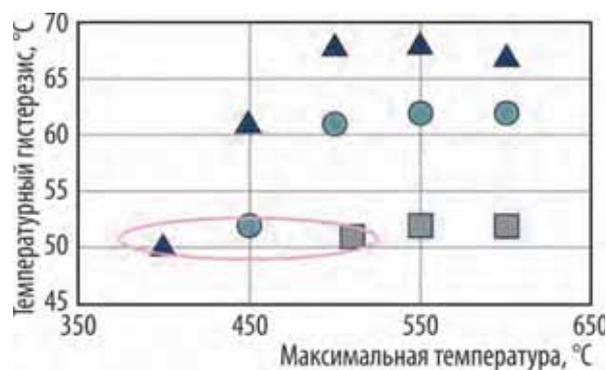


Рис. 2.38. Изменение температурного гистерезиса в зависимости от максимальной температуры испытания: ▲, ●, ■ — 80, 150, 300 млн<sup>-1</sup> соответственно

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



В АО «ГНЦ НИИАР» проводят исследования технологических процессов переработки различными методами отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах и могут быть продемонстрированы технологии гетерогенного выжигания младших актиноидов

# 3

|    |                          |                                  |
|----|--------------------------|----------------------------------|
| VA | VIA                      | VIIA                             |
| 7  | 8                        |                                  |
| -3 |                          | -2                               |
| +4 | O<br>15,9994<br>Кислород | F<br>18,9984<br>Фтор<br>Fluorine |

**ИССЛЕДОВАНИЯ  
И РАЗРАБОТКИ  
ЭЛЕМЕНТОВ  
ТОПЛИВНОГО  
ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ  
ЭНЕРГЕТИКИ**

В 2019 году в отделении радиохимических технологий проведены научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы, связанные с обоснованием концепции жидкосолевого реактора, проверкой отдельных операций переработки отработавшего ядерного топлива, его рефабрикации, обращением с радиоактивными отходами, обоснованием безопасного вывода из эксплуатации атомной электростанции «Фукусима-Дайичи», совершенствованием методик аналитического контроля выполняемых исследований.

В рамках реализации работ, внесённых в единый отраслевой тематический план государственной корпорации «Росатом», выполнен большой объём экспериментальных и расчётных исследований для обоснования состава топливных солей и конструкционных материалов для жидкосолевого реактора. Предложены схемы подготовки и переработки топливных солей, проверена коррозионная стойкость конструкционных материалов, определена растворимость фторидов актинидов в расплавленных солях.

Выполнен первый этап работ по обоснованию технологии гетерогенного выжигания младших актинидов. Проведены расчётные исследования эффективности их выжигания в различных спектрах реактора на быстрых нейтронах, разработаны программы исследований, подготовлены оборудование и рабочие места для отработки и оптимизации технологии изготовления твэлов с младшими актинидами. Все работы по договорам единого отраслевого тематического плана выполняли в тесном сотрудничестве с предприятиями государственной корпорации «Росатом», а также с исследовательскими центрами и вузами, не входящими в контур управления госкорпорации.

В рамках международного сотрудничества продолжились исследования, выполняемые в интересах японской компании «Марубени Ютилити Сервисез»<sup>58</sup>, по изготовлению циркониево-америциевого гидрида и определению его характеристик. В указанном проекте реализуется подход японских исследователей к дожиганию младших актинидов облучением гидридов америция с цирконием в бланкете реактора на быстрых нейтронах. Получены гидриды циркония и америция заданного состава, исследованы их свойства.

Проведён большой объём исследовательских работ по экспериментальному обоснованию прогнозной модели изменения основных свойств топливосодержащих материалов, образовавшихся после аварии на атомной электростанции «Фукусима-Дайичи». Изготовлено два типа образцов: первый имитирует обломки топлива с конструкционными материалами, второй — зоны сплавления обломков топлива с бетонным основанием реактора. Определена скорость выщелачивания радионуклидов из подготовленных образцов. Проведены исследования образцов методами рентгенофазового анализа и электронной сканирующей микроскопии, которые позволили констатировать неизменность фазового состава контрольных образцов на протяжении исследуемого периода, установить закономерности изменения поверхности, описать процессы её деградации. Сделано заключение о том, что в течение 50 лет хранения топливных обломков произойдёт растрескивание материала, а длительный контакт со слабосолевыми водными растворами приведёт к выходу радионуклидов в раствор.

Выполнен первый этап работ по проведению резки образцов отработавшего ядерного топлива и модельных образцов обломков ядерного топлива атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» для оценки свойств образующихся золь и подтверждения эффективности лабораторной системы сбора их. Получены данные о свойствах золь, образующихся в процессе проведения резки различных модельных образцов разными методами. Выбран метод резки, приводящий к образованию пыли с наименьшим размером частиц, для испытания лабораторной системы сбора золь в максимально консервативных условиях. Подготовлены методика проведения экспериментальной резки образцов — имитаторов топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» — и техническое задание на лабораторную установку экспериментальной резки образцов.

Продолжены работы по изучению радиационной стойкости боросиликатного стекла для обоснования его использования в качестве матрицы, изолирующей высокоактивные отходы, образующиеся при базовом методе переработки отработавшего ядерного топлива

<sup>58</sup> Marubeni Utility Services. — Прим. ред.

реактора ВВЭР-1000 в опытно-демонстрационном центре ФГУП «Горно-химический комбинат». Исследованы радиационная и химическая устойчивости облучённых образцов боросиликатного стекла с поглощённой дозой выше  $10^9$  Гр. Установлено, что при достигнутой поглощённой дозе в образцах боросиликатного стекла не содержится кристаллических структур, не наблюдается увеличения интегральной скорости выщелачивания основных исследуемых компонентов. Сделан вывод об устойчивости боросиликатного стекла с поглощённой дозой выше  $10^9$  Гр.

Выполнен первый этап исследований влияния альфа-распада плутония-238 на изменения микроструктуры, однородности, плотности и химической устойчивости образцов боросиликатного стекла. Выбраны методы исследования, определена химическая устойчивость образца боросиликатного стекла с включением плутония, исследована однородность распределения оксида плутония в образце боросиликатного стекла методом автордиографии.

Продолжены работы в рамках проектного направления «Прорыв» по отработке основных процессов пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива, созданию экспериментальных образцов пирохимических аппаратов, изготовлению топлива с младшими актинидами. Проведены исследования по обоснованию базовых операций технологической схемы пирохимической переработки смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива, а также опытно-конструкторские работы по развитию экспериментальной базы для испытаний образцов пирохимического оборудования.

Изготовлены экспериментальные партии таблеток смешанного нитридного ураноплутониевого топлива с массовой долей америция до 1 % и плотностью до  $12,6 \text{ г/см}^3$  и таблеток, содержащих одновременно 0,5 % америция и 0,2 % нептуния. Испытана установка высоковольтной электроимпульсной консолидации для спекания таблеток моноснитрида урана. Проведены радиохимические исследования облучённого смешанного нитридного ураноплутониевого топлива, получены данные по удельной активности нуклидов рутения-106, углерода-14 и трития, определены изотопный состав и массовая доля нуклидов америция и кюрия.

В рамках собственных научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ подготовлен технический проект на участок регенерации ураносодержащих осадков в радиационно-защитной камере К-10. Разработан технологический процесс изготовления мишеней трансплутониевых элементов, изготовлены 44 мишени с плутонием-240 для облучения в реакторе МИР. Разработаны и метрологически аттестованы четыре методики количественного химического анализа.

*С.В. Абрамов, В.Н. Момотов*

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТОПЛИВНЫХ СОЛЕЙ И КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-СЖИГАТЕЛЯ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ

Внедрение замкнутого ядерного топливного цикла с многократным рециклированием урана и плутония и утилизацией младших актинидов даёт возможность значительного сокращения объёма высокоактивных отходов и способствует решению отложенных проблем ядерной энергетики в части накопления отработавшего ядерного топлива. Одним из перспективных вариантов реализации замыкания ядерного топливного цикла является дожигание младших актинидов в реакторах с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов с возможностью коррекции в процессе работы состава топливной композиции и её очистки от продуктов деления. В 2019 году в АО «ГНЦ НИИАР» совместно с НИЦ «Курчатовский институт», ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ имени академика Е.И. Забахина», ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», ФГУП «ЦНИИчермет имени И.П. Бардина», ФГБУН «ИФТЭ УрО РАН» были проведены исследования по изучению свойств топливных солей и конструкционных материалов для таких реакторов.

Целью работы было расчётное и экспериментальное обоснование материалов ядерно-энергетической системы (реактор и обеспечивающие системы) с циркулирующим топливом на основе расплавов фторидов лития и бериллия (далее по тексту — FLiBe) и расплавов фторидов лития, натрия, калия (далее по тексту — FLiNaK) для эффективной утилизации младших актинидов с использованием плутония и урана, полученных при переработке отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов. Рассмотрены характерные составы топливных загрузок на основе расплавов солей фторидов металлов жидкосолевого реактора-сжигателя с температурой топливной соли на входе — выходе активной зоны соответственно 650–750 °С с несущей солью на основе FLiNaK и FLiBe и добавками трифторидов и тетрафторидов актинидов.

На созданной в НИЦ «Курчатовский институт» установке методом затухания торсионных колебаний цилиндра с расплавом изучаемой солевой композиции проведены эксперименты по измерению кинематической вязкости и температуры замерзания следующих составов с молярной долей, %:  $73\text{LiF} - 27\text{BeF}_2$ ;  $0,99(27\text{BeF}_2 - 73\text{LiF}) + 1,0\text{CeF}_3$ ;  $0,98(73\text{LiF} - 27\text{BeF}_2) + 2\text{CeF}_3$ ;  $0,97(73\text{LiF} - 27\text{BeF}_2) + 3\text{CeF}_3$ ;  $46,5\text{LiF} - 11,5\text{NaF} - 42\text{KF}$ ;  $0,91(46,5\text{LiF} - 11,5\text{NaF} - 42\text{KF}) + 9\text{CeF}_3$ ;  $0,97(0,91(46,5\text{LiF} - 11,5\text{NaF} - 42\text{KF}) + 9\text{CeF}_3) + 3\text{ZrF}_4$ . Получены аналитические зависимости вязкости от температуры, где исследуемые расплавы ведут себя как нормальные жидкости. Определены параметры этих аналитических зависимостей.

Обнаружено, что добавление фторида церия (III) с молярной долей 1–3 % к жидкосолевой композиции FLiBe заметно снижает значения вязкости. Для системы расплавов FLiNaK последовательное добавление фторидов церия (III) и циркония (IV) с молярной долей 9 и 3 % соответственно не оказывало существенного влияния на вязкость системы. Показано, что добавление к системе фторидов лития, натрия, калия и трифторида церия с молярной долей 9 % увеличивает температуру ликвидуса почти на сто градусов: с 454 до 551 °С. Дальнейшее добавление фторида циркония с молярной долей 3 % увеличивает температуру ликвидуса до 712 °С. Такая температура плавления смеси не приемлема для работы жидкосолевого реактора-сжигателя. По данным ФГБУН «ИФТЭ УрО РАН» при температуре 497 °С молярная доля растворённого фторида церия в соли FLiNaK составляет 10 %. Полученные факты требуют дополнительной экспериментальной проверки. Добавление фторида церия с молярной долей от 1 до 3 % к системе фторидов лития и бериллия не вызывало заметного увеличения температуры замерзания смеси (оставаясь в пределах 600 °С).

В АО «ГНЦ НИИАР» наработаны партии безводных фторидов нептуния и плутония. Работы по получению трифторида нептуния проведены впервые. Методом изотермического насыщения установлены значения растворимости механических смесей  $25,4\text{NpF}_3/\text{NpF}_4 - 74,6\text{PuF}_3$  в солевой системе FLiNaK и  $7,853\text{NpF}_3/\text{NpF}_4 - 92,147\text{PuF}_3$  в солевой системе FLiBe в диапазоне температуры 550–750 °С. Молярные соотношения нептуния и плутония взяты на основе

расчётов равновесной загрузки в жидкосолевым реакторе-сжигателе и моделируют реальные соотношения этих ядерных материалов. Впервые применён метод растворения механических смесей, а не индивидуальных фторидов с целью подавления кинетического фактора, при котором один фторид может иметь более высокую скорость растворения. Молярная доля совместно растворённых  $\text{NpF}_4/\text{NpF}_3$  и трифторида плутония в солевой системе  $\text{FLiNaK}$  составляет 3,7–9,7 и 8,7–27,3 % соответственно при температуре 550–750 °С. Молярная доля совместно растворённого  $\text{NpF}_4/\text{NpF}_3$  и трифторида плутония в солевой системе  $\text{FLiBe}$  равна 0,08–0,47 и 0,98–5,5 % соответственно при температуре 550–750 °С. Разработка реактора ЖСР-С требует обоснования свойств специальных сплавов повышенной жаростойкости, радиационной и коррозионно-механической стойкости для работы в среде расплавленного ядерного топлива на основе несущих солей с добавками трифторидов и тетрафторидов актинидов, которое содержит коррозионные примеси и продукты деления при температуре до 750 °С.

На установке, также созданной в НИЦ «Курчатовский институт», в динамических неизотермических условиях при максимальной температуре образцов 750 °С проведены коррозионные испытания без нагрузки (время экспозиции — 250 ч) отечественных и зарубежных сплавов на основе никеля в расплавах несущей соли фторидов лития и бериллия и фторидов лития, натрия, калия с добавкой теллура при контролируемых значениях окислительно-восстановительного потенциала образцов. По результатам исследований установлено, что расплав  $\text{FLiNaK}$  имеет значительную коррозионную активность из-за высокой концентрации свободных, не связанных в комплексные соединения, ионов фтора. Общая и теллуровая межкристаллитные коррозии различно легированных хромоникелево-молибденовых сплавов, включая сталь марки ХН80МТЮ<sup>59</sup>, достигают скорости 100 мкм/г. и глубины диффузии теллура по границам зёрен до 100 мкм. В топливной соли молярного состава  $71\text{LiF} - 27\text{BeF}_2 - 2\text{UF}_4$  с добавкой теллура при соотношении четырёх- и трёхвалентного урана, равном  $35 \pm 5$ , исследованные сплавы имели высокую коррозионную стойкость. Межкристаллитную коррозию образцов материала, в том числе и теллуровую межкристаллитную коррозию, не обнаружили. В этих условиях для всех сплавов характерна незначительная равномерная поверхностная коррозия, которая сопровождается уносом массы из поверхностного слоя образцов по механизму окисления тетрафторидом урана наиболее электроотрицательных металлов в сплавах, главным образом хрома и некоторых легирующих добавок. Скорость равномерной коррозии при одинаковых параметрах среды и условиях испытаний существенно отличается для различно легированных сплавов. Наибольшие потери массовой поверхностной плотности в американском сплаве Хастеллой<sup>60</sup> составляют 0,52 мг/см<sup>2</sup>. Наименьшие потери плотности наблюдаются в образцах стали марки ХН80МТЮ — 0,19 мг/см<sup>2</sup>. Проведённые исследования в ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» по коррозионной стойкости никелевых сплавов в солевых системах  $\text{FLiNaK}$  и  $\text{FLiBe}$  также позволили установить высокую коррозионную активность солевой системы фторидов лития, натрия, калия, причём разница в коррозионной активности для материалов Хастеллой G-35, ХН62М<sup>61</sup> и металлического молибдена выше в 10 раз в расплавленном электролите  $\text{FLiNaK}$ . По данным гравиметрического и аналитического методов скорость коррозии сплава С-4 в расплаве  $\text{FLiNaK}$  примерно в 2,1 и 1,8 раза выше, чем в электролите  $\text{FLiBe}$ , соответственно. Аналогичные показатели для сплава С-59 оставляют 3,2 и 4,8.

При этом сплавы С-4 и -59 характеризуются минимальными показателями коррозионного разрушения в обеих исследуемых системах. Учитывая полученные данные, сплавы С-4 и -59 наряду с материалами системы «никель — молибден» стали марки ХН80МТЮ рекомендованы в качестве перспективных материалов с последующим комплексным апробированием во фторидных расплавах, не контактирующих с металлическим висмутом.

<sup>59</sup> ХН80МТЮ — легированный конструкционный сплав (на никелевой основе), применяют в строительстве, машиностроении, приборостроении и т.д.; по сравнению с углеродистыми легированные стали обладают благоприятным сочетанием прочности, пластичности и вязкости. — Прим. ред.

<sup>60</sup> Hastelloy — наименование группы сплавов на основе никеля. — Прим. ред.

<sup>61</sup> ХН62М — сплав на основе никеля. — Прим. ред.

Следующим необходимым шагом для обоснования конструкционного материала в реакторе ЖСР-С является проведение ресурсных коррозионных испытаний кандидатных сплавов в динамических условиях с топливной солью выбранного состава и контролем окислительно-восстановительного потенциала, а также проведение реакторных испытаний материалов с топливной солью, содержащей делющиеся материалы, младшие актиниды и коррозионные примеси.

Работы проведены в рамках проекта единого отраслевого тематического плана (ЕОТП-МТ-82) «Выбор и обоснование материалов для создания жидкосолевого ядерного реактора с целью замыкания ядерного топливного цикла по минор-актинидам от переработки отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов. Этап 2019–2021 годы».

*А.А. Лизин*

## РАДИАЦИОННАЯ И ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ СТЕКЛОПОДОБНОЙ БОРОСИЛИКАТНОЙ МАТРИЦЫ

В рамках реализуемого госкорпорацией «Росатом» проекта «Прорыв» и создания опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300 с пристанционной переработкой отработавшего смешанного нитридного ураноплутониевого ядерного топлива разрабатываются процессы и аппараты для обращения с радиоактивными отходами [1].

При гидрометаллургической переработке такого топлива после выделения целевых компонентов ядерных материалов остаётся высокоактивный азотнокислый раствор — рафинат, который подвергают упариванию до определённого солесодержания и направляют на операцию остекловывания [1]. В качестве фиксирующей матрицы для остекловывания кубового остатка рассматривают боросиликатное стекло. С целью оптимизации объёма отходов и условий их длительного геологического хранения необходимо экспериментальное обоснование радиационной стойкости боросиликатных стёкол при повышенной нагрузке поглощённой энергии. Ранее были исследованы образцы боросиликатного стекла с поглощённой дозой менее  $10^9$  Гр [2]. Цель настоящей работы заключалась в изучении радиационной и химической устойчивости облучённых образцов боросиликатного стекла с более высокой поглощённой дозой.

Образцы боросиликатного стеклоподобного компаунда были подвергнуты облучению до поглощённой дозы  $1,5 \cdot 10^9$  и  $2,4 \cdot 10^{10}$  Гр ускоренными электронами с энергией до 5 МэВ. Мощность поглощённой дозы составила  $(1,1–2,5)10^3$  Гр/с в зависимости от удалённости образца на ускорителе от центра пучка электронов.

Фазовый состав исследовали рентгеновским дифракционным методом на дифрактометре ДРОН-7М. Использовали медное ( $K_{\alpha}$ -линия) фильтрованное излучение (никелевый фильтр). Для идентификации фазового состава применяли картотеку рентгеновских дифракционных данных Объединённого комитета по стандартам порошковой дифракции (JCPDS) и комплекс программ RENTGEN<sup>62</sup>. По результатам рентгеноструктурного анализа установлено, что образцы с поглощённой дозой  $1,5 \cdot 10^9$  и  $2,4 \cdot 10^{10}$  Гр — аморфные, то есть на рентгенограмме не удалось зафиксировать дифракционные линии.

Химическую устойчивость образца с поглощённой дозой  $1,5 \cdot 10^9$  Гр тестировали по методике [3] при температуре 25 °С. Концентрацию катионов в контактных растворах определяли

<sup>62</sup> RENTGEN — программный комплекс, предназначенный для измерения и идентификации порошковых рентгенограмм. — Прим. ред.

методом дуговой атомно-эмиссионной спектрометрии. Неопределённость значений, полученных с использованием указанного инструментального метода, составила 10–25 %.

Значения скорости выщелачивания элементов с течением времени закономерно снижались и на 28-е сут составили: лантана —  $3 \cdot 10^{-6}$ ; цезия —  $9 \cdot 10^{-6}$ ; стронция —  $3 \cdot 10^{-5}$ ; бария —  $9 \cdot 10^{-6}$ ; молибдена —  $6 \cdot 10^{-6}$ , циркония —  $6 \cdot 10^{-6}$ ; натрия —  $5 \cdot 10^{-6}$ ; алюминия —  $3 \cdot 10^{-6}$ ; бора —  $6 \cdot 10^{-6}$ ; кремния —  $5 \cdot 10^{-7}$ , кальция —  $3 \cdot 10^{-5}$ , железа —  $1 \cdot 10^{-5}$ , калия —  $6 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут). В соответствии с действующими нормативами для стеклоподобных матриц значения скорости выщелачивания регламентируются только для радионуклидов цезия-137 и стронция-90 и не должны превышать  $10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) [4].

Исходя из полученных экспериментальных данных можно сделать вывод о радиационной устойчивости боросиликатного стекла с поглощённой дозой выше  $10^9$  Гр. Результаты фазового анализа и тестирования химической устойчивости позволяют сказать о неизменности основных регламентируемых свойств. Для образца с поглощённой дозой выше  $10^9$  Гр не обнаружено кристаллических структур, также не наблюдается увеличения интегральной скорости выщелачивания для основных исследуемых компонентов. В целом результаты полученных значений скорости выщелачивания образца с поглощённой дозой выше  $10^9$  Гр (по сравнению с образцами с поглощённой дозой ниже  $10^9$  Гр) свидетельствуют об их незначительном изменении в зависимости от дозы.

Результаты исследований позволили установить, что стёкла остаются аморфными при накопленной дозе внешнего облучения  $10^9$  Гр, что соответствует требованиям государственных стандартов [4, 5], предъявляемым к отверждённым высокоактивным отходам. Результаты выщелачивания свежеприготовленных и подверженных радиационным повреждениям образцов свидетельствуют о высокой химической устойчивости материала к воздействию дистиллированной воды и незначительном уменьшении скорости выщелачивания основных ионов для облучённых образцов.

#### *Список литературы*

1. Шадрин А.Ю., Двоеглазов К.Н., Масленников А.Г. и др. РН-процесс — технология переработки смешанного ураноплутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 // Радиохимия, 2016. Т. 58, № 3. С. 234–241.
2. Яндаев Д.М., Хамдеев М.И., Лизин А.А. и др. Радиационная и химическая устойчивость боросиликатной стекломатрицы // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2019. Вып. 4. С. 8–13.
3. ГОСТ 52126-2003. Национальный стандарт Российской Федерации. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2003. — 5 с.
4. НП-019-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. — М.: Госатомнадзор России, 2015. — 15 с.
5. ГОСТ Р 50926-96. Отходы высокоактивные отверждённые. Общие технические требования. — М.: Издательство стандартов, 1996. — 3 с.

*Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, М.И. Хамдеев, Е.А. Прыжевская,  
О.В. Мурасова, А.А. Колобова, М.В. Додонова, О.С. Дмитриева*

## ИЗУЧЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ФАЗОВОГО СОСТАВА МОДЕЛЬНЫХ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИЧИ» В УСЛОВИЯХ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИХ УСКОРЕННОЕ СТАРЕНИЕ

В результате аварии, произошедшей в 2011 году на атомной электростанции «Фукусима-Дайичи», обломки топлива, попавшие в подреакторное пространство, продолжают подвергаться разрушающему действию охлаждающей воды и внутреннему самооблучению [1, 2]. Для вывода из эксплуатации повреждённых реакторов необходимо знать характеристики кориума и продуктов его взаимодействия с бетоном, а также уметь предсказывать изменения свойств таких материалов с точки зрения поддержания безопасности аварийных блоков, операций извлечения, контейнеризации и транспортирования обломков топлива в дальнейшем.

Для моделирования поведения топливосодержащих материалов на атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» было изготовлено два вида образцов: 1) с металлической фазой, имитирующей соединение обломков топлива с конструкционными материалами; 2) силикатной фазой, имитирующей взаимодействие обломков топлива с бетоном. В качестве одного из методов определения изменения структуры образцов под воздействием разрушающих факторов применяли рентгенофазовый анализ.

Цель настоящей работы заключалась в определении изменений фазового состава имитаторов обломков ядерного топлива АЭС «Фукусима-Дайичи» под воздействием таких разрушающих факторов, как ионизирующее излучение и взаимодействие с соевым раствором. Изучали фазовый состав образцов металлической и силикатной фаз с включением кюрия-244 и без него после выщелачивания, а также контрольные образцы металлической и силикатной фаз с включением кюрия-244. В данном случае этот элемент выступал в качестве мощного источника  $\alpha$ -излучения, способствующего ускоренному старению.

Рентгенографирование силикатной фазы проводили фотометодом с применением рентгеновской универсальной камеры Дебая<sup>63</sup> РКУ-114М с медным излучением и никелевым фильтром. Образцы представляли собой запаянный стеклянный капилляр, заполненный порошком. Для образцов металлической фазы в виде таблеток проводили рентгенофазовый анализ на дифрактометре ДРОН-7. Таблетки помещали внутрь специально сконструированной герметичной обоймы из алюминия, которая имеет окно из тонкой бериллиевой фольги со стороны входа рентгеновских лучей.

Контрольный образец силикатной фазы в первые сутки испытаний имел следующий фазовый состав: кубический диоксид урана с параметром кристаллической решётки  $a$ , равным  $(5,468 \pm 0,001) \text{ \AA}$ ; фазу пирохлорового типа, близкую по рентгеновской картине к цирконату лантана ( $\text{La}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$ ) с параметром  $a$ , равным  $(10,76 \pm 0,01) \text{ \AA}$ ; фазу  $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_x$  орторомбическую; тетрагональную. По мере накопления повреждающей дозы (на сотые сутки наблюдения) фазовый состав образца не претерпевает изменений. Но параметры кристаллической решётки фаз диоксида урана и цирконата лантана к этому моменту времени слегка возрастают примерно на  $0,02$  и  $0,03 \text{ \AA}$  соответственно, что возможно связано с радиационным распуханием этих фаз (рис. 3.1).

Контрольный образец металлической фазы в первые сутки испытаний содержал основную флюоритоподобную фазу  $(\text{U}_{0,9}\text{Zr}_{0,1})\text{O}_2$  с параметром кубической решётки  $a$ , равным  $(5,434 \pm \pm 0,005) \text{ \AA}$ . Кроме того не исключается присутствие следов рефлексов фазы оксида циркония.

<sup>63</sup> Петер Йозеф Вильгельм Дебай — физик и физикохимик, Нидерланды. — Прим. ред.

При накопленной к сотым суткам дозе самооблучения изменения основной флюоритоподобной фазы и изменений параметра кристаллической решётки не наблюдается. Дифрактограмма, соответствующая одним, двадцати, сорока, шестидесяти и ста суткам, показана на рис. 3.2.

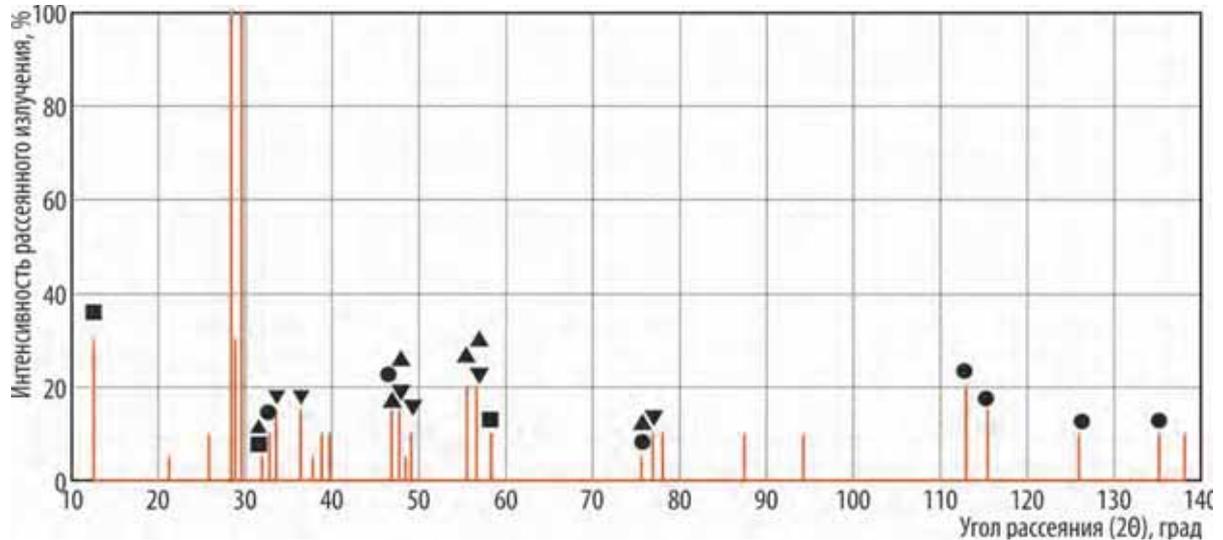


Рис. 3.1. Рентгенограмма контрольного образца силикатной фазы диоксида урана (●), цирконата лантана (▼),  $(U, Zr)O_x$  (■),  $U_3O_7$  (▲)

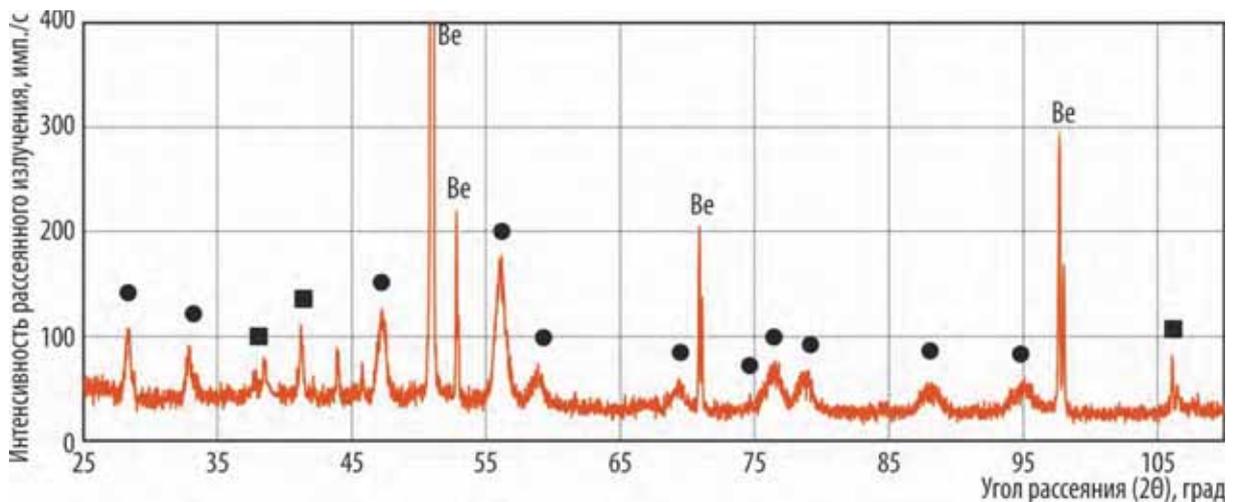


Рис. 3.2. Дифрактограмма контрольного образца металлической фазы  $U_{0,9}Zr_{0,1}O_2$  (●),  $(U, Zr)O_x$  (■); бериллий (Be) — пики от окна кюветы

Образец металлической фазы без кюрия на протяжении всего срока выщелачивания содержал кубические фазы оксидов урана и циркония;  $U_{0,5}Zr_{0,5}O_2$ . Помимо этого на шестидесятые сутки на рентгенограммах появились слабые дополнительные рефлексы кубической фазы цирконата натрия ( $Na_2ZrO_3$ ), наличие которой в исходном состоянии перед выщелачиванием трудно предположить. По-видимому, это является следствием поверхностных реакций фазообразования, протекающих с участием раствора выщелата. На рис. 3.3 показана дифрактограмма, соответствующая шестидесяти и ста суткам выщелачивания. Данный образец металлической фазы, содержащий кюрий, на протяжении всего срока выщелачивания имел следующий фазовый состав: оксид урана, карбид циркония ( $ZrC_2$ ),  $U_{0,5}Zr_{0,5}O_2$ . Также на шестидесятые сутки на рентгенограммах появляются слабые дополнительные рефлексы кубической фазы цирконата неодима ( $Nd_2Zr_2O_7$ ), что тоже можно отнести к реакции фазообразования между раствором выщелата и образцом. На рис. 3.4 показана дифрактограмма, соответствующая шестидесяти и ста суткам выщелачивания.

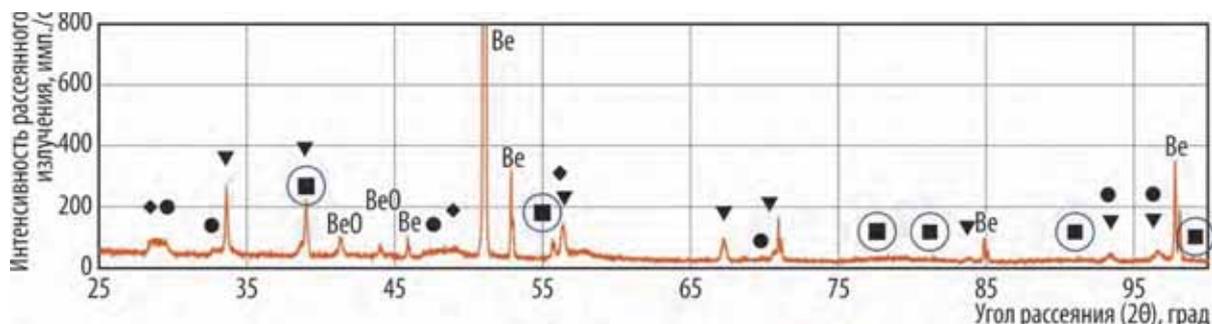


Рис. 3.3. Дифрактограмма образца металлической фазы (без кюрия после выщелачивания) диоксида урана (●),  $U_{0.5}Zr_{0.5}O_2$  (◆), оксида циркония (▼), цирконата натрия ( $Na_2ZrO_3$ ) (■); бериллий (Be) и окись бериллия (BeO) — пики от окна кюветы

Образцы силикатной фазы после выщелачивания как с кюрием-244, так и без него изначально имеют сложный элементный состав, что не исключает образования большого количества различных фаз. Кроме того были проанализированы различные образцы, и проследить чёткую закономерность изменения фазового состава затруднительно. По результатам рентгенофазового анализа была установлена практически полная неизменность фазового состава контрольных сухих образцов силикатной и металлической фаз на протяжении исследуемого периода времени, а также образование некоторых новых фаз в образцах, подвергшихся выщелачиванию.

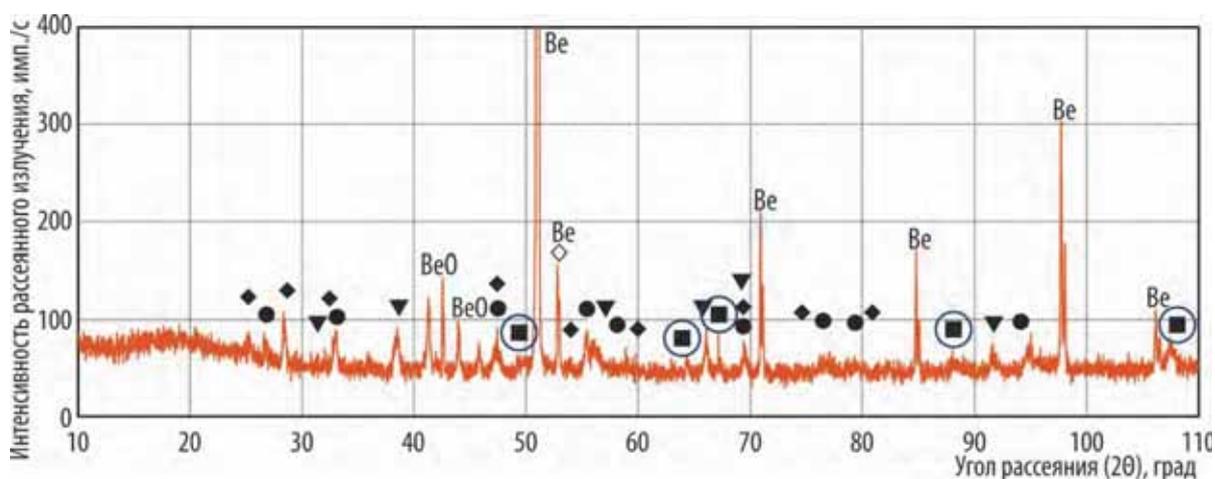


Рис. 3.4. Дифрактограмма образца металлической фазы (с кюрием после выщелачивания): диоксид урана (●);  $U_{0.5}Zr_{0.5}O_2$  (◆);  $ZrC_2$  (▼);  $Nd_2Zr_2O_7$  (■); бериллий (Be) и окись бериллия (BeO) — пики от окна кюветы

#### Список литературы

1. Юкия А. Авария на АЭС «Фукусима-Дайичи». — МАГАТЭ, 2015. STI/PUB/1710. — URL: <https://wwwpub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/P1710/Languages/Russian.pdf> (дата обращения: 03.02.2020).
2. The 5<sup>th</sup> Progress Report on the Investigation and Examination of Unconfirmed and Unresolved Issues on the Development Mechanism of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident», Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., December 25, 2017. — Tokyo, 2017. — URL: <https://www4.tepco.co.jp/en/decommision/accident/unsolved-e.html> (дата обращения: 29.01.2020).

А.А. Колобова, С.В. Томилин, Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев,  
Е.А. Прыжевская, С.С. Погляд, В.Н. Момотов

## МОДЕЛИРОВАНИЕ СОСТАВОВ ОБРАЗЦОВ-ИМИТАТОРОВ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИЧИ» ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ИХ УСКОРЕННОМУ СТАРЕНИЮ

Для обеспечения безопасности при устранении последствий аварии на реакторах атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» необходимо изучить соединения, образовавшиеся в результате взаимодействия расплавленного топлива с конструкционными материалами и бетоном, а также отследить динамику изменения их свойств.

С целью проведения исследований разработали состав и изготовили модельные композиции топливных обломков атомной электростанции «Фукусима-Дайичи», которые в полной мере представляли физико-механические и химические свойства данного топливосодержащего материала и обладали прогнозной силой в течение 50 лет. Данные образцы необходимы для изучения эволюции механических свойств: твёрдости, прочности, склонности к саморазрушению; выхода радионуклидов в окружающую среду за счёт пылеобразования и выщелачивания; склонности к образованию трещин, развитию удельной площади поверхности, кристаллизации, образованию вторичных фаз, обладающих низкой прочностью. При этом необходимо было обеспечить условия ускоренного старения образцов. В процессе старения топливосодержащих материалов можно выделить два эффекта:

- ♦ деградацию свойств кристаллической или аморфной структур материала в целом под воздействием облучения, в первую очередь альфа-частиц и ядер отдачи;
- ♦ деградацию свойств поверхности топливосодержащих материалов под влиянием протекающих на границе обломков топлива и окружающей среды химических реакций.

Методика реализации ускоренного старения подразумевает создание условий, при которых достигается:

- ♦ ускоренный набор дозы за короткий промежуток времени за счёт добавления в моделируемый материал мощного источника альфа излучения;
- ♦ создание более жёстких (по сравнению с имеющимися в объёмах защитной оболочки и корпуса реактора) условий с точки зрения концентрации химических элементов, влияющих на деградационный процесс;
- ♦ ускорение протекания химических реакций под влиянием повышения температуры выдержки.

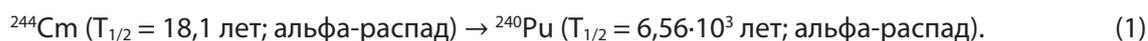
Температура, скорость водообмена, состав водной фазы (солесодержание и pH среды) влияют на типы и скорость химических реакций, протекающих на границе раздела фаз обломков топлива и окружающей среды, на состояние поверхности, развитие её удельной площади, образование трещин, вторичных фаз и так далее. Из указанных факторов только температура подлежит регулированию, поскольку при вмешательстве в составы будут изменены наборы протекающих химических реакций, а скорость водообмена в настоящее время нам неизвестна.

С ростом температуры, по правилу Вант-Гоффа<sup>64</sup>, наблюдается повышение скорости химических реакций в два–четыре раза на каждые 10 °С. В сложной системе, которой является граница раздела фаз топливных обломков с окружающей средой, более точные закономерности установить не удастся вплоть до пробоотбора реальных образцов из энергоблоков и установления перечня всех протекающих реакций. Консервативно примем ускорение протекающих реакций в два раза на каждые 10 °С, при этом гарантировано получим все возможные повреждения и вторичные фазы, а также сможем снять вопрос о локальных перегревах

<sup>64</sup> Данное правило сформулировано Я.Х. Вант-Гоффом, нидерландским химиком, на основании экспериментального изучения множества реакций: в интервале температуры от 0 до 100 °С. — Прим. ред.

в энергоблоке. Принимая температуру в энергоблоке, равной в среднем 20 °С, и проводя тест при температуре 95 °С, получим ускорение поверхностных реакций приблизительно в 180 раз. Что касается воздействия излучения, в первую очередь, альфа-частиц на кристаллическую и аморфные структуры, то этот эффект применяют с целью изучения ускоренной деградации свойств для обоснования долговременного хранения [1, 2].

Для создания реалистичной модели ускоренного радиационного старения топливосодержащих материалов в матрицу моделируемого материала решено добавить кюрий-244 — младший (минорный) актинид, нарабатывающийся в топливе при эксплуатации реакторных установок. Схема радиоактивного распада кюрия-244 имеет следующий вид:



Учитывая временные рамки предполагаемых экспериментов, активностью плутония-240 можно пренебречь. Но при введении плутония в образцы потребуется учесть воздействие плутония-238, которое мало по сравнению с воздействием кюрия-244 и будет учтено при определении реальных накопленных доз на втором этапе исследования.

В работе [3] оценена активность топлива в различные моменты времени. Наибольшей повреждающей способностью, как показано ранее, обладают ядра, претерпевающие альфа-распад. Именно они, как правило, за исключением цезия-137 и стронция-90, определяют дозовую нагрузку на временном интервале 10–100 лет, а позднее, после 300–500 лет, остаются единственными дозоопределяющими радионуклидами. Расчёты будем вести для энергоблока № 3 атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» как самого сложного объекта, включающего в себя МОКС-топливо. В расчёт взята активность актинидов, составившая после первого года  $3,34 \cdot 10^{17}$  Бк на активную зону или  $2,65 \cdot 10^9$  Бк/г отработавшего ядерного топлива [3]. Стоит учесть, что в эту активность наибольший вклад вносит плутоний-241, а именно:  $3,0 \cdot 10^{17}$  Бк на активную зону или  $2,38 \cdot 10^9$  Бк/г отработавшего ядерного топлива. Однако он претерпевает бета-распад, доля альфа-распада для него составляет всего лишь  $2,45 \cdot 10^{-3}$  % [4]. Соответственно плутонием-241 при расчёте можно пренебречь, тем более что он вводится в образец в небольшом количестве как примесь, содержащаяся в диоксиде плутония энергетического происхождения. Тогда учитываемая в модели радиационного старения удельная активность отработавшего ядерного топлива составит  $2,7 \cdot 10^8$  Бк/г. Для ускорения старения приблизительно в 180 раз (то есть 10 лет за 20 сут) синхронно с химическим старением получаем активность вводимого в образец кюрия-244, а именно:  $4,3 \cdot 10^{10}$  Бк/г (с учётом удельной активности кюрия-244 [4] — 16,5 мг/г (1,6 %)).

Далее приведён состав образцов металлической композиции, соответствующей металлической фазе обломков топлива, и силикатной композиции, соответствующей составу бетона атомной электростанции «Фукусима-Дайичи», который был принят на основании соотношения топливных обломков, приведённого в работе [5].

#### Состав образцов композиций, %:

| Металлической фазы:      | Силикатной фазы:        |
|--------------------------|-------------------------|
| Диоксид урана ..... 30   | Диоксид кремния..... 31 |
| Диоксид циркония..... 16 | Оксид алюминия ..... 7  |
| Нержавеющая сталь..... 7 | Оксид кальция..... 6    |
|                          | Оксид железа ..... 3    |

В составе металлической фазы, с учётом приведённых данных, содержится около 60 % отработавшего ядерного топлива, то есть учитываемая удельная альфа-активность металлической фазы составит  $1,6 \cdot 10^8$  Бк/г. Для силикатной фазы, согласно работе [5], содержание топлива и удельная активность составят 30 % и  $8,1 \cdot 10^7$  Бк/г соответственно.

*Список литературы*

1. Юкия А. Авария на АЭС «Фукусима-Дайичи». — МАГАТЭ, 2015. STI/PUB/1710. — URL: <https://wwwpub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/P1710/Languages/Russian.pdf> (дата обращения: 03.02.2020).
2. Mendel J.E., Nelson R.D., Turcotte R.P et al. A state-of-the-art review of materials properties of nuclear waste forms. — USA: Washington (Pacific Northwest Laboratory Richland), 1981. — 219 P.
3. Nishihara K., Iwamoto H., Suyama K. Estimation of Fuel Compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant. — Tokyo: Japan Atomic Energy Agency, 2012. — 190 P.
4. Попов Ю.С. Таблицы удельных активностей нуклидов ( $88 < Z < 105$ ): препринт: НИИАР-20 (379). — Димитровград, 1979. — 39 с. — URL: [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/11/535/11535012.pdf](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/11/535/11535012.pdf) (дата обращения: 10.02.2020).
5. Kitagaki T., Yano K., Ogino H., Washiya T. Thermodynamic evaluation of the solidification phase of molten core-concrete under estimated Fukushima Daiichi nuclear power plant accident conditions // Journal of Nuclear Materials, 2017. V. 486. P. 206–215.

*С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская*

## ИЗГОТОВЛЕНИЕ ИМИТАТОРОВ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИЧИ»

В результате аварии на атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» обломки топлива, попавшие в подреакторное пространство, самооблучаются и продолжают подвергаться действию охлаждающей воды, за счёт чего происходит миграция радионуклидов в окружающую среду. В настоящее время вопрос по извлечению и переработке обломков топлива остаётся открытым. Для обоснования безопасности извлечения реальных обломков топлива были изготовлены модельные топливосодержащие материалы и изучено влияние разрушающих факторов.

Для выполнения поставленных задач изготовили два вида образцов:

- 1) металлической фазы, имитирующей соединения обломков топлива с конструкционными материалами, %:

|                        |      |                         |     |
|------------------------|------|-------------------------|-----|
| Диоксид урана .....    | 56,6 | Карбонат цезия .....    | 2,5 |
| Диоксид циркония ..... | 13,1 | Карбонат стронция ..... | 1,6 |
| Железо .....           | 12,6 | Оксид неодима .....     | 0,3 |
| Цирконий .....         | 10,0 | Оксид лантана .....     | 0,3 |
| Оксид плутония .....   | 3,0  |                         |     |

- 2) силикатной фазы, имитирующей взаимодействие обломков топлива с бетонным основанием реактора, которая была получена сплавлением бетона с металлической фазой.

Для подготовки силикатной фазы использовали бетон следующего состава, %:

|                                      |       |                          |      |
|--------------------------------------|-------|--------------------------|------|
| Щебень из плотных горных пород ..... | 49,28 | Вода .....               | 8,2  |
| Песок речной .....                   | 24,69 | Химические добавки ..... | 0,21 |
| Цемент .....                         | 17,62 |                          |      |

В качестве реагента, вызывающего ускоренное повреждение материала, использовали кюрия-244 (с массовой долей 0,9 и 0,45 % в металлической и силикатной фазе соответственно), который вводили в исходную смесь в виде нитратного раствора. Исходные смеси сплавляли

в атмосфере аргона при температуре 1 800 °С для получения металлической фазы и температуре 1 500 °С для получения силикатной фазы. Внешний вид образца металлической фазы приведён на рис. 3.5.

В результате термообработки масса образцов уменьшилась примерно на 18 % за счёт выхода летучих компонентов. Также удаление летучих компонентов привело к увеличению (распуханию) объёма образцов приблизительно на 4,7 %.

На рис. 3.6 показаны образцы силикатной фазы: пористые, на вид имеющие однородную структуру. При разрушении одного из образцов скол его был пористым, имел острые края, как у битого стекла. Пористость образца можно объяснить интенсивным газообразованием в результате протекания химических реакций в процессе расплавления бетона и растворения в нём образцов металлической фазы.



Рис. 3.5. Образец металлической фазы



Рис. 3.6. Образцы силикатной фазы

В результате выполненной работы впервые были получены имитаторы обломков топлива в условиях, максимально приближённых к реальным процессам, произошедшим при аварии на атомной электростанции «Фукусима-Дайичи». Полученные в результате работы образцы применяли для изучения изменений основных свойств материалов под действием различных факторов, а также для построения прогнозной модели поведения топливных обломков в течение продолжительного промежутка времени.

*В.А. Ефимов, С.С. Погляд, Е.А. Прыжевская,  
О.С. Дмитриева, Д.М. Яндаев, О.В. Мурасова*

## ИЗУЧЕНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ МОДЕЛЬНЫХ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИЧИ»

Одним из наиболее значимых механизмов с точки зрения повреждения структуры обломков топлива АЭС «Фукусима-Дайичи» является повреждение их поверхности в результате взаимодействия с окружающими блочными водами. Выход различных элементов в блочные воды приводит к переносу активности, а дальнейшие колебания уровня воды — к образованию на поверхностях отложений, периодически высыхающих и являющихся источниками самопроизвольного образования пыли и радиоактивных аэрозолей.

Для изучения химической устойчивости модельных образцов топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» использовали следующие образцы:

- ♦ металлической фазы (рис. 3.7), имитирующие взаимодействие обломков топлива с конструкционными материалами;
- ♦ силикатной фазы (рис. 3.8), имитирующие взаимодействие обломков топлива и конструкционных материалов с бетоном.

В рамках испытаний химической устойчивости образцов топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» провели тест на выщелачивание по методике, изложенной в ГОСТ 52126-2003<sup>65</sup>. Исследования проводили в воде, имитирующей блочные воды атомной электростанции «Фукусима-Дайичи», с концентрацией хлорида натрия или хлористого натрия 0,013 г/л при температуре 98 °С. Отбор проб осуществляли на первые, третьи, седьмые сутки и далее — каждые семь суток вплоть до ста суток от даты начала исследования. В контактном растворе определяли: содержание урана в растворе-выщелате (методом спектрофотометрии); массовую долю цезия, железа, лантана, неодима стронция, циркония (методом атомно-эмиссионной спектрометрии); суммарную активность и относительное содержание кюрия, плутония, америция (методами альфа- и гамма-радиометрии).



Рис. 3.7. Образцы металлической фазы в начальный момент времени: не содержащий кюрия-244 (а), содержащий кюрий (б)



Рис. 3.8. Образцы силикатной фазы в начальный момент времени: не содержащий кюрия-244 (а), содержащий кюрий (б)

<sup>65</sup> ГОСТ 52126-2003 — Национальный стандарт Российской Федерации. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. — М.: Издательство стандартов, 2003. — 5 с. — Прим. ред.

На рис. 3.9, 3.10 показаны образцы металлической и силикатной фаз на 100-е сут проведения исследований. В ходе выполнения исследования было установлено, что совокупное радиационно-химическое повреждение топливосодержащих материалов приводит к большей деградации обломков топлива, чем сумма вкладов радиационного и химического воздействий.

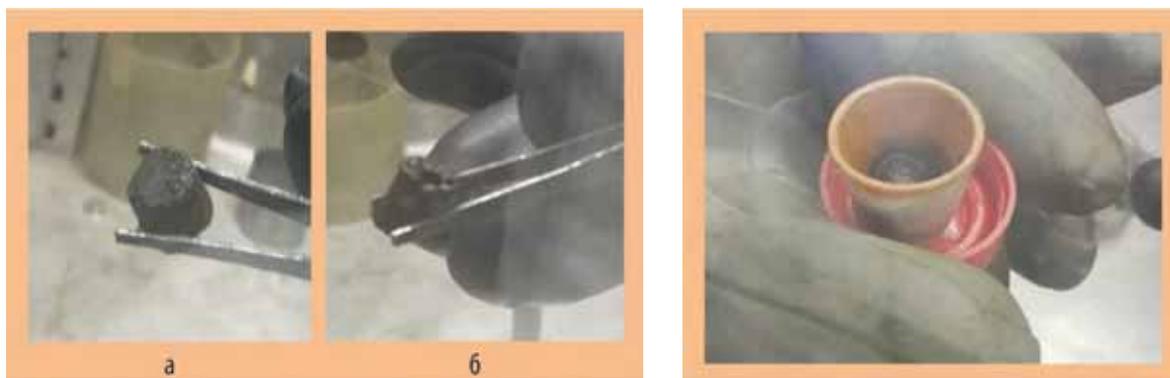


Рис. 3.9. Образцы металлической фазы: не содержащий кюрия-244 (а), содержащий кюрий (б)      Рис. 3.10. Образец силикатной фазы

Установлено, что выщелачивание урана, циркония и железа под воздействием внутреннего облучения приводит к снижению прочности и повышению склонности к пылеобразованию. Установлен факт высокого выхода железосодержащих взвесей (рис. 3.11), которые сорбируют на себе значительное количество радионуклидов и при высыхании превращаются в мелкодисперсную пыль.

По итогам выполнения исследований были сделаны следующие выводы:

- ◆ скорость выщелачивания урана из металлических и силикатных образцов не зависит от их удельной активности, соответственно следует ожидать равномерный выход урана из всех продуктов взаимодействия обломков топлива с бетоном.
- ◆ скорость выщелачивания плутония из кюрийсодержащих образцов более чем в 10 раз превышает скорость выхода из образцов, не содержащих кюрия, что говорит о влиянии внутреннего облучения.
- ◆ выход циркония из обломков топлива мал и позволяет говорить о сохранении стабильной структуры и основных свойств цирконатной фазы обломков в течение длительного времени.

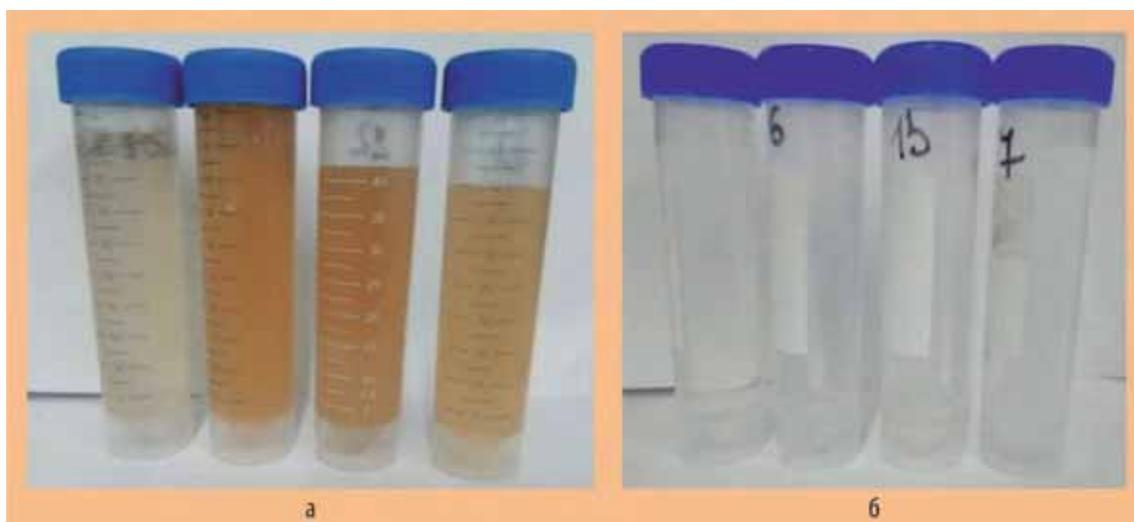


Рис. 3.11. Растворы-выщелаты образцов металлической фазы: содержащие кюрий-244 (а), не содержащие кюрия (б)

Выход стронция сильно зависит от радиоактивности образцов: для кюрийсодержащих он в 10 раз выше (примерно  $10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>-сут)), чем для образцов без кюрия (около  $10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>-сут)). Выход стронция из силикатной фазы поддерживается на одном уровне (примерно  $10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>-сут)).

*С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская, К.О. Копанева,  
Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев, М.И. Хамдеев, Д.Е. Тихонова*

## ИЗУЧЕНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ МОДЕЛЬНЫХ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИЧИ»

Для изучения деградации имитаторов обломков топлива атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» были определены два наиболее значимых с точки зрения повреждения структуры обломка механизма: 1) с нарушением кристаллической структуры в результате внутреннего самооблучения; 2) с повреждением поверхности в результате взаимодействия с окружающими блочными водами.

Для изучения микроструктуры модельных топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» использовали следующие образцы:

- ◆ свежеприготовленные образцы металлической фазы, имитирующие взаимодействие обломков топлива с конструкционными материалами;
- ◆ свежеприготовленные образцы силикатной фазы, имитирующие соединение обломков топлива и конструкционных материалов с бетоном;
- ◆ образцы после выдержки в контактном растворе с концентрацией хлорида натрия, равной 4 мг/л, при температуре 98 °С на двадцатые, сороковые и сотые сутки, что эквивалентно 10, 20 и 50 годам после аварии соответственно.

Изучение микроструктуры материала и распределения химических элементов проводили с помощью сканирующего электронного микроскопа, установленного в радиационно-защитной камере, с использованием спектрометров волновой и энергетической дисперсии.

Результаты исследований методом электронной сканирующей микроскопии показали, что для образцов в начальном состоянии характерна высокая пористость, гетерогенность, развитая наружная поверхность. По истечении 20-ти сут в горячем контактном растворе вид таблетки меняется: края сглаживаются, происходит образование первых кольцевых трещин. В одной из периферийных областей образца обнаружено разрушение металлической частицы, выходящей на внешнюю поверхность. К шестидесятым суткам трещины перестают иметь одиночный характер и к 100-м сут становятся заметными макроскопические изменения. Типичный вид микроструктуры образцов металлической фазы на различных этапах деградации показан на рис. 3.12.

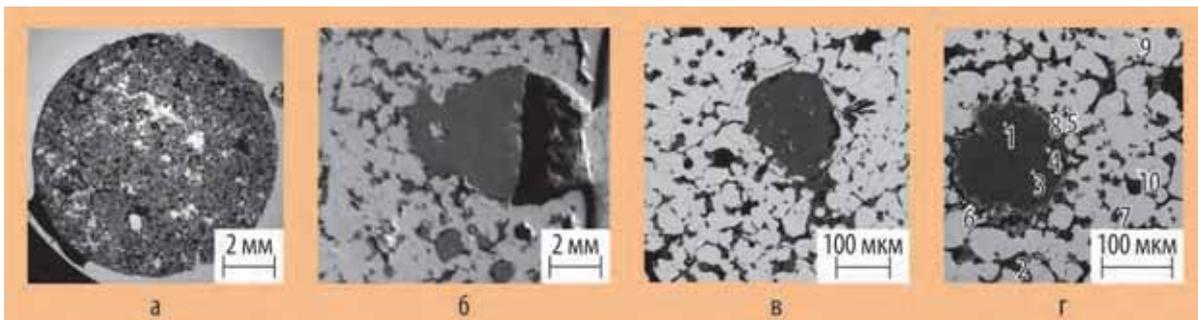


Рис. 3.12. Электронно-микроскопическое изображение микроструктуры образцов металлической фазы: свежеприготовленного (а); на 20-е (б), 40-е (в), 100-е (г) сут

Для силикатных образцов в начальном состоянии характерна гладкая, стеклоподобная поверхность, меньшая пористость (по сравнению с металлическими образцами). В противоположность металлической фазе даже к 20–40-м сут не обнаружено следов коррозии, выходящих на поверхность металлических частиц. Коррозия железной частицы при большем увеличении заметна на 60-е сут. Глубина образующегося окисленного слоя железа около

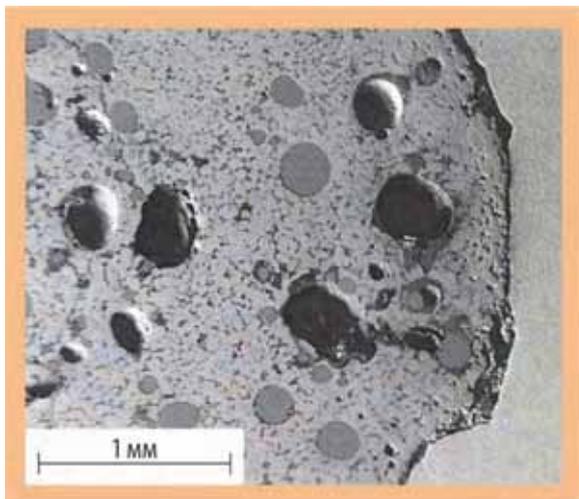


Рис. 3.13. Электронно-микроскопическое изображение микроструктуры образцов силикатной фазы на 60-е сутки

10 мкм. Типичный вид микроструктуры образца силикатной фазы показан на рис. 3.13.

Проведение исследований методом электронной сканирующей микроскопии позволило определить глубину проникновения металлической фазы в бетон, понять характер распределения компонентов на поверхности и внутри образца, отследить закономерности изменения свойств материалов с течением времени под воздействием разрушающих факторов.

Проведённые исследования позволяют говорить о том, что при хранении топливных обломков в течение 50 лет материал будет подвергнут растрескиванию (увеличению площади поверхности), а длительный контакт с водными слабосолевыми растворами приведёт к выходу различных элементов и переносу активности в раствор.

*В.А. Ефимов, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская, Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев, О.Н. Никитин, О.В. Мурасова*

## ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО РЕЗКЕ МОДЕЛЬНЫХ ОБРАЗЦОВ — ОБЛОМКОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИЧИ»

После стабилизации состояния реакторов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» начались работы по подготовке к их окончательному выводу из эксплуатации. Решение поставленных задач возможно при условии полного извлечения остатков топлива из аварийных энергоблоков [1].

Удаление обломков расплавленного топлива из активной зоны реактора и обращение с ними является комплексной задачей, требующей для своего решения всестороннего научного обоснования и применения выверенных инженерных решений. Проведённые исследования показывают, что большая часть топлива в первом блоке атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» расплавилась и некоторая его часть проникла из нижней части корпуса реактора в первичную защитную оболочку, во втором и третьем блоках основная часть расплавленного топлива осталась внутри корпусов реакторов [2].

Одним из этапов окончательного вывода из эксплуатации атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» является фрагментация топливных обломков внутри контейнента<sup>66</sup>

<sup>66</sup> Контейнмент (герметичное ограждение; защитная оболочка; гермообъём; гермозона; от англ. containment) — пассивная система безопасности энергетических ядерных реакторов, главной функцией которой является предотвращение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду при тяжёлых авариях. — Прим. ред.

аварийных блоков. Важным элементом обеспечения безопасности при проведении данной операции является система сбора золей. Возможно обоснование оптимальной конфигурации и режимов работы полномасштабной системы сбора золей исключительно на основании данных, полученных при проведении лабораторных исследований по резке репрезентативных образцов отработавшего ядерного топлива и модельных образцов ядерного топлива атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» с целью изучения свойств образующихся золей и оценки эффективности их улавливания разработанной лабораторной системой сбора золей.

Для проведения исследований в условиях радиационно-защитной камеры разрабатываются специализированный узел резки образцов и лабораторная система газоочистки. По результатам проведения экспериментальных исследований будут определены характеристики образующихся золей и дана оценка эффективности лабораторной системы сбора золей.

В 2019 году для формирования исходных технических требований к проекту лабораторной системы сбора золей были проведены эксперименты по резке модельных образцов двух типов (рис. 3.14) различными механическими методами: алмазной коронкой, твёрдосплавной и дисковой фрезами. На рис. 3.15 представлены резка образца твёрдосплавной фрезой со скоростью 1 000 об/мин и его внешний вид после обработки.

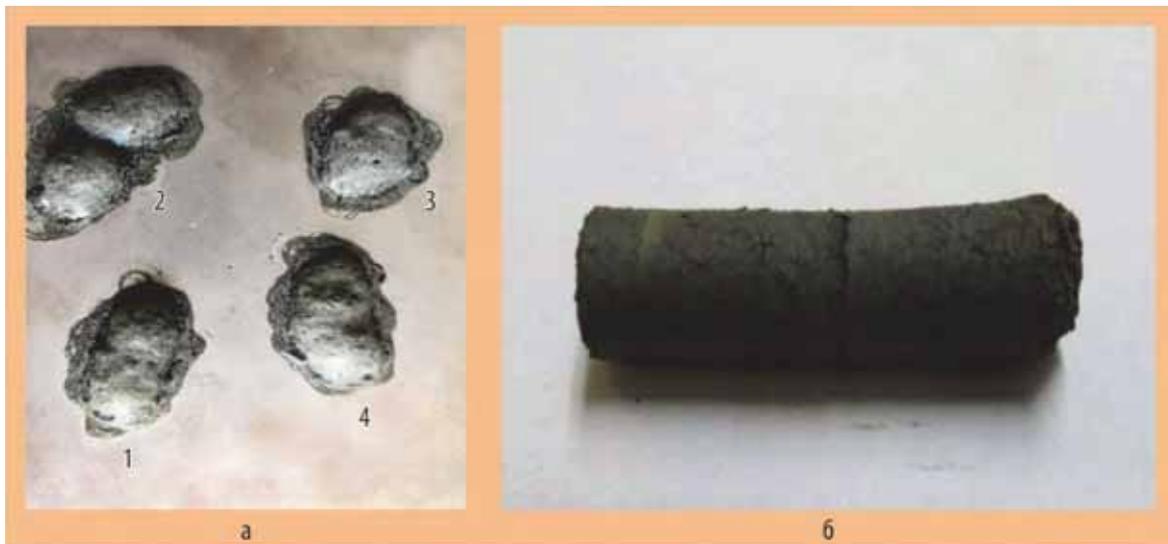


Рис. 3.14. Внешний вид образцов типа А-1 (а) и А-2 (б)



Рис. 3.15. Фрагментация твёрдосплавной фрезой (а) и внешний вид образца после обработки (б)

Образующиеся частицы пыли улавливали на фторопластовой мембране марки МФФК-1 со средним диаметром пор 0,15 мкм с помощью принудительного забора воздуха из зоны реза. По завершению операции проводили определение гранулометрического состава пыли, попавшей на мембрану и оставшейся на подложке, с использованием лазерного гранулометра Microtrac S3500 (табл. 3.1).

Таблица 3.1

### Размеры частиц после резки модельных образцов

| Тип образца    | Алмазная коронка, 1 000 об/мин             |            | Твёрдосплавная фреза, 1 000 об/мин |            | Дисковая фреза, 60 об/мин                  |            |
|----------------|--|------------|------------------------------------|------------|--|------------|
|                | Размер частиц, мкм                         | Доля, %    | Размер частиц, мкм                 | Доля, %    | Размер частиц, мкм                         | Доля, %    |
| А-1 (подложка) | 0,1–1                                      | Меньше 1,0 | 0,1–1                              | Меньше 1,0 |  |            |
|                | 1–11                                       | 60,2       | 1–11                               | 64,7       |  |            |
|                | Больше 11                                  | 39,5       | Больше 11                          | 35,1       |  |            |
| А-1 (мембрана) | 0,1–1                                      | 42,4       | 0,1–1                              | 75,4       |  |            |
|                | 1–11                                       | 35,2       | 1–11                               | 20,2       |  |            |
|                | Больше 11                                  | 22,4       | Больше 11                          | 4,4        |  |            |
| А-2 (подложка) | 0,1–1                                      | Меньше 1,0 | 0,1–1                              | 2,5        | 0,1–1                                      | Меньше 1,0 |
|                | 1–11                                       | 70,8       | 1–11                               | 88,7       | 1–11                                       | 38,2       |
|                | Больше 11                                  | 28,8       | Больше 11                          | 8,8        | Больше 11                                  | 61,2       |
| А-2 (мембрана) | Следы пыли с размером частиц меньше 11 мкм |            | 0,1–1                              | 64,6       | Следы пыли с размером частиц меньше 11 мкм |            |
|                |  |            | 1–11                               | 35,1       |  |            |
|                |  |            | Больше 11                          | Меньше 1,0 |  |            |

Результаты гранулометрического анализа пыли, полученной после фрагментации образцов алмазной коронкой и дисковой фрезой, показали, что образующиеся частицы имеют крупный размер, практически не собираются на мембране принудительным забором воздуха из зоны реза и остаются на подложке. В результате резки модельных образцов типов А-1 и А-2 твёрдосплавной фрезой практически половина образующейся пыли задержалась на мембране, при этом более 64 % собранной пыли имеет субмикронный размер частиц. Следы пыли на мембране объясняются тем, что при использовании этих видов инструмента происходит слабый подъём пыли и большая часть частиц остаётся на подложке.

Для испытания проектируемой лабораторной системы газоочистки в наиболее консервативных условиях в качестве режущего инструмента была выбрана твёрдосплавная фреза. При использовании данного инструмента образуется наибольшее количество мелких частиц пыли. На основании полученных исходных данных были сформированы технические требования на проектирование лабораторной системы газоочистки в ФГУП «ПО "Маяк"».

Для моделирования условий фрагментации расплавленного топлива внутри контейнера атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» и обеспечения достаточной степени достоверности полученных результатов подготовлена программа проведения экспериментальных исследований, предусматривающая резку четырёх типов образцов в условиях радиационно-защитной камеры:

- ♦ фрагмента твэла с необлучённым МОКС-топливом (отработку операций по резке образцов, проверку работоспособности экспериментальных установок);
- ♦ фрагмента твэла реакторной установки ВВЭР с облучённым урановым оксидным топливом (моделирование консервативных сценариев резки кориума);

- ♦ фрагмента твэла реакторной установки типа БН с облучённым МОКС-топливом (создание консервативных сценариев резки кориума);
- ♦ модельного образца кориума атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» (получение данных по резке образцов, наиболее приближённых по составу и физическим свойствам к материалу, образовавшемуся на аварийных блоках этой станции).

Также будут проведены эксперименты по высокотемпературной резке образцов с помощью лазерной установки RFL-C2200/B/15/W с выходной мощностью лазера 2,2 кВт. В результате экспериментальных работ будут получены данные о свойствах золей, образующихся в процессе резки специально подготовленных образцов отработавшего ядерного топлива и модельных образцов ядерного топлива атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» различными методами, которые необходимы для формирования технических требований к концептуальному проекту полномасштабной системы сбора золей.

#### Список литературы

1. Kitagaki T., Yano K., Ogino H., Washiya T. Thermodynamic evaluation of the solidification phase of molten core-concrete under estimated Fukushima Daiichi nuclear power plant accident conditions // Journal of Nuclear Materials, 2017. V. 486. P. 206–215.
2. Journeau C., Roulet D., Porcheron E. et al. Fukushima Daiichi fuel debris simulant materials for the development of cutting and collection technologies / Journal of Nuclear Science and Technology, 2018. V. 55. P. 985–995 (DOI: 10.1080/00223131.2018.1462267).

*А.О. Макаров, В.Н. Момотов, О.С. Дмитриева, П.В. Лакеев*

## ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТЕХНЕЦИЯ В ХЛОРИДНОМ РАСПЛАВЕ

В отработавшем ядерном топливе в значимом количестве присутствуют рутений, палладий, родий, технеций, серебро. Радиоактивные благородные металлы являются мешающими примесями для гидрометаллургической переработки из-за высокого тепловыделения, катализации цепных реакций при упаривании жидких высокоактивных отходов, улетучивания легколетучих оксидов рутения и технеция при кальцинации и варке стекла, растрескивания стекла на металлических включениях. После непродолжительного хранения отработавшего ядерного топлива большинство благородных металлов нерадиоактивны. Кроме их использования для поглощения экологически опасных продуктов деления — йода и трития — возможно их применение в других отраслях промышленности. По имеющимся оценкам выделение и реализация ценных стабильных компонентов отработавшего ядерного топлива позволят компенсировать примерно 20 % стоимости переработки. Технециевые мишени после облучения являются источниками рутения, родия, палладия.

В отработавшем ядерном топливе радиоактивные благородные металлы находятся в виде сплавов и интерметаллидов с актинидами и продуктами деления. Наиболее безопасным и эффективным методом выделения этих металлов из металлического или металлизированного ядерного топлива является электрохимический — в хлоридных расплавах. Однако хлориды рутения разлагаются при температуре выше 550 °С, что ограничивает список солей-растворителей и рабочую температуру электрорафинирования. Данные по их аналогам — хлоридам технеция — отсутствуют.

В АО «ГНЦ НИИАР» были проведены исследования по определению температуры начала разложения хлоридов технеция в хлоридных расплавах и стационарного потенциала коррозии

металлического технеция, который определяет начало растворения технеция в хлоридном расплаве. Для проведения исследования с помощью лазерной сварки были изготовлены электроды из фольги и слитка технеция-99 (рис. 3.16, 3.17) и серебряного токоподвода (с массовой долей серебра 99,99 %).



Рис. 3.16. Рабочий электрод из технеция

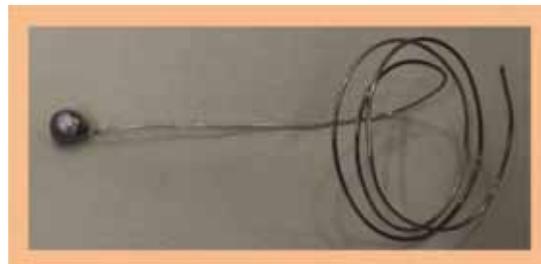


Рис. 3.17. Анод из королька технеция



Рис. 3.18. Хлопья технеция в расплаве хлоридов лития, калия, образующихся при разложении хлоридов

Исследования температуры начала разложения хлоридов технеция проводили в расплаве хлоридов лития, калия, цезия с температурой плавления 260 °С (имеющем наиболее широкий диапазон значений рабочей температуры).

Определён диапазон температуры начала разложения хлоридов технеция в расплаве хлоридов лития, калия, цезия: 350–450 °С, что ниже рабочей температуры электролита хлоридов лития, калия электролизатора отработавшего ядерного топлива. Это было подтверждено растворением технеция в расплаве хлоридов лития, калия при температуре 500 °С (рис. 3.18).

Установлена температурная зависимость стационарного потенциала коррозии технеция в расплаве хлоридов лития, калия, цезия для температуры 260–350 °С.

*А.А. Осипенко, В.А. Волкович, А.Г. Осипенко, Р.С. Галиев, Г.В. Мирошниченко, Н.А. Костюченко, С.А. Андреев, Т.Г. Артемьева, А.В. Каплин*

## О ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ СЫРЬЯ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПОРОШКОВ ИЗ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЦИНКОВЫХ РАСПЛАВОВ

Конкуренция на трансконтинентальных и международных рынках в эпоху Четвёртой промышленной революции требует создания, развития новых «умных», гибких, подстраивающихся под конкретного клиента, автоматизированных производственных систем с минимальным участием или отсутствием посредников — людей между потребителем-клиентом и объектом, реализующим, производящим продукт или услугу. В США, Германии, Японии,

Южной Кореи, Индии, Китае и некоторых других развитых и развивающихся странах разработаны соответствующие программы (концепции), которые в настоящее время активно реализуются по всему миру: «Умные сети» (Smart grids), «Умные технологии» (Smart technologies), «Туманные вычисления» (Fog computing), «Интернет вещей» (Internet of things), «Промышленность 4.0» (Industry 4.0) и так далее.

Одним из компонентов таких систем является аддитивное производство, позволяющее изготавливать сложные изделия, например из металлических порошков, быстрее и с меньшим количеством отходов, чем существующие методы и технологии. Аддитивные технологии или 3D-печать также находят все большее распространение в промышленности вследствие актуальности их использования для изготовления деталей для локальных рынков запасных частей и единичных производств по индивидуальному заказу. На практике металлические порошки получают различными физико-химическими, механическими и биохимическими методами: атомизацией, то есть распылением или диспергированием расплава, термическим разложением, восстановлением из соединений, дроблением, бактериальным выщелачиванием, гидрированием–дегидрированием. Тем не менее, несмотря на все многообразие существующих методов, актуальным является совершенствование известных и разработка новых методов получения металлических порошков, например для аддитивных технологий и технологий, связанных с производством радиозащитных материалов.

В АО «ГНЦ НИИАР» имеется опыт по растворению образцов трубок из нержавеющей стали в жидком цинке и вакуумной отгонке цинка из таких расплавов. Выполнен рентгеноструктурный фазовый анализ продуктов, полученных с использованием цинковых расплавов, а также определены выход и чистота цинка в результате его вакуумной дистилляции после растворения в нём фрагментов трубок из нержавеющей стали. Полученный в результате вакуумной дистилляции цинк пригоден для повторного использования. Результаты исследований в дальнейшем рекомендуется использовать для апробации процессов изготовления металлических порошков, применяемых в аддитивных технологиях, например в трёхмерной печати, а также в технологиях, связанных с производством радиозащитных материалов, использующих металлические порошки.

*М.А. Кузин*

## АПРОБАЦИЯ ПРОЦЕССА НИТРИРОВАНИЯ И ДИСТИЛЛЯЦИИ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ НИТРИДА УРАНА

Апробация внешних топливных циклов ядерных энергетических систем с рекомендуемой длительностью топливного цикла (один год) представляется возможной при использовании существующих и разработке новых неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива. Поэтому актуальной является задача оптимизации существующих пирометаллургических процессов.

Одной из работ в этом направлении является поиск оптимальных методов получения нитридного порошка актинидов с редкоземельными элементами после электрорафинирования отработавшего ядерного топлива и извлечения ценных компонентов на жидкометаллический кадмиевый катод. Совмещение операций отгонки кадмия и прямого нитрирования в одну операцию с целью изготовления топлива для реактора из катодного продукта электрорафинирования нитридного отработавшего ядерного топлива предложено в работе [1].

Цель настоящей работы — экспериментальная проверка процесса получения нитридов урана в расплавах кадмия с ураном. Для достижения поставленной цели решены следующие задачи:

- ♦ выбраны параметры процесса нитрирования и дистилляции интерметаллидов кадмия с ураном для получения нитридного порошка;
- ♦ проведена экспериментальная проверка процесса нитрирования и дистилляции интерметаллидов кадмия с ураном с выбранными параметрами.

В данной работе для проведения экспериментальной проверки выбранных характеристик процесса нитрирования и дистилляции использовали следующие параметры и условия экспериментов:

1. Массу навесок из металлического урана и кадмия, составляющую:

- ♦ 0,15 и 11,19 г соответственно;
- ♦ 0,11 и 10,87 г соответственно;
- ♦ 0,105 и 12,25 г соответственно.

Для приготовления сплава кадмия с ураном навески подвергали выдержке в тигле при температуре  $T$ , равной  $600\text{ }^{\circ}\text{C}$  ( $873\text{ K}$ ), в течение 40–50 ч в атмосфере аргона по аналогии с процедурой, описанной в работе [2].



Рис. 3.19. Образцы сплава урана с кадмием

2. Масса навесок урана и кадмия (чистых для анализа) для приготовления сплава составляла 100–150 мг и 10–12 г соответственно. Для очистки кадмия его выдерживали при температуре  $500\text{ }^{\circ}\text{C}$  ( $773\text{ K}$ ) в атмосфере аргона и под вакуумом. Затем навески урана и кадмия выдерживали при температуре  $600\text{ }^{\circ}\text{C}$  ( $873\text{ K}$ ) под давлением аргона  $10^5\text{ Па}$  (1 атм) в закрытом сосуде из кварца в течение 43 ч.

Результаты приготовления образцов сплава кадмия с ураном для экспериментов показаны на рис. 3.19 и в табл. 3.2.

Таблица 3.2

### Результаты приготовления образцов сплава кадмия с ураном

| Номер образца | Масса компонентов сплава до сплавления |           | Время сплавления, ч | Температура сплавления, $^{\circ}\text{C}$ (K) | Масса полученного образца после сплавления, г | Массовая доля урана в образце сплава, % |
|---------------|--|-----------|---------------------|--|---|---|
|               | Уран, г                                | Кадмий, г |                     |  |   |   |
| 1             | 0,15                                   | 11,19     | 43                  | 600 (873)                                      | 11,304  | 1,3                                     |
| 2             | 0,11                                   | 10,87     |                     |  | 10,801  | 1,0                                     |
| 3             | 0,105                                  | 12,25     |                     |  | 11,254  | 0,85                                    |

Для получения порошка нитрида урана подготовленный сплав урана с кадмием выдерживали при температуре  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$  ( $973\text{ K}$ ) с продувкой азотом высокой чистоты марки «6.0» с расходом 6 л/ч в течение 9 ч и осуществляли дистилляцию кадмия из полученного порошка при температуре  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$  ( $973\text{ K}$ ) под вакуумом не более  $10^3\text{ Па}$  в течение одного часа. Приготовление моонитрида урана из смеси нитридов урана обеспечивали их нагревом до температуры  $1\text{ }000\text{ }^{\circ}\text{C}$  ( $1\text{ }273\text{ K}$ ) и выдержкой в течение 1–2 ч.

Полученные образцы сплавов были использованы для проведения трёх экспериментов:

- 1) процесс нитрирования сплава кадмия с ураном проходил при температуре  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$  ( $973\text{ K}$ ) в течение 5 ч с расходом азота 6 л/ч.

- 2) процесс нитрирования сплава кадмия с ураном проходил при температуре 700 °С (973 К) в течение 5 ч с расходом азота 6 л/ч. Вакуумная дистилляция кадмия из продукта нитрирования при температуре 700 °С (973 К) длилась не больше одного часа под вакуумом не более  $10^3$  Па.
- 3) процесс нитрирования сплава кадмия с ураном проходил при температуре 700 °С (973 К) в течение 5 ч с расходом азота 6 л/ч. Затем нагревали продукт нитрирования до 950–1 000 °С (1 223–1 273 К) со скоростью 150 °С/ч (150 К/ч) в атмосфере азота и выдерживали в течение 2 ч под вакуумом не более  $10^3$  Па.

После каждого эксперимента проводили рентгенофазовый и химический анализы полученного порошка на наличие кадмия (табл. 3.3).

Таблица 3.3

### Результаты экспериментов по нитрированию сплавов кадмия и урана

| Номер эксперимента | Нитрирование — дистилляция в токе азота |                   |          | Вакуумная отгонка кадмия, ч |          |              | Масса, мг | Состав продукта   |                         |
|--------------------|---|-------------------|----------|-----------------------------|----------|--------------|-----------|---|-------------------------|
|                    | T, °С (К)                               | Расход азота, л/ч | Время, ч | T, °С (К)                   | Время, ч | Давление, Па |           | Нитрид урана  | Массовая доля кадмия, % |
| 1                  | 700 (973)                               | 6                 | 5        | Не проводили                |          |              | 6761      | Не обнаружен  | 98                      |
| 2                  | 700 (973)                               | 6                 | 5        | 700 (973)                   | 1        | $10^3$       | 442       | Не обнаружен  | 75                      |
| 3                  | 700 (973)                               | 6                 | 5        | 1 000 (1 273)               | 2        | $10^3$       | 369       | U <sub>2</sub> N <sub>3</sub> кубич<br>U <sub>2</sub> N <sub>3</sub> зорторомб<br>U <sub>2</sub> N <sub>3</sub> гексагон<br>UN <sub>тригон</sub><br>UN <sub>х</sub> кубич | 59                      |

По данным рентгенографического фазового анализа в экспериментах № 1 и 2 нитриды урана не обнаружены, в эксперименте № 3 обнаружен порошок нитридов урана с массовой долей кадмия 59 % (без металлического урана и его соединений с кадмием). Учитывая, что в продуктах нитрирования металлический кадмий и какие-либо следы кислородных соединений урана обусловлены исключительно конструкцией аппарата и природой (чистотой) металлического урана, в эксперименте № 3 получили выход порошка нитрида урана не менее 95 %. Минимальный предел обнаружения металлического кадмия и соединений урана с кадмием по результатам рентгенофазового анализа принят равным 5 %.

Таким образом, получение нитридного порошка UN<sub>x</sub> (UN) в сплавах урана с кадмием следует проводить, совмещая операции нитрирования и дистилляции кадмия с азотом, при температуре 1 000 °С (1 273 К) и давлении азота  $10^5$  Па (1 атм), расходе азота до 60 объёмов аппарата в час в течение пяти часов, с последующим денитрированием нитридного порошка при температуре 950–1 000 °С (1 223–1 273 К) под вакуумом 100–1 000 Па в течение одного–двух часов.

В качестве материалов для реализации процесса нитрирования рекомендуют использовать молибден и/или бескислородную керамику, например нитрид кремния. Отмечено, что в используемых технологических средах (в азоте, исходных металлах) процесс нитрирования чрезвычайно чувствителен к кислороду и кислородным соединениям. Это накладывает жёсткие требования к чистоте используемых технологических сред, исходных металлов, а также защитного оборудования, в котором проводят синтез (содержание влаги и кислорода в защитных боксах, камерах должно быть не выше  $5,0 \cdot 10^{-3}$  % [3]).

Для экспериментального обоснования разработанного процесса нитрирования необходимо продолжить эксперименты со сплавами кадмия с ураном и по синтезу нитридного смешанного топлива из кадмия с актинидами, редкоземельными элементами, полученными в результате переработки отработавшего ядерного топлива.

*Список литературы*

1. Hayashi H., Sato T., Shibata H. et al. Pyrochemical treatment of spent nitride fuels for MA transmutation // *Science China Chemistry*, 2014. V. 57. P. 1427–1431. — URL: <https://doi.org/10.1007/s11426-014-5205-9/> (дата обращения: 14.01.2020).
2. Akabori M., Itoh A., Ogawa T. Nitridation of uranium and rare-earth metals in liquid Cd // *Journal of Nuclear Materials*, 1997. V. 248. P. 338–342.
3. Скупов М. В. Проект «Прорыв» — выбор технических решений для фабрикации, рефабрикации плотного топлива. Новая технологическая платформа атомной энергетики: Проект «Прорыв», 21–22 марта 2014 г. — URL: <http://www.innovrosatom.-ru/events/169/> (дата обращения: 03.02.2019 г.).

М.А. Кузин

## РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В течение 2019 г. был проведён радиохимический анализ фрагмента смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива экспериментальной сборки КЭТВС-7 массой 5,9352 г, облучённой в реакторе БН-600 в течение 589,2 эфф. сут до выгорания топлива, равного 6,84 %. Данный анализ включал в себя растворение образца топлива в аппарате, снабжённом дефлегматором и системой ловушек; анализ растворов ловушек для определения содержания углерода-14 и рутения-106; перегонку части исходного раствора отработавшего ядерного топлива с последующим анализом конденсата на содержание трития; проведение сорбционного выделения нуклидов цезия, урана, плутония, америциево-кюриево-редкоземельной фракции для масс-спектрометрических измерений изотопного состава; повторение сорбционного выделения нуклидов в присутствии комплексной метки для измерения их массового содержания; определение глубины выгорания топлива по накоплению продуктов деления.

Основной задачей радиохимического анализа смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива являлось определение удельной активности трития, углерода-14, изотопного состава и массового содержания нуклидов америция и кюрия. Удельную активность трития и углерода-14 в образце смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива определяли, используя разработанные и метрологические аттестованные методики. По результатам проведённых измерений удельная активность трития в анализируемом образце составила  $(1,8 \pm 0,3)10^6$  Бк/г, углерода-14 —  $(1,5 \pm 0,3)10^7$  Бк/г.

Выделение и очистку нуклидов америция и кюрия проводили, используя комбинацию катионо-анионообменного и экстракционно-хроматографического методов, разработанных в АО «ГНЦ НИИАР». Разделение элементов проводили в три стадии. На первой стадии осуществляли разделение урана, плутония от америция, кюрия, редкоземельных элементов и цезия. Разделение проводили на колонке, заполненной анионитом Dowex<sup>67</sup>-1x8. На стадии сорбции элементов из раствора азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л выделяют уран, плутоний и церий. Америций, кюрий, цезий и редкоземельные элементы проходят в фильтрат и домываются из колонки азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л. Элюирование урана проводили дополнительной промывкой колонки раствором азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л, плутония — промывкой азотной кислотой с концентрацией 0,3 моль/л.

<sup>67</sup> Анионит Dowex (Давекс) — анионообменная смола. — Прим. ред.

Для снижения дозовой нагрузки при работе с аликвотами, необходимыми для масс-спектрометрических измерений изотопного состава америция и кюрия, была проведена их очистка от нуклидов цезия и европия, являющихся основными дозообразующими компонентами. Выделение нуклидов цезия проводили на колонке с диаметром столба 15 мм и высотой 200 мм, заполненной катионитом Ln-Resin2, представляющем собой гранулы сополимера стирола и дивинилбензола с импрегнированной Д2-ЭГФК<sup>68</sup> (Ln-Resin). Фракцию фильтрата и промывки, содержащих америций, кюрий, цезий и редкоземельные элементы, объединяли, упаривали и корректировали по кислотности азотной кислотой с концентрацией 0,05 моль/л. Цезий вымывали на стадии сорбции и промывки колонки азотной кислотой с концентрацией 0,05 моль/л. Фракцию америция, кюрия и редкоземельных элементов десорбировали азотной кислотой с концентрацией 1 моль/л.

Полученную фракцию америция, кюрия, неодима, европия упаривали до влажных солей, затем растворяли в растворе, содержащем лимонную кислоту и ДТПА<sup>69</sup> с концентрацией 0,3 и 0,01 моль/л, pH = 3,0 для очистки от европия. Полученный раствор переносили на колонку с катионитом Ln-Resin. При этом европий и неодим сорбируются на катионите, а нуклиды америция и кюрия проходят в фильтрат. Полученную фракцию америция и кюрия несколько раз упаривали с хлорной кислотой для разложения лимонной кислоты и ДТПА с целью снижения общего солевого фона пробы и передавали на масс-спектрометрические измерения изотопного состава.

При определении массовой доли нуклидов америция использовали данные гамма-спектрометрического анализа рабочего раствора отработавшего ядерного топлива до хроматографического разделения, по результатам которого определяли содержание америция-241 и изотопного состава нуклидов америция во фракции америция и кюрия. По найденным изотопным соотношениям и количеству америция-241 рассчитывали массовую долю остальных нуклидов америция.

Определение массовой доли нуклидов кюрия проводили по результатам масс-спектрометрических измерений изотопного состава нуклидов кюрия во фракции америция и кюрия и массовой доли кюрия-242, полученной по результатам альфа-спектрометрических измерений рабочего раствора отработавшего ядерного топлива до хроматографического разделения (табл. 3.4).

Приведённые данные по изотопному составу и массовой доле нуклидов америция и кюрия получены с использованием комбинированной схемы выделения компонентов отработавшего ядерного топлива, применённой нами для радиохимического анализа впервые. Стадии очистки выделенной фракции америция и кюрия от ДТПА и цитратионов требуют дополнительной оптимизации. Разработка способа снижения солевого фона раствора, передаваемого на масс-спектрометрические измерения, позволит сократить время радиохимического анализа и повысить воспроизводимость результатов.

Таблица 3.4

**Изотопный состав и массовая доля  
нуклидов америция и кюрия  
в облучённом топливе**

| Изотоп        | Атомная доля<br>изотопа, % | Массовая<br>доля,<br>кг/т смеси* |
|---------------|----------------------------|----------------------------------|
| Америций-241  | 95,26 ± 0,02               | 0,3 ± 0,02                       |
| Америций-242m | 1,01 ± 0,01                | 0,003 ± 0,0002                   |
| Америций-243  | 3,73 ± 0,01                | 0,012 ± 0,0008                   |
| Кюрий-242     | 2,04 ± 0,02                | (4,0 ± 0,4)10 <sup>-5</sup>      |
| Кюрий-243     | 66,33 ± 0,04               | (1,3 ± 0,1)10 <sup>-3</sup>      |
| Кюрий-244     | 31,63 ± 0,03               | (6,2 ± 0,6)10 <sup>-4</sup>      |

\* Исходная смесь урана и плутония.

*В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков,  
Д.Е. Тихонова, В.Н. Курпьянов*

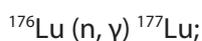
<sup>68</sup> Д2-ЭГФК — ди(2-этилгексил) фосфорная кислота. — Прим. ред.

<sup>69</sup> ДТПА (диэтилтриаминапентаацетат) — диэтилтриаминапентауксусная кислота, является одним из комплексонов (комплексообразователей) — активных микроэлементов в форме комплексных солей с органическими кислотами. — Прим. ред.

## ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ МЕТОДИКИ АНАЛИЗА ХИМИЧЕСКОЙ ЧИСТОТЫ ПРЕПАРАТА ЛЮТЕЦИЯ-177 АТОМНО-ЭМИССИОННЫМ СПЕКТРАЛЬНЫМ МЕТОДОМ

Радионуклид лютеция-177 (с периодом полураспада  $T_{1/2}$ , равным 6,734 сут) является весьма перспективным в современной ядерной медицине для диагностики и терапии онкологических заболеваний. Для получения препарата трихлорида лютеция ( $^{177}\text{LuCl}_3$ ) может быть использовано облучение нейтронами ядерного реактора стартового материала:

- ♦ содержащего лютеций-176 (прямой способ) и позволяющего получить лютеций-177 квалификации «с носителем»:



- ♦ содержащего иттербий-176 (непрямой способ) и позволяющего получить лютеций-177 квалификации «без носителя»:



В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» организовано опытное производство препарата трихлорида лютеция квалификации «без носителя». В соответствии с требованиями Европейской фармакопеи<sup>70</sup> (издание 9) анализируемыми параметрами в препарате трихлорида лютеция являются удельная активность, радиохимическая и химическая чистота. Для аналитического обеспечения технологии производства данного препарата, в части определения катионных примесных элементов, было решено использовать метод атомно-эмиссионной спектроскопии с дуговым источником спектров.

Цель работы — разработка методики анализа химической чистоты препарата трихлорида лютеция атомно-эмиссионным спектральным методом. Исследования проводили на установке для спектрального анализа, включающей перчаточный бокс со штативом, спектрометры СТЭ-1 и PGS-2, оборудованные многоканальными анализаторами эмиссионных спектров, источник возбуждения спектров «Везувий-3». Обработку спектров осуществляли на персональном компьютере с помощью программного обеспечения «Атом 3.3<sup>71</sup>». С учётом требований Европейской фармакопеи (издание 9) и Государственной Фармакопеи РФ определили список анализируемых элементов, а именно: медь, железо, свинец, цинк, кобальт, никель, гадолиний, мышьяк, алюминий, хром, титан, иттербий, кальций, магний.

Для увеличения интенсивности эмиссионных линий определяемых элементов и устранения влияния состава пробы, а также уменьшения взаимного влияния элементов на результаты количественного анализа были изучены различные реагенты для выбора спектроскопического буфера. Проанализировали влияние растворов хлоридов натрия, таллия, бария, фторида натрия на интенсивность линий катионных примесей перечисленных ранее элементов. Было установлено, что интенсивность аналитических линий меди, железа, цинка, кобальта, кальция, гадолиния, никеля, хрома, титана увеличивается при взаимодействии с буферными растворами хлоридов бария и теллура.

В контрольном опыте без буферного раствора интенсивность линий элементов минимальная. Буферы хлорида и фторида натрия незначительно увеличивают интенсивность аналитических линий элементов по сравнению с контрольным опытом (без буфера).

<sup>70</sup> Девятое издание Европейской фармакопеи: поддержка стандартов качества в условиях глобализации и динамической среды. — Страсбург: Европейская дирекция по качеству лекарственных средств и здравоохранения, 2016. — URL: <https://www.coe.int/portal/content> (дата обращения: 22.08.2019). — Прим. ред.

<sup>71</sup> Атом 3.3 — программное обеспечение для проведения атомно-эмиссионного спектрального анализа и идентификации спектральных данных. — Прим. ред.

При этом необходимо отметить, что для алюминия, свинца и мышьяка наблюдают несколько иную зависимость: с увеличением концентрации интенсивность линии растёт с буферными растворами фторида и хлорида натрия. Таким образом, спектроскопический буфер хлоридов бария и таллия больше всего увеличивает интенсивность большинства элементов, контролируемых в препарате трихлорида лютеция, тем самым позволяя снизить предел обнаружения.

С целью оптимизации времени экспозиции дугового разряда была изучена кинетика выгорания каждого элемента со всеми буферными растворами хлоридов натрия, таллия, бария, фторида натрия. В результате было установлено, что распределение интенсивности аналитических линий элементов мышьяка, алюминия, магния, кремния, кальция, титана, иттербия происходит в течение 10–14 с. В то время как для элементов гадолиния, цинка, свинца выгорание происходит в течение 5–8 с. На основании полученных данных установлено оптимальное время экспозиции, составляющее 12 с, для элементов меди, железа, кобальта, никеля, мышьяка, алюминия, хрома, титана, иттербия, кальция, магния, кремния. Для элементов гадолиния, цинка, свинца время экспозиции необходимо сократить до 7 с при общей силе тока 10 А.

Для оптимизации концентрации спектроскопического буфера был выбран диапазон концентрации хлорида бария на угольном электроде от 1 до 5 г/л. По результатам анализа были построены графики с соответствующей концентрацией хлорида бария на угольном электроде, равной 1, 2, 3, 5 г/л. В результате установлено, что с увеличением концентрации хлорида бария интенсивность большинства элементов снижается. В то же время при его концентрации 2 и 3 г/л значения интенсивности элементов максимальны и в основном сопоставимы друг с другом, в связи с этим решено использовать концентрацию хлорида бария 2 г/л.

Все полученные экспериментальные данные послужили основой для разработки и метрологической аттестации методики измерений химической чистоты препарата лютеция-177 атомно-эмиссионным спектральным методом. Разработанная методика измерения прошла метрологическую аттестацию.

*М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Е.А. Ерин,  
М.В. Додонова, Е.В. Балалаева, А.Е. Ерина*

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ МУРАВЬИНОЙ КИСЛОТЫ В НИТРАТНО-ФОРМИАТНЫХ СИСТЕМАХ

Для установления количественных закономерностей образования формиатов плутония и америция в процессе денитрации необходим контроль концентрации муравьиной кислоты. Для количественного определения формиат-ионов используют ферментативный анализ [1]; спектрофотометрию в ультрафиолетовой области [2]; обратное титрование, заключающееся в добавлении избытка окислителя к анализируемому раствору и титровании непрореагировавшего остатка окислителя подходящим реагентом, например солью Мора<sup>72</sup>, или щавелевой кислотой [3, 4]. Эти методы трудоёмкие, чувствительные к составу раствора и в условиях защитного оборудования для проведения оперативного анализа их применяют мало.

<sup>72</sup> Соль Мора (двойная серноокислая соль аммония и железа, сульфат железа) — соединение неорганического происхождения, искусственный аналог минерала морит. — Прим. ред.

Наиболее простыми методами определения формиат-ионов являются методы, основанные на окислении муравьиной кислоты до карбонат-ионов перманганатом калия или бихроматом калия до углекислого газа [3, 4]. Следует отметить, что при титровании сильно разбавленных растворов визуальный контроль точки эквивалентности затруднителен. В связи с этим в данной работе была сделана попытка установления точки эквивалентности спектрофотометрическим методом по разности исходных и конечных значений концентрации перманганата или бихромата калия соответственно.

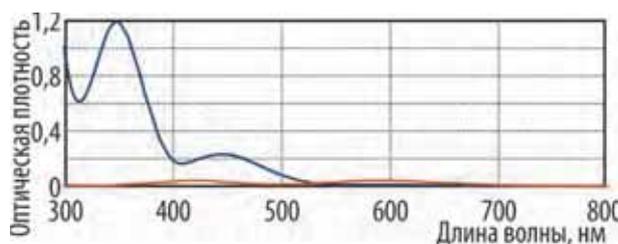


Рис. 3.20. Спектры поглощения  $\text{Cr}_2\text{O}_7^{2-}$  (—) и  $\text{Cr}^{3+}$  (—) -ионов

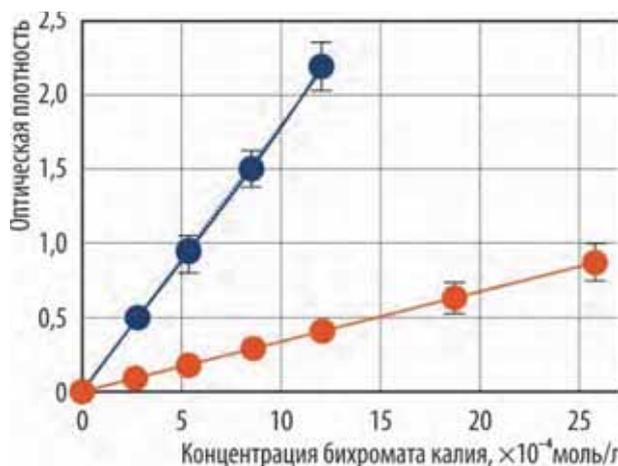


Рис. 3.21. Калибровочная кривая определения бихромат-иона при длине волны 350 (—) и 445 нм (—) с молярным коэффициентом погашения  $\epsilon$ , равным 1798,5 и 339,69 соответственно

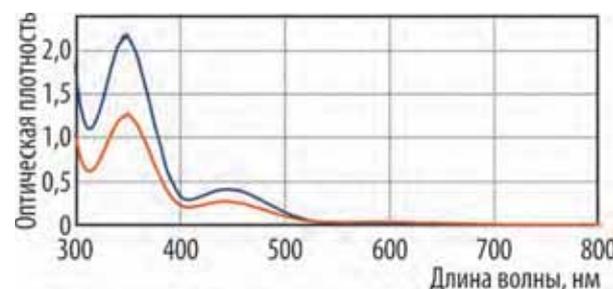


Рис. 3.22. Спектры поглощения растворов бихромата калия: исходного (—); после добавления муравьиной кислоты (—)

На рис. 3.20 показаны спектры поглощения  $\text{Cr}_2\text{O}_7^{2-}$ - и  $\text{Cr}^{3+}$ -ионов при концентрации хрома  $1,35 \cdot 10^{-3}$  моль/л. Видно, что поглощение ионов  $\text{Cr}^{3+}$  пренебрежимо мало по сравнению с поглощением ионов  $\text{Cr}_2\text{O}_7^{2-}$ , то есть контроль муравьиной кислоты целесообразнее определять по уменьшению концентрации бихромат-ионов.

На рис. 3.21 представлены калибровочные кривые определения концентрации бихромат-ионов по оптической плотности в максимумах поглощения при длине волны, равной 350 и 445 нм. Видно, что молярный коэффициент погашения при длине волны 350 нм в пять раз больше, чем при 445 нм. Это позволяет проводить спектрофотометрические измерения в достаточно широком диапазоне концентрации бихромат-ионов: при длине волны 350 нм значение оптической плотности более двух. Не разбавляя раствор, можно проводить измерения оптической плотности при длине волны 445 нм. Предел обнаружения муравьиной кислоты при этом составляет  $(3-3,5) \cdot 10^{-5}$  моль/л.

Спектрофотометрический метод был проверен на растворе муравьиной кислоты заданной концентрации  $5 \cdot 10^{-2}$  моль/л. Содержание муравьиной кислоты определяли по разнице значений оптической плотности в максимумах поглощения при длине волны 350 и 445 нм исходного раствора и раствора после добавления муравьиной кислоты (рис. 3.22).

Число параллельных измерений равно трём, относительная неопределённость результатов измерений примесных элементов при доверительной вероятности 0,95 составила 5 %, что находится в пределах неопределённости спектрофотометрического метода.

В ходе работы были испытаны перманганатный и бихроматный методы определения муравьиной кислоты. Установлено, что перманганатный метод [5] не обеспечивает

стабильные результаты ввиду неустойчивости перманганат-ионов в щелочной среде. Разработан спектрофотометрический вариант бихроматного метода, позволяющий определять концентрацию муравьиной кислоты более  $3 \cdot 10^{-5}$  моль/л.

#### Список литературы

1. А. с. 1271873 (13)A1, СССР, (51)МПК C12N11/14(2000.01), C12Q1/32(2000.01) [Электронный ресурс]. Способ определения формиат-иона в водных растворах / В.И. Тишков, А.М. Егоров // Бюл., 1986. № 43. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — URL: [http://www1.fips.ru/fips\\_servl/fips\\_servlet](http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet) (дата обращения: 22.08.2019).
2. Патент № 2342649 Российская Федерация, C1(13), МПК (51) G01N21/77(2006.01) [Электронный ресурс]. Способ спектрофотометрического определения муравьиной кислоты / Ю.Г. Хабаров, М.С. Яковлев // Бюл., 2008. № 36. — Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности» / Информационные ресурсы / Открытые реестры / Реестр изобретений Российской Федерации. — URL: [http://www1.fips.ru/fips\\_servl/fips\\_servlet](http://www1.fips.ru/fips_servl/fips_servlet) (дата обращения: 22.08.2019).
3. Петерс Д., Хайес Д., Хифтье Г. Химическое разделение и измерение: теория и практика аналитической химии. — М.: Химия, 1978. — 816 с.
4. Эшворт М. Р. Ф. Титриметрические методы анализа органических соединений: пер. с англ. Д.А. Крешкова / под редакцией и с дополнениями. А.П. Крешкова. — М.: Химия, 1972. — 496 с.
5. Петрухин О.М. Аналитическая химия. Химические методы анализа. — М.: Химия, 1992. — 308 с.

*К.О. Копанева, А.С. Корнилов, А.Р. Салахова,  
О.С. Дмитриева, А.О. Макаров, М.Г. Дмитриев*

## СПЕКТРОФОТОМЕТРИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ УРАНА В ОРГАНИЧЕСКИХ ЭКСТРАКТАХ ПО СОБСТВЕННОМУ ПОГЛОЩЕНИЮ

Для успешного осуществления экстракционных процессов необходим оперативный анализ содержания урана в органической и водной фазах, а также в отработанных органических растворах. При экстракции содержание урана в органической фазе определяют по разности содержания урана в исходном водном растворе и рафинате, а после реэкстракции остаточную концентрацию урана в органической фазе — по концентрации урана в водном реэкстракте. В обоих случаях это приводит к значительной погрешности и отсутствию баланса по урану. При необходимости химического анализа органической фазы сначала проводят полную реэкстракцию урана, а затем определяют содержание урана в водном реэкстракте. Это увеличивает время проведения анализа и, соответственно, затрудняет оперативный контроль процесса. В настоящей работе представлен метод прямого спектрофотометрического определения урана в органических экстрактах Пьюрекс-процесса по собственному поглощению урана с трибутилфосфатом. К преимуществам спектрофотометрического определения урана в органической среде можно отнести то, что уран экстрагирует в органическую фазу,

свободную от мешающих его определению примесей и не требуется дополнительных операций очистки и подготовки пробы. В работе [1] приведены значения молярных коэффициентов погашения для раствора  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$  в трибутилфосфате при различных значениях длины волны. Учитывая литературные данные, предположили, что возможно разработать метод прямого спектрофотометрического определения урана в органических экстрактах.

Уран экстрагирует в органическую фазу в виде комплекса  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 2TBF_{орг}^{73}$ . Азотная кислота также экстрагирует в соответствии с её коэффициентом распределения [2]. Очевидно, спектр поглощения будет представлять собой сумму спектров азотной кислоты и комплекса  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 2TBF_{орг}$ . При промышленной экстракции<sup>74</sup> оптимальная концентрация азотной кислоты равна 4 моль/л. На рис. 3.23 представлены спектры поглощения 30 %-го раствора трибутилфосфата в декане, обработанного азотной кислотой, и экстракта урана в ультрафиолетовой и видимой областях спектра относительно раствора сравнения 30 %-го трибутилфосфата в декане.

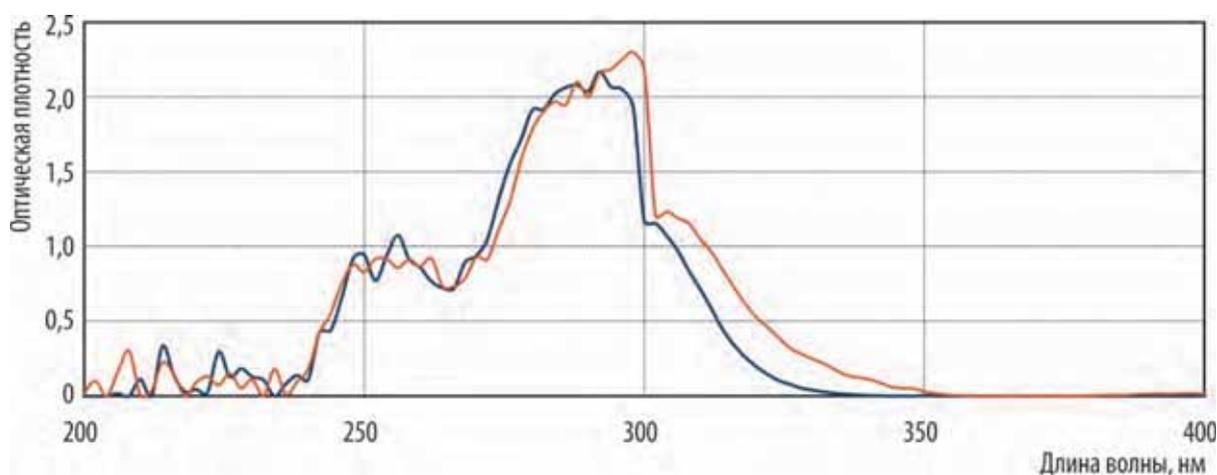


Рис. 3.23. Спектры поглощения раствора трибутилфосфата в декане (—) и экстракта урана (—) в ультрафиолетовой области спектра

Как видно, при длине волны меньше 350 нм присутствие азотной кислоты вносит существенные искажения в спектр поглощения экстракта. Учесть влияние данной кислоты можно, если в качестве раствора сравнения использовать раствор трибутилфосфата, обработанный азотной кислотой с концентрацией 4 моль/л. Такой спектр поглощения органического экстракта урана показан на рис. 3.24. Видно, что спектры имеют хорошо выраженные максимумы поглощения в ультрафиолетовой и видимой областях, что соответствует данным работы [1].

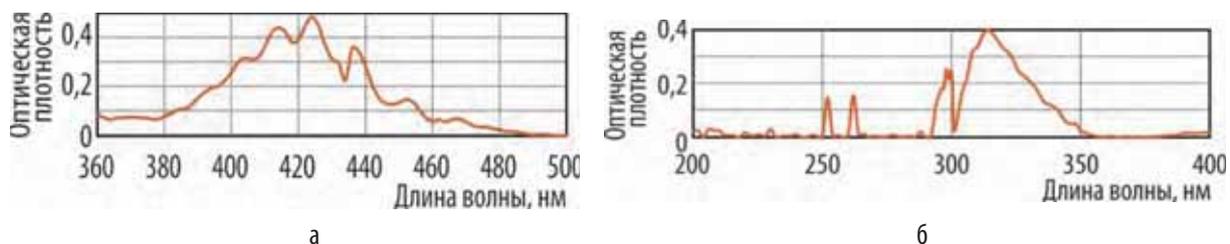


Рис. 3.24. Спектр поглощения органического экстракта урана с концентрацией 6,2 (а) и 1,4 г/л (б)

<sup>73</sup> ТБФ — трибутилфосфат. — Прим. ред.

<sup>74</sup> Экстракция (от лат. *extraho* — извлекаю) — это извлечение вещества из раствора или из сухой смеси с помощью растворителя (экстрагента). — Прим. ред.

По результатам спектрофотометрических измерений построены калибровочные графики определения урана в органических экстрактах по оптической плотности в максимумах поглощения при длине волн 315 и 424 нм.

Из сравнения данных рис. 3.25 видно, что светопоглощение при длине волны 315 нм приблизительно в шесть раз больше, чем при 424 нм. Отсюда следует весьма важный вывод: при высокой концентрации урана в экстракте и соответственно низкой концентрации азотной кислоты измерения оптической плотности лучше проводить в видимой области спектра, где влияние азотной кислоты отсутствует. Напротив, при низкой концентрации урана предпочтительнее работать в ультрафиолетовой области при более высокой чувствительности и контролируемой концентрации азотной кислоты в экстракте.

В ходе проведённой работы были получены следующие результаты:

1. Исследованы спектры поглощения азотной кислоты и комплекса  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 2ТБФ$  в 30 %-м растворе трибутилфосфата в декане в ультрафиолетовой и видимой областях. Определены максимумы поглощения урана при значениях длины волны, равных 315 и 424 нм.
2. Установлено, что для исключения влияния азотной кислоты необходимо использовать в качестве раствора сравнения раствор трибутилфосфата в декане, насыщенный азотной кислотой.
3. Разработан метод прямого спектрофотометрического определения урана в 30 %-м растворе трибутилфосфата в декане по собственному поглощению комплекса  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 2ТБФ$ .

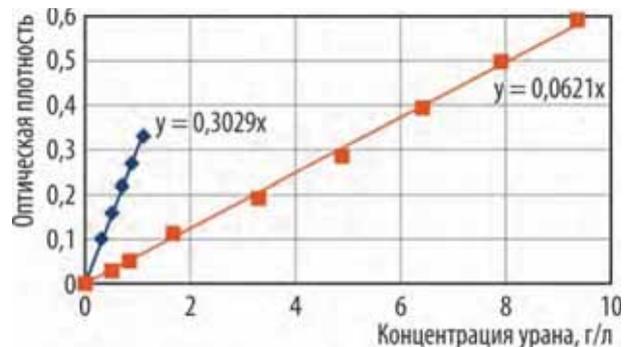


Рис. 3.25. Градуировочные кривые определения урана в органическом экстракте по светопоглощению комплекса  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 2ТБФ$  при длине волны 315 (—) и 424 (—) нм

#### Список литературы

1. Рябчиков Д.И., Сенявин М.М. Аналитическая химия урана. — М.: Наука, 1962. — 432 с.
2. Жерин И.И., Амелина Г.Н., Егоров Н.Б., Леонова Л.А. Оптические методы определения урана и тория — Томск: Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 2012. — 46 с.

К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева

## ОСАЖДЕНИЕ АММОНИЙУРАНИЛТРИКАРБОНАТА

Технологические операции получения аммонийуранилтрикарбоната применяют при переочистке химических концентратов урана, концентрировании урана после экстракционной очистки, в процессах твёрдофазной реэкстракции урана из органических растворов. При осаждении аммонийуранилтрикарбоната остаточная концентрация урана в маточном растворе достаточно высокая и составляет 1–5 г/л [1]. В случае переработки высокообогащённого урана это является серьёзным недостатком. Для снижения потерь урана приходится

вводить дополнительные операции декарбонизации и осаждения диурата аммония из маточных растворов.

Из научно-технической литературы известно, что растворимость карбонатов в системе можно регулировать содержанием этилового спирта [2]. В настоящей работе исследованы закономерности осаждения аммонийуранилтрикарбоната из водно-спиртовых карбонатных растворов.

Растворимость аммонийуранилтрикарбоната в водно-спиртовых растворах зависит как от концентрации спирта, так и от концентрации карбоната аммония в исходном водном растворе, вводимого с избытком над стехиометрическим количеством в соответствии с формулой  $(\text{NH}_4)_4[\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3]$ . Иными словами, исходная концентрация урана 30 г/л (растворимость аммонийуранилтрикарбоната в воде) соответствует карбонату аммония  $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$  с концентрацией 0,385 моль/л.

В табл. 3.5 и на рис. 3.26 приведены экспериментальные данные по растворимости аммонийуранилтрикарбоната (г/л урана) при различных значениях концентрации спирта и карбоната аммония.

Таблица 3.5

**Зависимость растворимости аммонийуранилтрикарбоната  
от концентрации спирта при различных значениях  
концентрации карбоната аммония**

| Объёмная<br>доля<br>спирта, % | Концентрация $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$ , моль/л |             |       |       |             |       |             |       |       |       |       |       |
|-------------------------------|--|-------------|-------|-------|-------------|-------|-------------|-------|-------|-------|-------|-------|
|                               | 0  | 0,4         | 0,8   | 1     | 1,5         | 1,88  | 2,35        | 2,7   | 3     | 3,4   | 3,75  | 4,1   |
| 0                             | 30   | 7           | 4,5   | 3,5   | 2,2         | 1,5   | 0,8         | 0,6   | 0,4   | 0,3   | 0,18  | 0,14  |
| 10                            | 13   | 2,3         | 0,78  | 0,72  | 0,65        | 0,42  | 0,185       | 0,088 | 0,085 | 0,077 | 0,056 | 0,050 |
| 20                            | 3,5  | 0,6         | 0,1   | 0,07  | 0,05        | 0,05  | 0,033       | 0,020 | 0,021 | 0,014 | 0,013 | 0,010 |
| 30                            | 0,94   | 0,15        | 0,02  | 0,018 | 0,005       | 0,004 | Менее 0,001 |       |       |       |       |       |
| 40                            | 0,18   | 0,020       | 0,008 | 0,005 | Менее 0,001 |       |             |       |       |       |       |       |
| 50                            | 0,055  | Менее 0,001 |       |       |             |       |             |       |       |       |       |       |
| 60                            | 0,01   | Менее 0,001 |       |       |             |       |             |       |       |       |       |       |
| 70                            | 0,0056   | Менее 0,001 |       |       |             |       |             |       |       |       |       |       |

Примечание. Светло-оранжевым цветом выделена область растворимости аммонийуранилтрикарбоната менее 0,01 г/л, которая соответствует полноте осаждения урана не менее 99,95 %.

Как видно из приведённых данных, осаждение аммонийуранилтрикарбоната из водно-спиртовых растворов позволяет снизить остаточную концентрацию урана в хвостовых маточных растворах до 1 мг/л.

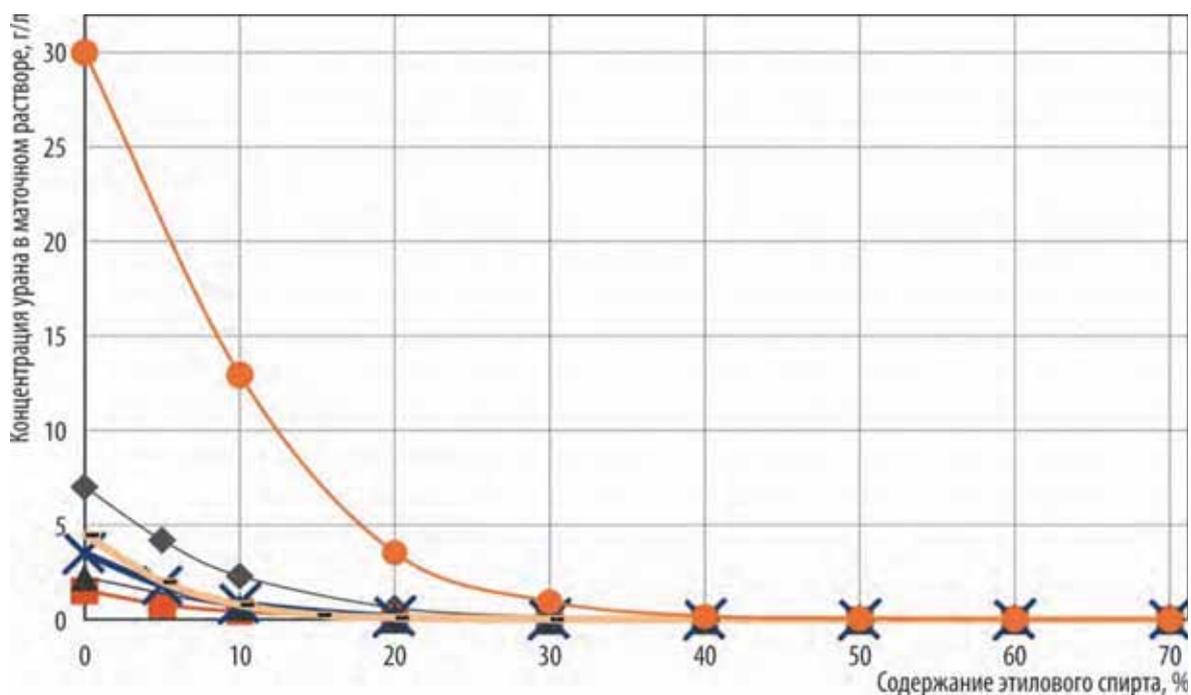


Рис. 3.26. Зависимость концентрации урана в маточном растворе от концентрации этилового спирта: 0,4 (◆); 1,88 (■); 1,5 (▲); 1,0 (✕); 0,8 (— — —); 0 (●) моль/л

#### Список литературы

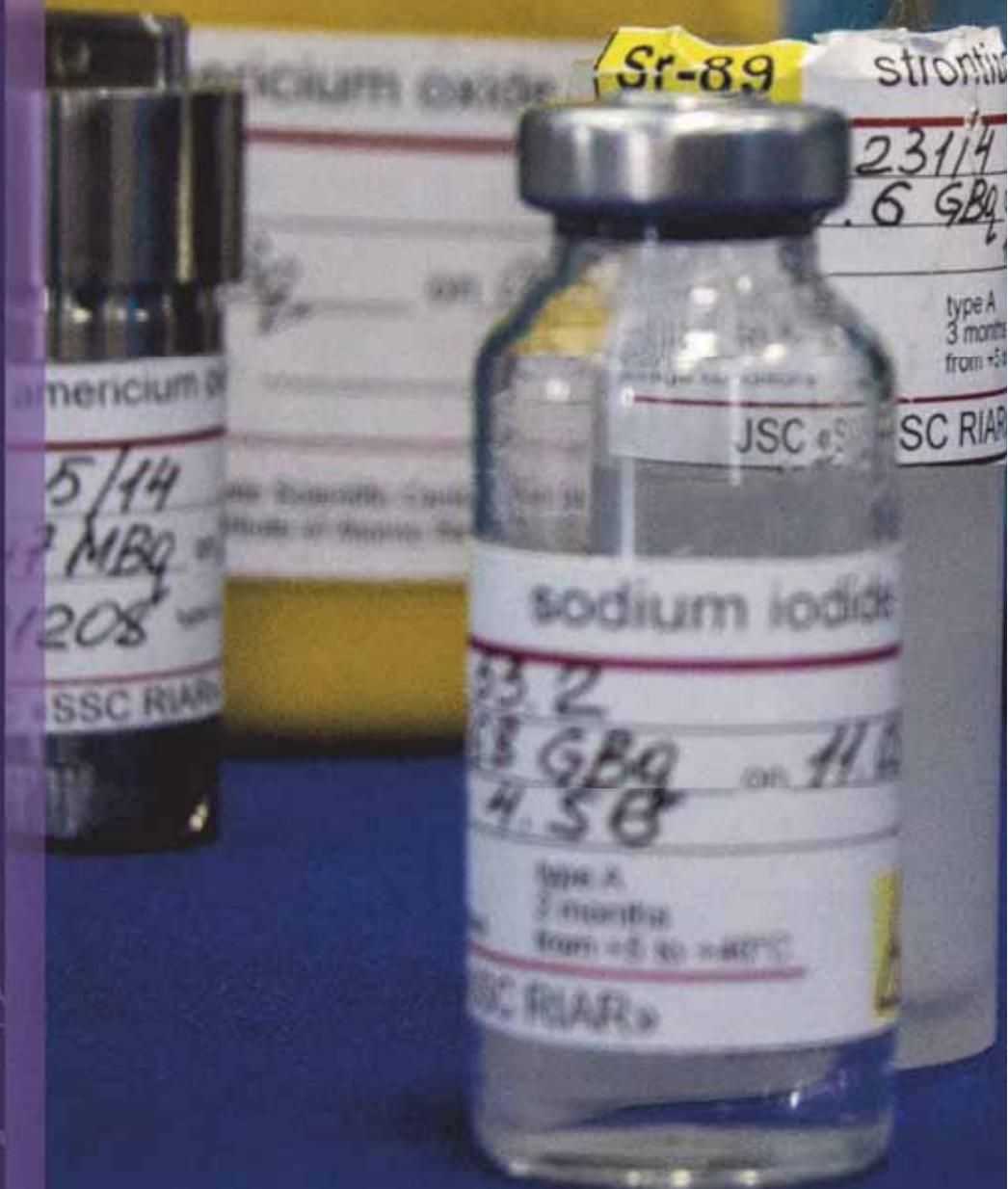
1. Тураев Н.С., Жерин И.И. Химия и технология урана: Учебное пособие для вузов. — М.: ЦНИИАтоминформ, 2005. — 407 с.
2. Справочник химика: т. 2, изд. 2. Основные свойства неорганических и органических соединений / под ред. Б.П. Никольского, В.А. Рабиновича. — М. — Л.: Химия, 1964. — 1162 с.

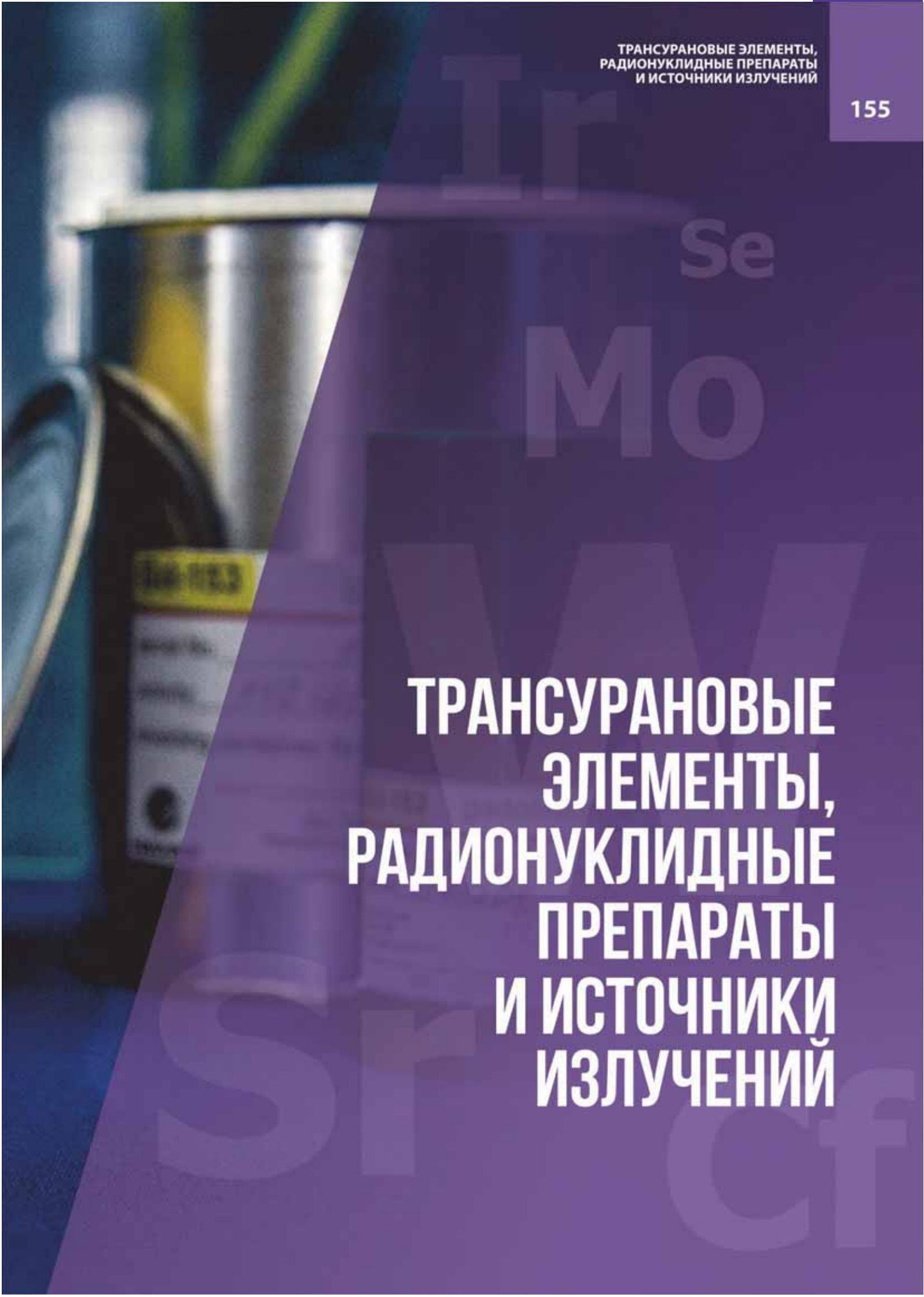
А.С. Корнилов, Е.В. Васюнина, К.О. Копанева, О.С. Дмитриева,  
А.О. Макаров, Е.В. Черноокая, Р.Г. Абдуллов



АО «ГНЦ НИИАР» производит широкую номенклатуру радионуклидов, используемых в ядерной медицине, промышленности и научных исследованиях, в том числе молибден-99, стронций-89, йод-131 селен-75, иридий-192, кобальт-60, калифорний-252

# 4





**ТРАНСУРАНОВЫЕ  
ЭЛЕМЕНТЫ,  
РАДИОНУКЛИДНЫЕ  
ПРЕПАРАТЫ  
И ИСТОЧНИКИ  
ИЗЛУЧЕНИЙ**

Основной вклад в выручку от реализации радионуклидной продукции в отчётном году внесли продажи препаратов молибдена-99, стронция-89, йода-131 и источников ионизирующего излучения и облучённых материалов на основе радионуклидов селена-75, иридия-192, кобальта-60 и калифорния-252 (рис. 4.1). Существенное влияние на структуру доходов в 2019 году оказала плановая остановка реактора СМ на модернизацию.

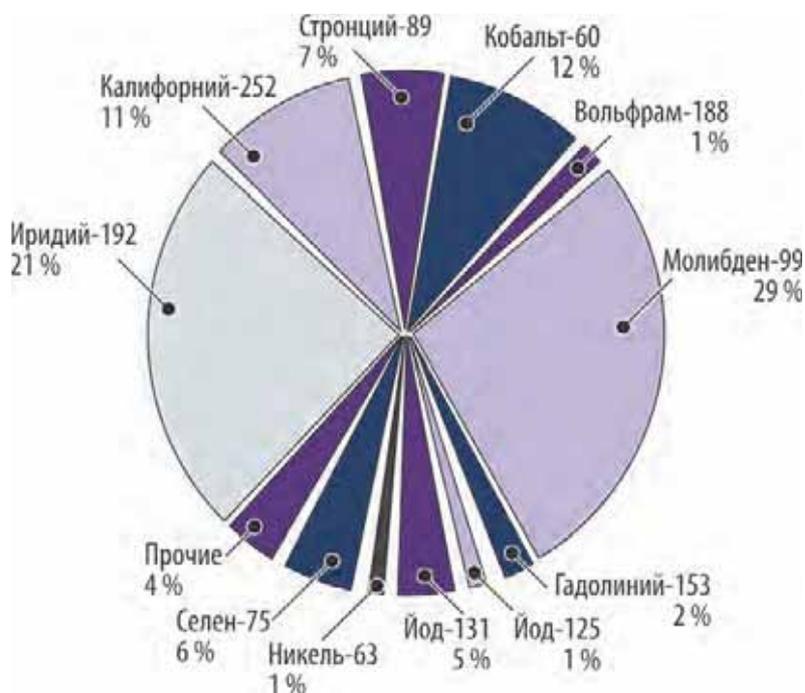


Рис. 4.1. Структура относительного объёма продаж радионуклидной продукции в 2019 году

калибровка активности) в отчётном году составил более 518 ТБк (14 кКи). Производство и отгрузку препарата осуществляли еженедельно на регулярной основе и периодически — дважды в неделю с соответствующим увеличением суммарного объёма отгрузок в среднем до 16,65 ТБк (450 Ки) в неделю (с фактической калибровкой более шести суток).

Из радионуклидных изделий наибольший вклад в объём реализованной продукции внесли продажи источников на основе калифорния-252, селена-75 и иридия-192. Из-за плановой остановки с начала июля 2018 года реактора СМ на модернизацию производство источников на основе селена-75 было приостановлено, как и производство препаратов на основе цезия-131, йода-125, вольфрама-186 и гадолиния-153, что привело к снижению объёма их производства.

В результате выполненных расчётных и технологических работ производство облучённого материала — иридия-192 и источников на его основе — после остановки реактора СМ на модернизацию было организовано из изотопно-обогащённого иридия-191, облучённого в реакторе МИР, что позволило полностью сохранить объём производства данных видов радионуклидной продукции на уровне предшествующих лет.

Реакторная наработка радионуклида лютеция-177 на период остановки реактора СМ была также осуществлена в реакторе МИР. Несмотря на значительно более низкий реакторный выход лютеция-177 в реакторе МИР по сравнению с реактором СМ, в результате выполненных исследо-

Из радионуклидных препаратов, как и в предшествующие годы, наибольшая доля в объёме реализованной продукции принадлежит молибдену-99. Поставляли препарат Национальной комиссии по ядерной энергии Бразилии<sup>75</sup>, АО «Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (Россия), аргентинским фирмам «Бэкон Лабораторис»<sup>76</sup> и «Техноньюклар С.А.»<sup>77</sup>, а также российско-китайскому совместному предприятию «Пекинская КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью»<sup>78</sup>. Объём реализации молибдена-99 (фактическая

<sup>75</sup> CNEN/SP. — Прим. ред.

<sup>76</sup> Bacon Laboratorios. — Прим. ред.

<sup>77</sup> Technonuclear S.A. — Прим. ред.

<sup>78</sup> Beijing CIAE-RIAR Radioisotope Technology Co., Ltd. — Прим. ред.

вательских и опытно-технологических работ удалось полностью сохранить ранее достигнутый объём производства препарата лютеция-177. В связи с отсутствием со второй половины 2019 года возможности получать радионуклид стронций-89 в реакторе СМ, его замещающая реакторная наработка была своевременно организована в реакторе БОР-60.

В отчётном году продолжены работы по подготовке к облучению стартового плутония-240 в соответствии с утверждённым планом производства калифорния-252 на 2017–2021 годы. Проведена радиохимическая переработка длительно выдержанной смеси изотопов плутония, выделен накопившийся в граммовом количестве продукт радиоактивного распада — америций-241, очищенный плутоний в форме диоксида передан в отделение радиохимических технологий. В 2019 году из него изготовили мишени, которые затем установили в реактор МИР на длительное (более трёх лет) облучение с целью наработки тяжёлых изотопов плутония.

В отчётном году успешно завершены работы по изготовлению уникального источника на основе хрома-51, предназначенного для проведения научных исследований фундаментальных свойств материи. Работа специалистов института проводилась в рамках уникального международного научного эксперимента BEST (Baksan Experiment on Sterile Transitions) в области нейтринной физики по поиску новой элементарной частицы — стерильного нейтрино. Институт ядерных исследований Российской академии наук координирует реализацию проекта BEST, международная коллаборация которого насчитывает пятнадцать научных организаций России, Германии, США, Канады и Японии. Облучение 4 кг металлического хрома, обогащённого по хром-50, проведено в центральной полости высокопоточного реактора СМ. Затем были осуществлены дистанционная сборка и герметизация источника (рис. 4.2), который в июле 2019 года был доставлен на место проведения эксперимента и успешно загружен в галлиево-германиевый нейтринный телескоп Баксанской нейтринной обсерватории. Активность хрома-51 в источнике на момент начала эксперимента составила около 125,8 ПБк (3,4 МКи).

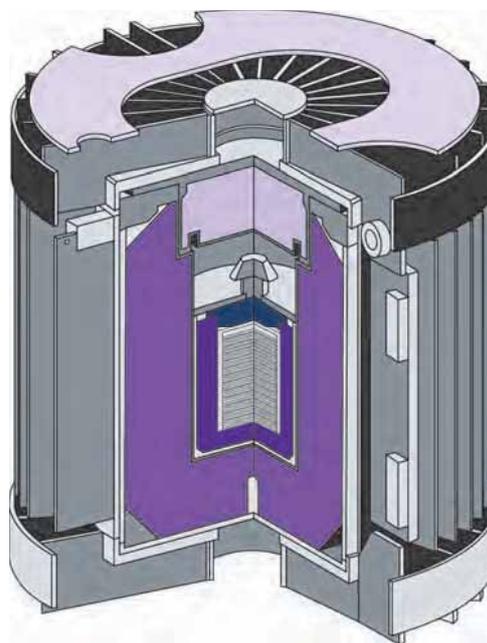


Рис. 4.2. Общий вид источника нейтрино в биологической защите и транспортном контейнере

О.И. Андреев

## СОЗДАНИЕ ИСТОЧНИКА НА ОСНОВЕ ХРОМА-51 ДЛЯ БАКСАНСКОГО ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ПОИСКУ СТЕРИЛЬНЫХ НЕЙТРИНО

Работа была осуществлена в рамках международного научного эксперимента BEST (Baksan Experiment on Sterile Transitions) в области нейтринной физики по поиску новой элементарной частицы — так называемого стерильного нейтрино. Эксперимент по обнаружению нейтрино предполагает исследование потока нейтрино от компактного искусственного источника высокой интенсивности на основе радионуклида хрома-51 в мишени из металлического галлия (масса 50 т) галлиево-германиевого нейтринного телескопа Баксанской нейтринной обсерватории Института ядерных исследований Российской академии наук.

Для того чтобы в эксперименте достигнуть чувствительности к исчезновению электронных нейтрино в несколько процентов, активность источника на основе хрома-51 должна быть не ниже

111 ПБк (3 МКи). В 2018 году в рамках договора с Институтом ядерных исследований Российской академии наук была обоснована возможность создания такого источника на производственной базе АО «ГНЦ НИИАР» [1–5], разработана конструкция опытного источника нейтрино на основе хрома-51 (рис. 4.3). Источник состоит из размещённых в стальной капсуле двадцати шести облучённых дисков из хрома двух типоразмеров: 88×22 и 84×6 мм, где первая цифра обозначает внешний диаметр, а вторая — диаметр центрального отверстия. Капсула источника герметизируется аргонодуговой сваркой с использованием неплавящегося электрода. Толщина дисков одинакова и равна примерно 4 мм.

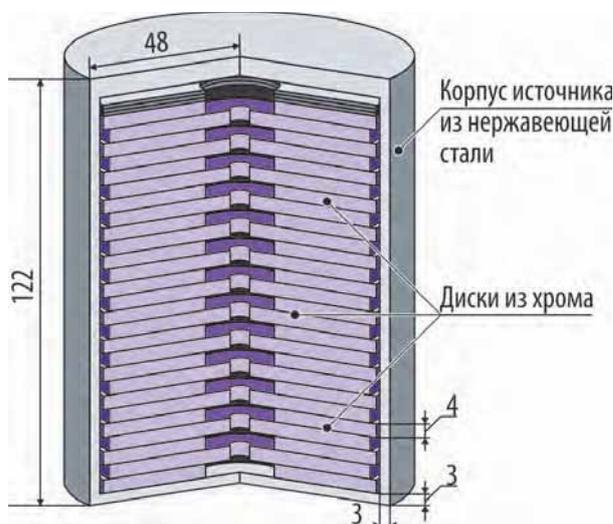


Рис. 4.3. Разрез источника нейтрино на основе хрома-51

В 2019 году выполнены следующие подготовительные работы:

- ◆ изготовлено устройство для облучения хрома;
- ◆ проведены полномасштабные экспериментальные исследования на физической модели реактора СМ;
- ◆ обоснована безопасность проведения эксперимента в реакторе СМ;
- ◆ изготовлена биологическая защита для источника на основе хрома-51;
- ◆ проведена сертификация источника;
- ◆ выполнены радиационные расчёты для обоснования безопасности работ на участке изготовления источника;
- ◆ изготовлено внутрикамерное оборудование и проведена технологическая отработка сборки и герметизации источника нейтрино на основе хрома-51.

Облучение в реакторе СМ дисков из обогащённого хрома (4 007,5 г хрома с обогащением по хрому-50 около 96,55 %) в составе устройства проводили с двадцать второго марта по второе июля (75,4 эффективных суток). Разработанный график облучения позволил не только обеспечить требуемую суммарную активность хрома-51 (не менее 131,35 ПБк (3,5 МКи)), но и реализовать наработку иридия-192 в каналах отражателя, а также накопление стронция-89 в ячейках ТВС реактора СМ.

Для реализации требуемого графика работы реактора были разработаны следующие принципы загрузки активной зоны:

- ◆ перед первой кампанией:
  - разовая догрузка топлива (около 1 кг урана-235) для компенсации потери запаса реактивности,
  - замена топливных подвесок компенсирующих органов системы управления и защиты для увеличения эффективности;
- ◆ при последующих перегрузках:
  - загрузка необлучённых тепловыделяющих сборок (2–3 шт.) в ячейки активной зоны, примыкающие к нейтронной ловушке,
  - перестановка частично выгоревших ТВС в периферийные ячейки на места выгружаемых отработавших тепловыделяющих сборок,
  - обеспечение равномерного итогового распределения топлива по квадрантам.

За весь период облучения устройства с хромом расход ТВС составил 28 штук, что больше в 1,4 раза усреднённого расхода сборок до эксперимента за такой же промежуток времени.

После завершения облучения устройство было отправлено в радиационно-защитную камеру для проведения дальнейших операций: разборки устройства, сборки и сварки источника, загрузки его в биологическую защиту и транспортный контейнер. Выполнение операций заняло примерно шесть часов. При разборке устройства не отмечено следов разрушения дисков, сколов, наличия порошка хрома. Облучённый материал в полном объёме был загружен в капсулу источника, сверху столба хромовых дисков помещён вольфрамовый диск толщиной 1 мм. Время от остановки реактора до доставки источника в Баксанскую нейтринную обсерваторию составило около 75 часов.

Суммарная расчётная активность хрома-51 составила примерно 131,35 ПБк (3,55 МКи) на момент окончания облучения. Состав хрома до и на момент окончания облучения приведён в табл. 4.1.

Таблица 4.1

#### Состав хрома

| Дата       | Масса, г |         | Массовая доля, % |         |         |         |         |            |
|------------|----------|---------|------------------|---------|---------|---------|---------|------------|
|            | Хром     | Ванадий | Хром-50          | Хром-51 | Хром-52 | Хром-53 | Хром-54 | Ванадий-51 |
| 22.03.2019 | 4 007,5  | –       | 96,55            | 0       | 3,20    | 0,20    | 0,05    | –          |
| 02.07.2019 | 3 939,5  | 69,0    | 95,50            | 0,973   | 3,27    | 0,20    | 0,058   | 100        |

Измеренная калориметрическим методом на месте доставки активность хрома-51 в источнике оказалась равной примерно 125,8 ПБк (3,4 МКи), что хорошо согласуется с расчётным значением.

#### Список литературы

1. Тарасов В.А. Расчётно-экспериментальные исследования по обоснованию создания источника нейтрино на основе радионуклида хрома-51. — Годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — С. 165. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации» или «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: [http://niar.ru/sites/default/files/ngo-2018\\_sayt\\_2.pdf](http://niar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf). Дата обращения: 15.01.2020.

2. Тарасов В.А., Романов Е.Г., Куприянов А.В. и др. Выбор и обоснование конструкции устройства для облучения хрома-51. — Там же. С. 165–167.
3. Пайдулов А.В., Фомин Д.В., Малков А.П. и др. Результаты экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик реактора СМ с облучательным устройством для наработки хрома-51. — Там же. С. 167–170.
4. Тарасов В.А., Романов Е.Г., Куприянов А.В. и др. Расчёт температурного поля и дозовых характеристик поля гамма-излучения источника нейтрино на основе хрома-51. — Там же. С. 170–172.
5. Каплин А.В., Табакин Е.М., Атаманов В.А. и др. Разработка и обоснование технологии сборки, сварки и контроля макетов источника нейтрино. — Там же. С. 172–174.

*А.И. Звир, А.Л. Ижutow, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов,  
А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, А.П. Малков, В.В. Пименов, В.А. Узиков,  
Л.В. Акимов, Е.М. Табакин, И.В. Торгашов, В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, Г.В. Орлов*

## ОСОБЕННОСТИ НАРАБОТКИ ИРИДИЯ-192 В РЕАКТОРЕ МИР С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ОБОГАЩЁННОГО СТАРТОВОГО МАТЕРИАЛА

В период реконструкции реактора СМ было принято решение использовать для наработки иридия-192 две ячейки (2-4 и 3-4) активной зоны реактора МИР. Ранее такие работы уже выполняли, для достижения требуемой удельной активности облучение проводили при мощности ячеек с облучательными устройствами, равной 1,8–2,2 МВт, в течение двух кампаний. Поддержание высокой мощности приводит к ускоренному снижению ресурса бериллиевых блоков и усложняет проведение экспериментальных работ в соседних ячейках, для накопления иридия-192 в качестве стартового материала решено использовать иридий, обогащённый до 83 % по изотопу иридию-191 (ранее облучали природную смесь — 37,3 %). Применение обогащённого иридия позволило достичь требуемой удельной активности иридия-192 при допустимой мощности ячеек с облучательными устройствами, равной 1,3–1,5 МВт, и сократить время облучения до одной кампании (22–25 сут).

Одновременно на облучение устанавливают иридиевые диски различных типовых размеров, основные из которых (диаметр диска и высота):

- ◆ 2,7×0,15 мм (25 % общей загрузки по массе);
- ◆ 3,0×0,2 мм (20 % загрузки по массе);
- ◆ 3,0×0,25 мм (40 % загрузки по массе).

Для заказчиков главным параметром облучённых иридиевых дисков является удельная эквивалентная активность иридия-192 (с учётом самопоглощения излучения в материале диска), которая варьируется в зависимости от условий контрактов, но не должна быть ниже 16,65–18,5 ТБк/г (450–500 Ки/г) на момент поставки дисков. С учётом длительности послереакторных операций и транспортной логистики на момент окончания облучения удельная активность должна быть не ниже 20,35 ТБк/г (550 Ки/г). Из-за существенной депрессии плотности потока тепловых нейтронов наименьшую удельную активность имеют диски с наибольшей толщиной и массой — 3,0×0,25 мм. Поэтому при определении допустимого мощностного режима работы ячеек с облучательными устройствами рассматривают диски именно этого номинала, так как для более лёгких достигаемая удельная активность иридия-192 будет заведомо выше.

Во втором полугодии 2019 года проведено четыре цикла облучения иридия в реакторе МИР. Определяющее значение имела достигнутая энергонаработка в ячейке с облучательным устройством, которая на этапе предварительных оценок должна была составлять примерно 38 МВт-сут для кампании длительностью 22–25 сут.

После каждого цикла облучения выборочно измеряли активность иридия-192 в дисках различных размеров. Измерения проводили как специалисты НИИАРа, так и заказчики. Результаты измерений облучённых иридиевых дисков показали, что предварительная оценка требуемой энергонаработки оказалась несколько завышенной, но такое завышение позволило выполнить требования заказчиков в условиях проблемных кампаний. Так, например, применительно к июльской кампании (01.07.2019–27.07.2019) активность иридиевых дисков оказалась выше прогнозируемой, определённой с использованием модели полячейки реактора для расчёта нейтронно-физических характеристик. Для массивных дисков (3×0,25 мм) разница составила около 20 %. Причиной занижения расчётных значений явился недостаток модели полячейки — её узкая пространственная локализация, не позволяющая детально воспроизвести распределение мощности ТВС окружения, положение органов регулирования и топлива в каналах с догрузкой. При внесении в данный ограниченный объём сильного поглотителя значительной массы, каким является иридий, существенно искажается пространственное распределение поля нейтронов, поскольку реактор моделируется с многократно более высокой суммарной загрузкой иридия.

С целью улучшения точности прогнозных расчётов была разработана секторная модель, соответствующая одной трети активной зоны реактора и включающая ячейки 2-4 и 3-4, в которых облучаются устройства с иридием (рис. 4.4). Эта модель имеет более высокую степень детализации: задано распределение выгорания топлива по ячейкам, отравление бериллиевых блоков, положение органов регулирования и топливных подвесок в каналах с догрузкой.

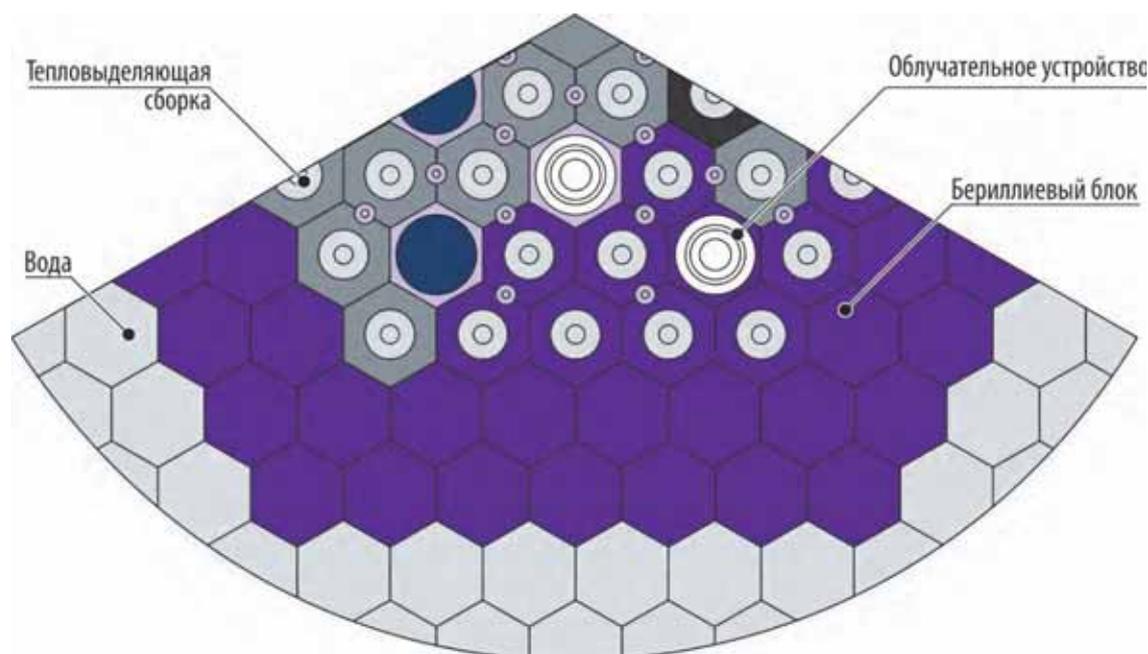


Рис. 4.4. Секторная модель реактора МИР

Расчётная модель сектора позволяет корректно прогнозировать достигаемую удельную активность иридия-192 ( $\pm 5\%$ ). Это подтверждается измерениями на 26 сентября 2019 года (табл. 4.2) активности иридия-192 в дисках (3,0×0,25 мм) после сентябрьского цикла облучения (30.08.2019–22.09.2019).

При построении графиков (рис. 4.5) зависимости удельной активности иридия-192 от времени облучения дисков (3×0,25 мм) при различных уровнях мощности в ячейке с облучательным устройством (масса иридия в облучательном устройстве — 150 г) за основу взяты экспериментальные значения эквивалентной активности иридия-192. Из данных рис. 4.5 следует, что для кампаний длительностью 22 сут мощность ячейки с облучательным устройством должна быть не менее 1,45 МВт (энергонаработка 31,9 МВт·сут), для кампаний длительностью 25 сут возможно снижение мощности до 1,3 МВт.

Таблица 4.2

## Расчётные и экспериментальные значения удельной активности иридия-192

| Маркировка мишени | Эквивалентная активность дисков, ТБк (Ки) |              | Отклонение расчётного значения активности от измеренного, % |
|-------------------|---|--------------|---|
|                   | Измеренная                                | Расчётная    |   |
| 89                | 0,925 (25,0)                              | 0,925 (25,0) | +3,3  |
|                   | 0,881 (23,8)                              |              |   |
|                   | 0,881 (23,8)                              |              |   |
| 90                | 0,773 (20,9)                              | 0,781 (21,1) | -3,9  |
|                   | 0,833 (22,5)                              |              |   |
|                   | 0,833 (22,5)                              |              |   |

При облучении иридия в составе облучательного устройства была отмечена существенная неравномерность энерговыделения по ТВС ячеек окружения. Для оценки влияния этой неравномерности на показатели накопления иридия-192 в кампанию с 4 по 27 октября 2019 года облучательные устройства с иридием были загружены с заданным азимутальным ориентированием. Наибольшая неравномерность зафиксирована в окружении ячейки 3-4. Мощность сборок в периферийных ячейках 4-4 и 4-5 почти вдвое ниже, чем в расположенных ближе к центру активной зоны ячейках 2-3 и 3-5.

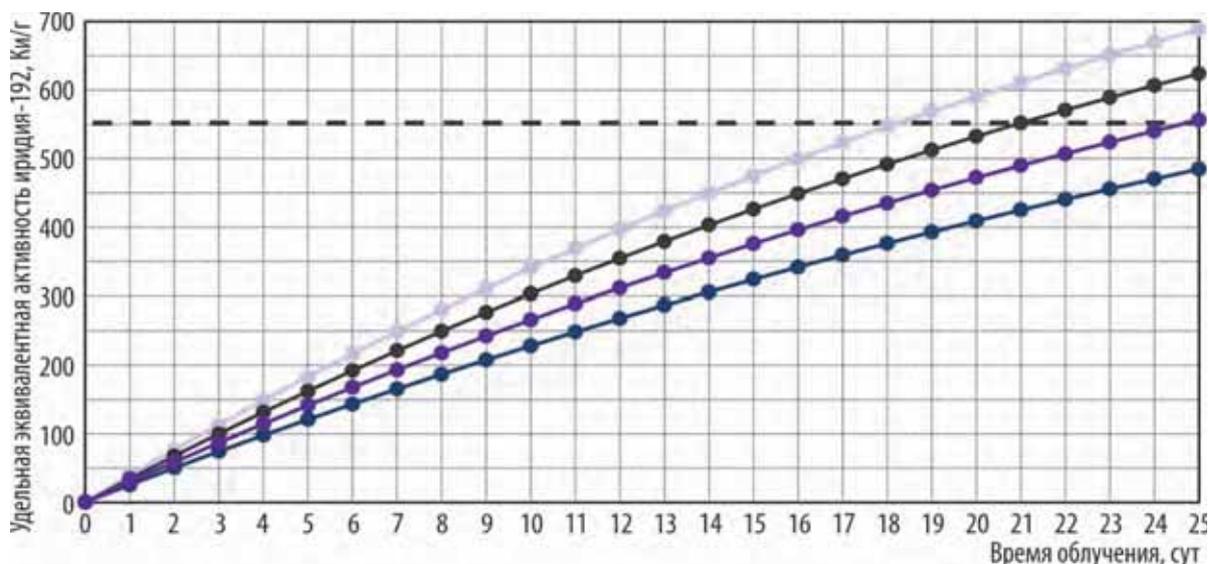


Рис. 4.5\*. Зависимость удельной эквивалентной активности иридия-192 от времени облучения при мощности в ячейке с облучательным устройством, равной 1,1 (●); 1,3 (●); 1,5 (●) и 1,7 (●) МВт, с указанием требуемой удельной активности (— — —)

\* Цифры на оси ординат соответствуют 1,85; 3,7; 5,55; 7,4; 9,25; 11,1; 12,95; 14,8; 16,65; 18,5; 20,35; 22,2; 24,05; 25,9; 27,75 ТБк/г.

Для измерения активности иридия-192 были выбраны диски из четырёх ампул устройства в ячейке 3-4: две ампулы с дисками размером 3×0,25 и 2,7×0,15 мм облучались максимально близко к ячейке 2-3 (средняя мощность за кампанию составила 1,9 МВт), две другие ампулы с дисками тех же размеров — максимально близко к ячейке 4-5 (средняя мощность — 1,1 МВт). Различие в активности дисков соответствующих размеров, обусловленное неравномерностью энерговыделения тепловыделяющих сборок окружения, составило 10–14 %, что подтвердило результат численного моделирования.

В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, Н.Ф. Демченко

## ИССЛЕДОВАНИЕ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ОСАЖДЕНИЯ КАЛИФОРНИЯ ИЗ ВОДНО-ОРГАНИЧЕСКОГО ЭЛЕКТРОЛИТА

Основными достоинствами метода электрохимического осаждения из растворов при изготовлении источников ионизирующего излучения являются возможность обеспечения точной дозировки радионуклида и равномерности его нанесения при изготовлении активных частей источников, широкий выбор геометрических форм и размеров активных частей источников, изготавливаемых данным методом, а также возможность дистанционного проведения процесса при использовании относительно простой аппаратуры.

Сложность процесса электрохимического осаждения калифорния состоит в том, что калифорний, как и все трансплутониевые элементы, является электроотрицательным металлом и поэтому из протонсодержащих растворителей в виде металла не осаждается. Технология электроосаждения данных элементов может быть основана на формировании на катоде их труднорастворимых гидроокисей. При этом происходит так называемый электролитический гидролиз в прикатодной области, где за счёт разряда ионов водорода происходит накопление гидроксильных ионов и создаются условия для образования гидроксида калифорния, который и осаждается на катоде. Толщина околоскатодного слоя зависит от действия разных факторов, из которых основные — состав электролита (концентрация калифорния, кислотность раствора, присутствие комплексообразователей, других посторонних примесей и прочее) и режим электролиза (плотность тока, температура электролита, продолжительность процесса). Все эти параметры должны быть оптимизированы, поскольку при большой толщине слоя гидроксид калифорния образуется в объёме раствора, но не осаждается на катоде, при малой — количество образующегося гидроксида калифорния слишком мало.

Лучших результатов по параметрам плотности осаждения трансплутониевых элементов, равномерности распределения осадка и прочности его сцепления с подложкой достигают при использовании водно-спиртовых электролитов [1, 2]. Органические вещества вступают на электродах в так называемые электроорганические реакции, в частности реакции гидрирования



где  $Q$  — органическое соединение.

Обычно выделяют два типа реакций гидрирования, протекающих в водно-органических электролитах: электронно-радикальный и химический [3]. Для катодов, хорошо адсорбирующих водород (например, платина, никель), процесс будет идти преимущественно по химическому механизму. На первом этапе ионы водорода будут разряжаться:



После чего при отсутствии органического растворителя будет протекать реакция



При наличии органического растворителя ( $Q$ ) реакция пойдёт по следующему механизму:



Таким образом, при наличии органических растворителей существенно уменьшается влияние процесса разрядки протонов на катоде, что сокращает выделение водорода и, соответственно, повышает качество осадка гидроксидов трансплутониевых элементов. Растворимость солей трансплутониевых элементов в чистых органических растворителях (спирты, ацетон) невысокая, и введение водного компонента позволяет как повысить растворимость данных солей, так и осуществить регулирование pH раствора.

<sup>79</sup> Адс — адсорбированный. — Прим. ред.

Технология электрохимического осаждения калифорния, разработанная в АО «ГНЦ НИИАР», основана на осаждении калифорния из водно-спиртовых растворов, в частности из смесей разбавленной азотной кислоты и изобутилового спирта, на платиновую проволоку с последующей её резкой на образцы необходимой длины [4].

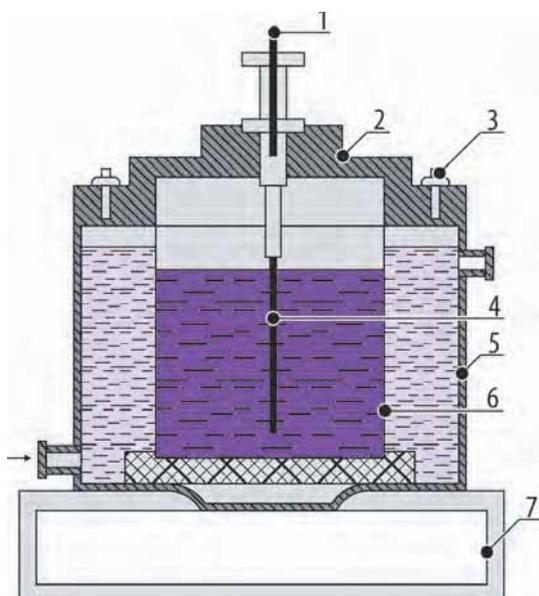


Рис. 4.6. Схема электролитической ячейки [4]:  
1 — катододержатель; 2 — крышка; 3 — уплотнение;  
4 — проволока платиновая (катод); 5 — рубашка  
охлаждения; 6 — стакан платиновый (анод);  
7 — станина

ноту осаждения калифорния. В качестве исходного был взят режим со следующими параметрами:

- ◆ время осаждения — 80 мин;
- ◆ расход охлаждающей воды — 30–40 л/ч;
- ◆ плотность тока — 200 мА/см<sup>2</sup>;
- ◆ объёмное отношение изобутилового спирта к азотной кислоте (с концентрацией 0,5 моль/л) — тридцать к одному [5].

Осаждение проводили в гальваностатическом режиме. Электролиз осуществляли без перемешивания электролита. Температуру электролита задавали расходом охлаждающей воды, подаваемой на электролизёр. Минимальная температура электролита при использованной конструкции электролизёра составила 25 °С. При проведении исследований меняли один из факторов, остальные оставались неизменными.

Так как осаждение калифорния происходит в виде гидроксида за счёт подщелачивания околокатодного пространства, то при слишком малых значениях концентрации кислоты толщина этого слоя становится слишком велика и происходит образование гидроокиси в объёме электролита. При слишком высоких значениях концентрации кислоты такого подщелачивания не происходит и калифорний на катоде не осаждается. Показано, что при увеличении концентрации азотной кислоты в электролите с  $8,9 \cdot 10^{-3}$  до  $1,94 \cdot 10^{-2}$  моль/л снижается полнота осаждения калифорния.

Плотность тока является одним из основных параметров электролиза, влияющим на качество электролитического осадка, скорость процесса, полноту осаждения. В результате разряда ионов водорода на катоде околокатодное пространство подщелачивается, образуется гидроксид калифорния, который осаждается на катоде. При увеличении плотности тока толщина под-

Осаждение проводили в электрохимической ячейке (рис. 4.6), анодом которой выступал её платиновый корпус, а катодом — платиновая проволока. Ячейка снабжена охлаждающей рубашкой. В качестве источника постоянного тока использовали источник питания Б5-50. За минуту до окончания процесса рН электролита повышают до восьми-девяти, чтобы предотвратить растворение осаждённого гидроксида калифорния после прекращения подачи электрического тока.

Изучено влияние различных факторов на электрохимическое поведение калифорния. Оценкой степени влияния служила полнота извлечения калифорния в процессе электрохимического осаждения. Исследовано влияние на полноту электроосаждения концентрации азотной кислоты и калифорния в электролите, катодной плотности тока, температуры электролита. При исследовании условий электрохимического осаждения калифорния последовательно проверяли воздействие каждого из перечисленных факторов на пол-

щелоченного околоскатодного слоя увеличивается и полнота осаждения калифорния возрастает. Установлено, что при повышении катодной плотности тока от 100 до 250 мА/см<sup>2</sup> полнота осаждения увеличивается.

При слишком высоких значениях концентрации калифорния в электролите слой осадка на катоде получается слишком толстым, рыхлым и может частично осыпаться. Обнаружено, что двукратное увеличение концентрации калифорния в электролите с 211 до 422 мкг/л практически не влияет на полноту извлечения калифорния при электроосаждении. Известно [3], что при более низкой температуре электролита образуются плотные катодные осадки. Выявлено, что изменение температуры электролита в пределах 25–76 °С практически не влияет на выход калифорния в процессе электроосаждения.

В заключение можно сделать следующие выводы:

1. Увеличение концентрации азотной кислоты в электролите с  $8,9 \cdot 10^{-3}$  до  $1,94 \cdot 10^{-2}$  моль/л снижает полноту осаждения калифорния.
2. Повышение катодной плотности тока с 100 до 250 мА/см<sup>2</sup> увеличивает полноту осаждения.
3. Двукратное увеличение концентрации калифорния в электролите с 211 до 422 мкг/л практически не влияет на полноту извлечения калифорния при электроосаждении.
4. Изменение температуры электролита в пределах 25–76 °С практически не влияет на полноту осаждения калифорния в процессе электроосаждения.

#### Список литературы

1. Evans J.E., Loughheed R.W., Coops M.S. et al. The use of electrodeposition methods to prepare actinide targets for cross-section measurements and accelerator bombardments // Nuclear Instruments and Methods, 1972. V. 102, № 3. P. 389–401.
2. Короткин Ю.С. Получение циклотронных мишеней из трансплутониевых и редкоземельных элементов электроосаждением из изобутанола: препринт: ОИЯИ-36-7400. — Дубна: Объединённый институт ядерных исследований, 1974. — 20 с.
3. Лукомский Ю.Я., Гамбург Ю.Д. Физико-химические основы электрохимии — Долгопрудный: Интеллект, 2008. — 424 с.
4. Гордеев Я.Н., Зинковский В.И., Карасев В.И. и др. Изготовление нейтронных источников из калифорния-252: препринт: НИИАР-10(418). — Димитровград: НИИАР, 1980. — 16 с.
5. Николаев В.М., Карелин Е.А., Кузнецов Р.А., Топоров Ю.Г. Технология трансплутониевых элементов. — Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000. — 359 с.

*М.Н. Смирнов<sup>80</sup>, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллоев<sup>80</sup>, А.П. Третьяков<sup>81</sup>*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОДУКТОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ СОЛЕЙ РАДИЯ С КОМПОНЕНТАМИ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ

В АО «ГНЦ НИИАР» проведено облучение опытных радиевых мишеней с целью наработки материнских изотопов для генерирования короткоживущих медицинских альфа-эмиттеров [1]. В качестве мишени используют упакованную в оболочку из нержавеющей стали смесь оксида свинца с метаплатомбатом радия (RaPbO<sub>3</sub>) со структурой кубического перовскита [2]. После

<sup>80</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ МИФИ». — Прим. авт.

<sup>81</sup> Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ МИФИ». — Прим. авт.

растворения облучённого материала в муравьиной кислоте отмечается присутствие в растворе большого количества кобальта-60, железа-59 и хрома-51 суммарной активностью около 74 Гбк/л (2 Ки/л), а также высокая концентрация (суммарно около 0,7 г/л) солей железа, никеля и хрома, которые затрудняют выделение и очистку полезных продуктов активации радия. Ранее авторами статьи был установлен факт взаимодействия смеси карбонатов радия (II) и свинца (II) с материалом тигля из нержавеющей стали с образованием фазы, аналогичной хромату бария ( $\text{BaCrO}_4$ ). Кроме того, при прокаливании смеси карбонатов радия (II) и свинца (II) в платиновом тигле экспериментально подтверждено образование фазы, аналогичной смешанному оксиду бария и платины ( $\text{BaPtO}_{2,38}$ ) [2]. Эксперименты по прокаливанию нитрата радия ( $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$ ) с нержавеющей сталью не позволили однозначно определить фазовый состав полученных соединений [3]. Целью работы был поиск соединений радия, относящихся к классу смешанных оксидов, которые могут образовываться на поверхности компактных образцов переходных металлов — основных компонентов нержавеющей стали: железа, никеля, титана и хрома. Методом рентгенофазового анализа было проведено исследование продуктов, полученных прокаливанием солей нитрата и карбоната радия на металлических подложках из железа, хрома, никеля, титана.

Препараты радия-226 предварительно очищали от примесей методом ионообменной хроматографии на колонке с катионитом BioRad AG 50x8<sup>82</sup> в присутствии этилендиаминтетрауксусной кислоты. На второй колонке с тем же катионитом проводили обессоливание раствора. Радий элюировали раствором азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л, полученный раствор упаривали досуха и растворяли в растворе азотной кислоты с концентрацией 0,01 моль/л. Данный метод позволяет отделить радий от всех компонентов, включая и соли бария.

Нитрат радия наносили на подложки из его водно-спиртовой суспензии, которую получали добавлением 1 мл 95-процентного этилового спирта к 200 мкл раствора нитрата радия, содержащего примерно 2 мг радия-226, с последующим высушиванием на воздухе и прокаливанием в шахтной печи при температуре 800 °С в течение 7–14 ч. Карбонат радия (II) получали добавлением 1 мл раствора карбоната аммония ( $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$ ) с концентрацией 4 моль/л к 200 мкл раствора нитрата радия, содержащего такое же количество радия-226, с последующей промывкой осадка тремя порциями (по 1 мл) 95-процентного этилового спирта. Затем полученную спиртовую суспензию карбоната радия наносили на металлические подложки с последующим высушиванием и прокаливанием осадка в шахтной печи также при температуре 800 °С в течение 7–14 ч. Полученные образцы анализировали на дифрактометре ДРОН-7 с микростриповым позиционно-чувствительным детектором Mythen 1K (медное излучение с никелевым фильтром, алмазный стандарт), интерпретацию фазового состава проводили с использованием базы данных PDF-2<sup>83</sup> (версия 2019) и комплекса программ PDWin<sup>84</sup>.

При прокаливании солей радия с металлическим железом были обнаружены следы фаз, близких к ферриту бария с формулой  $\text{BaFeO}_{3-x}$ , которые из-за отсутствия солей бария в препарате радия можно отнести к соединению состава  $\text{RaFeO}_{3-x}$  (пространственная группа  $R\bar{6}_3/mmc$ <sup>85</sup>, параметры кристаллической решётки:  $a$  —  $(5,66 \pm 0,01)$  Å;  $c$  —  $(13,95 \pm 0,01)$  Å).

При прокаливании солей радия на подложках из металлического никеля присутствует группа рефлексов, положение которых близко к смешанному оксиду бария и никеля  $\text{BaNiO}_3$  и которые можно интерпретировать как смешанный оксид радия и никеля  $\text{RaNiO}_3$ . Также были

<sup>82</sup> BioRad AG 50x8 Resin — хроматографическая катионообменная смола производства американской фирмы «Биорад» (BioRad). — Прим. ред.

<sup>83</sup> PDF-2 — база рентгендифракционных данных Международного центра дифракционных данных (The International Centre for Diffraction Data (ICDD)). — Прим. ред.

<sup>84</sup> PDWin — пакет программ АО «Инновационный Центр "Буревестник"» (Санкт-Петербург, Россия), предназначенный для автоматизации процесса обработки порошковых рентгенограмм, снятых на дифрактометрах ДРОН-4, ДРОН-6 или ДРОН-7, и решения различных кристаллографических и физических задач для поликристаллических материалов. — Прим. ред.

<sup>85</sup> Пространственная группа содержит символ решётки (заглавную букву P, A, B, C, I, R или F) Огюста Браве, французского математика, и международный символ точечной группы и представляет собой набор групп симметрий, которые описывают все возможные симметрии бесконечного количества периодически расположенных точек в трёхмерном пространстве. Эта классификация симметрий была сделана независимо и почти одновременно русским математиком Евграфом Степановичем Фёдоровым и немецким математиком Артуром Морисом Шёнфлисом. Большой вклад внесли и немецкий кристаллограф Карл Герман, и французский минералог Шарль-Виктор Моген. — Прим. ред.

обнаружены отдельные рефлексы, относящиеся к аналогичной оксиду бария  $BaO_2$  (вероятно, оксид радия  $RaO_2$ ) фазе, которая может играть роль промежуточного соединения в механизме окисления поверхности металлов.

Анализ дифракционных картин обоих образцов радия с хромом позволил установить, что они одинаковы в отношении присутствия основной фазы, которую, очевидно, можно трактовать как фазу радия с хромом — хромата радия  $RaCrO_4$ . Дополнительные, не основные фазы — это хром и его оксиды. После отделения рефлексов металлического хрома и его оксидов был выделен оставшийся набор рефлексов (предположительно, основной фазы). Рефлексы были идентифицированы по аналогии с идентификацией хромата бария  $BaCrO_4$ , описанной в литературных источниках, методом наименьших квадратов уточнены параметры кристаллической решётки в орторомбической сингонии и пространственная группа  $Pnma$  (табл. 4.3). Совпадение экспериментальных и расчётных межплоскостных расстояний вполне удовлетворительное.

На рентгенограмме, полученной при прокаливании нитрата радия на титановой подложке, выделяется набор из 14 отражений, хорошо совпадающих с набором для кубической фазы, близкой к составу титаната радия  $RaTiO_3$  с параметром кубической решётки  $a$ , равным  $(8,236 \pm 0,002) \text{ \AA}$ , и пространственной группой  $Fm\bar{3}m$ .

Таблица 4.3

**Параметры кристаллической решётки  
изоструктурных фаз хроматов бария и радия**

| Тип данных                        | Соединение   | Номер набора базы данных PDF-2 | Параметры кристаллической решётки |                     |                     |                    |
|-----------------------------------|--------------|--------------------------------|-----------------------------------|---------------------|---------------------|--------------------|
|                                   |              |                                | $a, \text{ \AA}$                  | $b, \text{ \AA}$    | $c, \text{ \AA}$    | $V, \text{ \AA}^3$ |
| Данные из литературных источников | Хромат бария | 00-015-0376                    | 9,105                             | 5,541               | 7,343               | 370,5              |
|                                   |              | 00-035-0642                    | 9,112                             | 5,541               | 7,343               | 370,8              |
|                                   | 00-027-0488  | 9,300                          | 5,620                             | 7,560               | 395,1               |                    |
| Экспериментальные данные          | Хромат радия | –                              | $9,260 \pm 0,001$                 | $5,5870 \pm 0,0003$ | $7,4644 \pm 0,0007$ | 386,2              |

Установлено, что соли радия при температуре  $800 \text{ }^\circ\text{C}$  на воздухе реагируют с отдельными компонентами нержавеющей стали с образованием смешанных оксидов состава  $RaCrO_4$ ,  $RaFeO_{3-x}$ ,  $RaTiO_3$  и  $RaNiO_x$ . Образование данных соединений возможно также при реакции солей радия с выполненными из нержавеющей стали оболочками мишеней. Этот факт хорошо согласуется с ранее полученными данными о высокой скорости выщелачивания компонентов из стальных оболочек облучённых радиевых мишеней.

#### Список литературы

1. Kuznetsov R.A., Butkalyuk P.S., Tarasov V.A. et al. Yields of activation products in  $^{226}\text{Ra}$  irradiation in the high-flux SM reactor // *Radiochemistry*, 2012. V. 54, N 4. P. 383–387.
2. Butkalyuk P.S., Butkalyuk I.L., Kuznetsov R.A., Tomilin S.V. Synthesis and X-ray diffraction study of radium plumbate // *Radiochemistry*, 2013. V. 55, N. 1. P. 41–45.
3. Буткалюк И.Л., Буткалюк П.С., Томилин С.В. Исследование взаимодействия соединений радия с конструкционными материалами // *Известия Самарского научного центра Российской академии наук*, 2013. Т. 15, № 4–5. С. 1053–1057.

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин,  
А.А. Колобова, А.С. Куприянов, Р.Г. Абдуллоев<sup>86</sup>*

<sup>86</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ МИФИ». — Прим. авт.

## АВТОРАДИОЛИТИЧЕСКИЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В ЩЕЛОЧНЫХ РАСТВОРАХ ЙОДА-125

Проблемы, связанные с авторадииолизом, актуальны при производстве радионуклидных препаратов, в частности йода-125. Показано [1–5], что под влиянием ионизирующего излучения значение pH щелочных растворов йодида натрия уменьшается до значений, характерных для нейтральных и даже слабокислых растворов. Также в ходе радиолиза воды образуются пероксид водорода и активные формы кислорода, реакции с участием которых могут приводить к окислению йодида с образованием таких форм йода, как  $IO^-$ ,  $IO_2^-$  и  $IO_3^-$ , и их радикалов. Следствием этого будет являться снижение радиохимической чистоты препарата, а следовательно, и качества продукции. Кроме того, в нейтральных и слабокислых растворах будут протекать реакции образования молекулярного йода:

- ♦ за счёт реакции йодид-ионов с пероксидом водорода



- ♦ по реакции Дэшмана<sup>87</sup>



Из-за низкой растворимости молекулярного йода в нейтральных и кислых водных растворах данные процессы могут привести как к потерям препарата, так и к возрастанию радиоактивных воздушных выбросов, что отрицательно повлияет на показатели безопасности производства.

Таблица 4.4  
Исходный состав растворов

| Показатель                   | Номер раствора           |     |     |     |
|------------------------------|--------------------------|-----|-----|-----|
|                              | 1                        | 2   | 3   | 4   |
| Активность, $\times 10^9$ Бк | 10                       | 5,0 | 2,5 | 0,5 |
| Концентрация, моль/л:        |                          |     |     |     |
| йодид-ионов                  | $(1,23 \pm 0,01)10^{-4}$ |     |     |     |
| гидроксида натрия            | 0,03                     |     |     |     |

В ходе эксперимента исследовали образцы растворов объёмом 1 мл каждый. Образцы содержали различное количество препарата йода-125. Исходные концентрации йодид-ионов в образцах растворов доведены до единого значения добавлением определённого количества стабильного йодида натрия. Составы растворов, использованных в эксперименте, представлены в табл. 4.4.

Анализ образцов растворов проводили периодически в течение 90 суток с даты изготовления. Концентрацию йодид- и йодат-ионов определяли спектрофотометрически в диапазоне значений длины волны от 200 до 226 нм, а концентрацию гидроксид-ионов — методом спектрофотометрического титрования с фенолфталеином при длине волны, равной  $(553 \pm 2)$  нм. Измерения проводили на UV/VIS-спектрофотометре Specord 40 производства немецкой компании «Аналитик Йена» (Analytik Jena AG) с программным комплектом WinASPECT<sup>88</sup> [6]. Измеренные в ходе эксперимента, а также смоделированные в программе KINET<sup>89</sup> данные по изменению концентрации гидроксид-ионов представлены на рис. 4.7.

Результаты эксперимента показывают, что с увеличением мощности дозы начальная скорость уменьшения концентрации гидроксид-ионов растёт, однако при установлении равновесия в системах значения равновесной концентрации гидроксид-ионов практически не различаются.

<sup>87</sup> Реакция Дэшмана – реакция диспропорционирования йода, описанная Солом Дэшманом в 1904 году, русско-американским физиком-химиком. — Прим. авт.

<sup>88</sup> WinASPECT — программное обеспечение, предназначенное для управления спектрофотометрами Specord® и обработки данных, полученных с его помощью. — Прим. авт.

<sup>89</sup> KINET — программное обеспечение, предназначенное для решения задач в области математического моделирования кинетики химических реакций [7]. — Прим. ред.

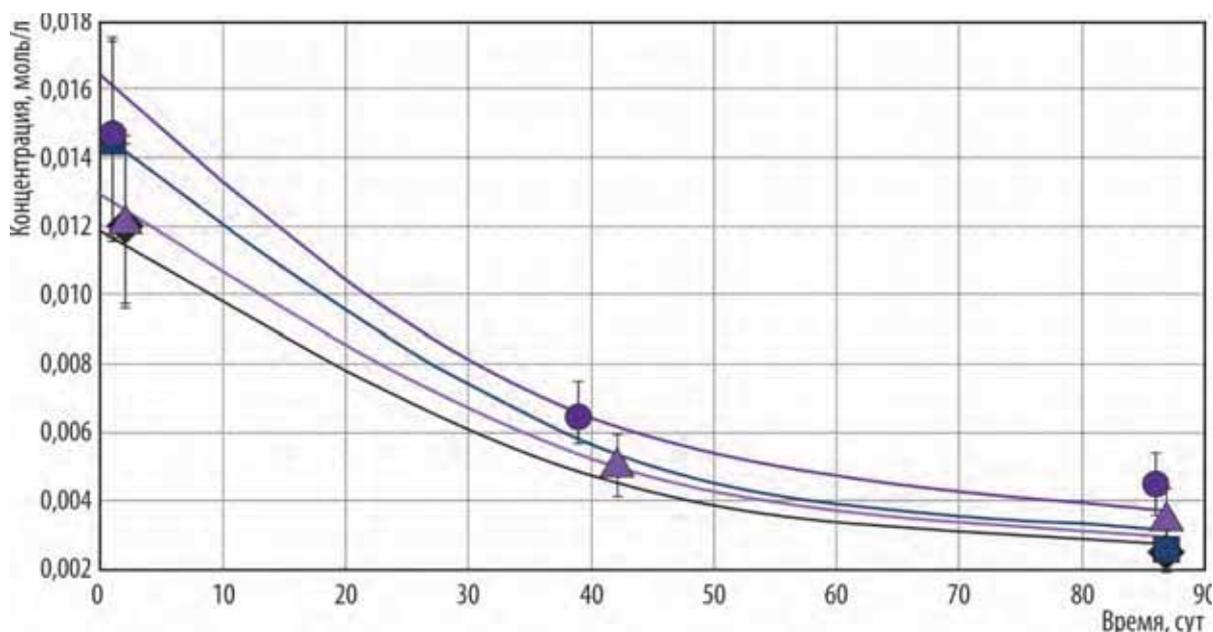


Рис. 4.7. Изменение концентрации гидроксид-ионов в первом (◆), втором (▲), третьем (■), четвертом (●) образцах растворов в зависимости от времени

#### Список литературы

1. Jung S.H., Yeon J.W., Hong S.Y. et al. The Oxidation Behavior of Iodide Ion Under Gamma Irradiation Conditions // Nuclear science and engineering, 2015. V. 181, N. 2. P. 191–203.
2. Barat F., Gilles L., Hickel B., Lesigne B. Pulsed radiolysis and flash photolysis of iodates in aqueous solution // The Journal of Physical Chemistry. 1972. V. 76, N. 3. P. 191–203.
3. Buxton G.V., Sella R.M. Radiation-induced redox reactions of iodine species in aqueous solution. Formation and characterization of I(II), I(IV), I(VI) and I(VIII), the stability of hypoiodous acid and the chemistry of the interconversion of iodide and iodate // Journal of the Chemical Society, Faraday Transactions 1: Physical Chemistry in Condensed Phases, 1985. V. 81, N. 2. P. 449–471.
4. Mezyk S.P., Elliot A.J. Pulse radiolysis of iodate in aqueous solution // Journal of the Chemical Society, Faraday Transactions, 1994. V. 90, N. 6. P. 831–836.
5. Buxton G.V., Mulazzani Q.G. On the hydrolysis of iodine in alkaline solution: A radiation chemical study // Radiation Physics and Chemistry, 2007. V. 76, N. 6. P. 932–940.
6. Ротманов К.В., Смирнов М.Н., Абдуллов Р.Г. и др. Радиолитические процессы в щелочных растворах йода-131 и йода-125. — Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. Вып. 2. С. 66–79. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР»: Пресс-центр / Издательская деятельность / Сборник трудов / Архив. — Режим доступа: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5159>. Дата обращения: 15.01.2020.
7. Практикум по физической химии: кинетика и катализ. Электрохимия / под редакцией В.В. Лунина и Е.П. Агеева. — М.: Издательский центр «Академия», 2012. С. 70–102.

М.Н. Смирнов<sup>90</sup>, Д.А. Монстаков<sup>91</sup>, К.В. Ротманов

<sup>90</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ МИФИ». — Прим. авт.

<sup>91</sup> Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ МИФИ». — Прим. авт.



АО «ГНЦ НИИАР» признано организацией, пригодной эксплуатировать объекты использования атомной энергии и осуществлять деятельность в данной области. Контроль процессов по обращению с радиоактивными отходами, поддержание методической и приборной базы в соответствии с современными требованиями в сфере использования атомной энергии осуществляется непрерывно

# 5





**РАДИАЦИОННАЯ  
И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ  
БЕЗОПАСНОСТЬ,  
ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ  
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ  
И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**

В отчётном году продолжена работа по обеспечению радиационной, ядерной, экологической безопасности персонала и населения при эксплуатации реакторных установок и других объектов использования атомной энергии в АО «ГНЦ НИИАР». В целях улучшения качества принятия управленческих решений изменён статус службы ядерной безопасности института: децентрализованные ранее службы ядерных установок теперь объединены в единое структурное подразделение, подчиняющееся заместителю главного инженера по безопасности.

Подготовлен ежегодный информационный бюллетень, содержащий статистические данные с 2014 по 2018 годы о нарушениях в работе исследовательских ядерных установок России и Содружества Независимых Государств, позволяющий руководству отечественных и зарубежных объектов использования атомной энергии реализовывать корректирующие и предупреждающие мероприятия по недопущению нарушений.

В отчётном году завершены работы по получению очередного разрешения на выбросы радиоактивных веществ в атмосферу. До момента принятия Ростехнадзором нового административного регламента по выдаче разрешений на выбросы и сбросы радиоактивных веществ действующее разрешение на выбросы от 15.10.2015 № Р-СВ-ВУ-02-0010 продлено. Вместе с тем подготовлен и направлен в Ростехнадзор полный комплект документов для получения нового разрешения, в том числе и положительные результаты трёх экспертиз проектной документации в надзорных органах. Ожидается, что в новом разрешении на выбросы в связи с изменениями в подходах к установлению нормативов и проверке процедуры их выполнения допустимые величины поступлений радиоактивных веществ в атмосферный воздух будут более жёсткими.

Основным результатом работы по обеспечению радиационной безопасности стало отсутствие в отчётном периоде превышений нормативов по дозам облучения населения и персонала, а также по поступлениям радиоактивных веществ в атмосферный воздух. Сотрудниками управления радиационной безопасности проведено техническое обслуживание и восстановление работоспособности автоматизированных систем радиационного контроля отделения топливных технологий и стойки сбора данных СП-1 отделения радионуклидных источников и препаратов. Продолжено обновление оборудования радиационного контроля: для объектов института закуплено 20 комплектов измерителей скорости счёта УИМ2-2 взамен выработавшего свой ресурс аналогичного оборудования. Разработаны пятилетние программы закупок переносного и носимого оборудования радиационного контроля, образцовых источников ионизирующего излучения на период до 2024 года.

Увеличился объём работ, выполняемых персоналом радиационно-технологической лаборатории управления радиационной безопасности. За отчётный период с целью выявления радиационной обстановки и обоснования безопасности проведены расчёты:

- ◆ радиационных последствий при нормальной эксплуатации реакторной установки Центра ядерных исследований и технологий в Боливии (проект «Капибара») и в случае максимальной проектной аварии;
- ◆ категории потенциальной радиационной опасности реакторной установки, её эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации, дополнительной биологической защиты шибера горизонтального канала (проект «Капибара»);
- ◆ для строящегося полифункционального радиохимического исследовательского комплекса;
- ◆ для кобальтового участка при увеличении активности источников с 925 до 1 850 ТБк (50 000–25 000 Ки) — расчёт радиационной защиты;
- ◆ зон радиоактивного загрязнения при транспортировании радиоактивных веществ за пределами территории института;
- ◆ последствий несанкционированных действий в отношении предметов физической защиты ядерных объектов института;

- ◆ модельных данных при проведении командно-штабных учений на реакторной установке БОР-60 и в центральном хранилище управления хранения, транспортировки, учёта и контроля спецпродукции;
- ◆ для получения лицензий на эксплуатацию реакторных установок БОР-60 и СМ, критических стенов СМ и МИР, хранилища отработавшего ядерного топлива (в рамках отработки замечаний экспертов федерального бюджетного учреждения «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»);
- ◆ для подготовки отчётов по обоснованию безопасности реакторных установок МИР, РБТ-10/2 и ВК-50.

Применительно к задачам обоснования радиационной безопасности объектов института сотрудниками лаборатории освоен новый программный комплекс SCALE 6.2.2<sup>92</sup> в качестве расчётного средства параметров радиационной обстановки для нейтронных источников ионизирующего излучения. С использованием программного комплекса проведены расчёты, направленные на оптимизацию радиационной защиты ксенонового стенов установки для производства йода-125 при увеличении количества стартового материала.

Продолжены работы по усовершенствованию действующей в институте системы обращения с радиоактивными отходами. В отчётном году введён в эксплуатацию пункт контейнерного хранения твёрдых радиоактивных отходов. Оценён экономический эффект кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов методом сжигания на установке УСТ-50 по сравнению с простой контейнеризацией. Проведена оценка темпов накопления радиоактивных отходов в отсеках действующего хранилища, на основании которой запланированы мероприятия по опытному извлечению среднеактивных отходов из отсека с целью их дальнейшей переработки, что позволит увеличить ресурс долгосрочного приёма высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов в хранилище на срок не менее десяти лет.

*В.В. Серебряков*

<sup>92</sup> Здесь и далее SCALE — комплекс для моделирования и анализа ядерной безопасности, который разрабатывается, поддерживается, тестируется и управляется отделом реакторов и ядерных систем (RNSD) Ок-Риджской национальной лаборатории (ORNL). — Прим. ред.

## НАРУШЕНИЯ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК СОДРУЖЕСТВА НЕЗАВИСИМЫХ ГОСУДАРСТВ ЗА ОТЧЁТНЫЙ ПЕРИОД

АО «ГНЦ НИИАР» является базовой организацией государств — участников Содружества Независимых Государств по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. Исполнение функций базовой организации возложено на отраслевой Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок, который входит в структуру АО «ГНЦ НИИАР». В центре была разработана и введена в промышленную эксплуатацию автоматизированная информационная система по опыту эксплуатации исследовательских ядерных установок Содружества Независимых Государств с дистанционным доступом внешних пользователей — специалистов предприятий Белоруссии, Казахстана, Таджикистана, Узбекистана, Азербайджана, России и Международного агентства по атомной энергии — к базе данных системы. Центр осуществляет техническое сопровождение и актуализацию этой базы данных. Сведения о нарушениях в работе установок поступают от предприятий государств СНГ, вносятся в базу данных, обрабатываются автоматизированной информационной системой. На первое января 2019 года в информационной системе были представлены данные о семидесяти четырёх исследовательских ядерных установках, эксплуатируемых двадцатью тремя предприятиями пяти государств — участников СНГ (табл. 5.1). В числе этих исследовательских ядерных установок тридцать восемь исследовательских реакторов, двадцать шесть критических и десять подкритических стенов.

Таблица 5.1

### Сведения об исследовательских ядерных установках, входящих в контур автоматизированной информационной системы

| Тип установки              | Количество установок, шт. |                |                           |            |         |
|----------------------------|---------------------------|----------------|---------------------------|------------|---------|
|                            | Действующие               | На консервации | Выводимые из эксплуатации | Строящиеся | Всего   |
| Исследовательские реакторы | 23 / 18                   | 5 / 4          | 8 / 8                     | 2 / 2      | 38 / 32 |
| Критические стенов         | 20 / 17                   | 3 / 3          | 3 / 3                     | 0 / 0      | 26 / 23 |
| Подкритические стенов      | 6 / 5                     | 1 / 1          | 3 / 3                     | 0 / 0      | 10 / 9  |
| Итого                      | 49 / 40                   | 9 / 8          | 14 / 14                   | 2 / 2      | 74 / 64 |

Примечание. Количество установок указано для СНГ, а через косую черту — число установок России из общего количества установок СНГ.

Анализ поступающей информации о нарушениях проводят в соответствии с международной шкалой ядерных и радиологических событий ИНЕС [1] и нормативным документом [2], а результат анализа представляют в виде ежегодного информационного бюллетеня. В нём содержатся детальное описание нарушений, последовательность отказов элементов и ошибок персонала, непосредственные и коренные причины, последствия и корректирующие меры. В информационном бюллетене, выпущенном в 2019 году, приведены статистические данные за период с 2014 по 2018 годы (табл. 5.2).

За рассматриваемый период случилось тридцать два нарушения в работе исследовательских ядерных установок СНГ. Нарушения произошли на наиболее интенсивно эксплуатируемых установках: ВВР-К и ИВГ.1М (Республика Казахстан); СМ, РБТ-10/2, ИВВ-2М, ВВР-ц, ИБР-2 и ВВР-М (Российская Федерация). На тринадцати предприятиях государств — участников СНГ, которые не указаны в табл. 5.2, нарушений в работе не было. Двадцать восемь нарушений, то есть примерно 88 % всех нарушений,

произошли на установках предприятий Российской Федерации (количество исследовательских ядерных установок в России составляет 86,5 % от общего количества таких установок в СНГ).

Таблица 5.2

**Количество нарушений в работе исследовательских ядерных установок  
за 2014–2018 годы**

| Предприятие                               | Установка                 | Число нарушений по годам |      |      |      |      |
|---|---------------------------|--------------------------|------|------|------|------|
|   |                           | 2014                     | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 |
| <b>Республика Казахстан</b>               |                           |                          |      |      |      |      |
| РГП «ИЯФ»                                 | Реактор ВВР-К             | 0                        | 0    | 1    | 0    | 1    |
|   | Критический стенд ВВР-К   | 1                        | 0    | 0    | 0    | 0    |
| ИАЭ — филиал РГП «НЯЦ РК»                 | Реактор ИВГ.1М            | 0                        | 0    | 0    | 0    | 1    |
| <b>Российская Федерация</b>               |                           |                          |      |      |      |      |
| АО «ГНЦ НИИАР»                            | Реактор СМ                | 1                        | 0    | 1    | 0    | 0    |
|   | Реактор РБТ-10/2          | 1                        | 1    | 0    | 0    | 0    |
|   | Реактор БОР-60            | 1                        | 1    | 0    | 1    | 0    |
|   | Реактор ВК-50             | 1                        | 0    | 0    | 1    | 0    |
| АО «ИРМ»                                  | Реактор ИВВ-2М            | 0                        | 2    | 1    | 0    | 1    |
| АО «ОКБМ Африкантов»                      | Критический стенд СТ-1125 | 0                        | 0    | 1    | 0    | 0    |
| АО «НИФХИ»                                | Реактор ВВР-ц             | 0                        | 1    | 0    | 1    | 0    |
| ОИЯИ                                      | Реактор ИБР-2             | 0                        | 2    | 1    | 1    | 2    |
| ФГАОУ ВО «НИ ТПУ»                         | Реактор ИРТ-Т             | 0                        | 0    | 1    | 0    | 1    |
| ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"»        | Реактор ИР-8              | 0                        | 1    | 0    | 0    | 0    |
| ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») | Реактор ВВР-М             | 1                        | 2    | 0    | 0    | 0    |

Среднее число нарушений в год составляет 6,4. Однако в 2015 году зафиксировано резкое увеличение количества нарушений, которое значительно превысило среднее значение (рис. 5.1), а на установках Республики Казахстан два нарушения из четырёх произошли в 2018 году.

В течение пяти рассматриваемых лет (рис. 5.2) произошло двадцать нарушений, причинами которых явились отказы элементов исследовательских ядерных установок, что составляет 62,5 % от общего количества нарушений. Число подобных нарушений из года в год значительно меняется: минимальное значение — одно нарушение — зафиксировано в 2014 году, максимальное — девять — в 2015 году. В среднем происходит четыре таких нарушения в год. Нарушений, причинами которых стали ошибки персонала, произошло четыре (12,5 %), а в 2014 и 2015 годах такие нарушения отсутствовали. В среднем в год происходит 0,8 подобных нарушений.

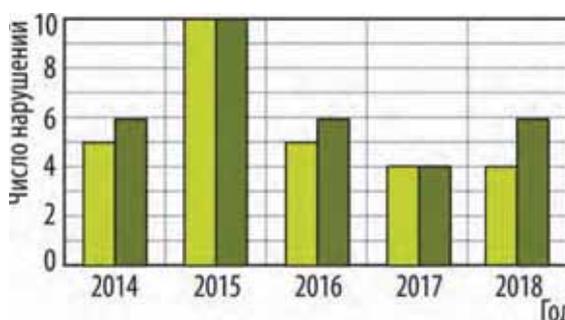


Рис. 5.1. Число нарушений в работе исследовательских ядерных установок СНГ (■) и России (■) по годам

Число нарушений, причинами которых были внешние воздействия, составило восемь (25,0 %), в 2017 году таких нарушений не было. Среднее значение подобных нарушений в год — 1,6.

Наибольшее количество нарушений (в соответствии с категориями документа [2]) относится к отклонениям в работе системы управления и защиты, технологических защит и блокировок (десять нарушений), а также технологического и/или электротехнического оборудования

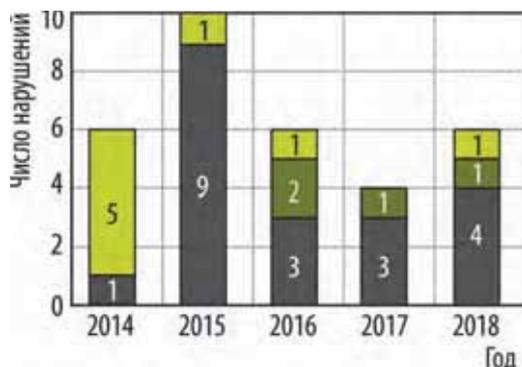


Рис. 5.2. Причины нарушений в работе исследовательских ядерных установок по годам:

- — внешнее воздействие;
- — ошибка персонала;
- — отказ элемента

- 2) на критическом стенде СТ-1125 двадцать третьего сентября 2016 года произошло облучение работников (персонала), превысившее контрольные уровни, но не основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности [3].

Причинами этих нарушений явился человеческий фактор. Поэтому особенно важно регулярно проводить ознакомление персонала с произошедшими нарушениями в работе установок, техническую учёбу, специализированные тренинги, что позволит повысить квалификацию, дисциплину, ответственность оперативного персонала, уровень культуры безопасности. Для снижения числа нарушений, обусловленных отказами элементов, необходимо своевременно заменять устаревшие элементы, выполнять качественное технологическое обслуживание и повышать эффективность программ по управлению ресурсами элементов систем исследовательских ядерных установок.

Нарушения в 2014–2018 годах проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни, и облучения персонала выше основных пределов доз, установленных нормами радиационной безопасности.

#### Список литературы

1. Международная шкала ядерных и радиологических событий (ИНЕС): руководство для пользователей. — Вена: МАГАТЭ, 2008. — 238 с.
2. НП-027-10. Положение о порядке расследования и учёта нарушений в работе исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность, 2010. № 3. С. 35–54.
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

М.А. Соловьёв, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова,  
А.Л. Демидов, К.В. Федюлин, Н.А. Калиновская

## АНАЛИЗ И АКТУАЛИЗАЦИЯ ОТЧЁТОВ ПО ОБОСНОВАНИЮ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Обеспечение радиационной безопасности исследовательских ядерных установок АО «ГНЦ НИИАР» является одним из приоритетных направлений деятельности института. Специалисты управления радиационной безопасности многие годы занимаются вопросами обоснования радиационной безопасности эксплуатации реакторных установок, создания, совершенствования и использования методик анализа в соответствии с требованиями нормативных документов Российской Федерации и МАГАТЭ.

Ростехнадзор ужесточает требования к реакторным установкам, проработавшим более пятидесяти лет. В отчётном году в рамках подготовки документов для продления эксплуатации некоторых установок проводили анализ и обновление отчётов по обоснованию безопасности с учётом выполненных работ по устранению замечаний и выявленных несоответствий. Для реакторов БОР-60 и ВК-50 с помощью аттестованного расчётного кода «Нострадамус<sup>93</sup>» были проведены расчёты радиационных последствий аварийных ситуаций, учитывающие изменения размеров санитарно-защитной зоны и метеорологических факторов, определяющих распространение примесей в атмосфере. Эти факторы выбирали путём сравнительного расчёта последствий (дозы, поверхностной активности радионуклидов на местности и других) в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения института при разных метеорологических условиях (скорость ветра, осадки и прочее). Максимальные значения эффективной дозы и выпадения радионуклидов от кратковременных аварийных выбросов соответствуют категории D устойчивости атмосферы (осадки в виде ливня с интенсивностью 10 мм/ч). Полученные результаты были использованы при обосновании безопасности вышеназванных реакторов, значений радиационных параметров эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации. Проектные радиационные пределы реакторных установок были изменены вследствие утверждения новой квоты на выбросы в высотную трубу института. Аналогичные работы ранее были проведены для других реакторов.

В соответствии с требованиями документа [1] и замечаниями, выявленными в ходе экспертизы отчётов по обоснованию безопасности реакторных установок МИР и РБТ-10/2, были выполнены расчёты радиационных последствий дополнительных аварийных ситуаций с плавлением топлива. В процессе расчётов был проведён анализ используемых методик. И хотя методики оценки выбросов для реакторных установок были подготовлены в девяностые годы прошлого века, достоверность получаемых результатов подтверждена опытом эксплуатации реакторных установок института и литературными данными, в частности [2–4]. Методики, разработанные на основании анализа как результатов экспериментальных исследований на реакторных установках ВК-50, БОР-60 и АСТ-1 и материаловедческих исследований облучённых твэлов реакторов МИР и СМ, так и литературных источников, позволяют проводить расчёты радиационных последствий аварийных ситуаций с высокой точностью.

Анализ безопасности для каждого типа реакторов имеет свои особенности, зависящие от вида теплоносителя и топлива, давления в первом контуре, скорости накопления продуктов деления и многого другого. Но общим для анализа возможных аварий является подход, учитывающий наиболее тяжёлые последствия аварийных выбросов радиоактивности в атмосферу.

### Список литературы

1. НП-049-17 [Электронный ресурс]. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к содержанию отчёта по обоснованию безопасности исследо-

<sup>93</sup> Здесь и далее «Нострадамус» — программа, предназначенная для прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосферу. — Прим. ред.

- вательских ядерных установок. — Официальный интернет-портал правовой информации. Режим доступа: <http://www.pravo.gov.ru/>. Дата обращения: 11.02.2020.
2. Шкоков Е.И., Коняшов В.В., Кизин В.Д. Основные положения методики расчёта выхода продуктов деления из дисперсионного топлива исследовательских реакторов // Сборник трудов ГНЦ НИИАР, 2001. Вып. 2. С. 21.
  3. Чечёткин Ю.В., Кизин В.Д., Поляков В.И. Радиационная безопасность АЭС с быстрым реактором и натриевым теплоносителем. — М.: Энергоатомиздат, 1983. — 125 с.
  4. Дьяков А.А., Марков Д.В. Выход радионуклидов из теплоносителя первого контура реактора ИВВ-2М в воздух при нарушении нормальной эксплуатации // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Материаловедение и новые материалы», 2018. Вып. 5 (96). С. 80–87.

*В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов<sup>94</sup>, П.А. Михайлов<sup>94</sup>*

## ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНОГО РАДИОХИМИЧЕСКОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОМПЛЕКСА

В отчётном году была получена лицензия на сооружение полифункционального радиохимического исследовательского комплекса на территории промплощадки АО «ГНЦ НИИАР». Этому предшествовал большой объём работ, который позволил максимально полно выполнить требования нормативных документов и надзорных органов. В рамках обоснования радиационной безопасности проектируемого объекта были проработаны вопросы по оценке достаточности принятых технических решений в области радиационного контроля, определению категории потенциальной радиационной опасности и консервативности оценки доз облучения персонала от воздействия радиации в условиях нормальной эксплуатации и радиационных последствий рассмотренных аварий.

По вопросу достаточности принятых технических решений в области радиационного контроля экспертам федерального бюджетного учреждения «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» была представлена дополнительная информация о предусмотренных технических средствах для контроля уровня загрязнения поверхностей и объёмной активности выбросов, обоснована достаточность использования установки УДАС-201 для контроля объёмной активности выбросов при безусловном выполнении всех рекомендаций относительно методов и средств контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух [1].

При повторной оценке категории потенциальной опасности [2, 3] строящего полифункционального радиохимического исследовательского комплекса было вновь показано, что аварийные ситуации с отработавшими тепловыделяющими сборками реактора БРЕСТ-ОД-300, которые наряду с ОТВС реакторов БОР-60, БН-600 и МБИР будут исследоваться на объекте, приведут к наиболее тяжёлым последствиям. Дополнительно, в соответствии с рекомендациями надзорных органов, были рассмотрены аварии в камерах технологического процесса переработки отработавшего ядерного топлива со следующими исходными событиями:

- 1) сейсмическое воздействие максимального расчётного землетрясения на электролизёр и аппараты расплавления оболочки ОТВС и топливной части;
- 2) падение ОТВС в камере приёма и временного хранения отработавших тепловыделяющих сборок;
- 3) блокировка проходного сечения канала пневмопочты, предназначенной для передачи проб;

<sup>94</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

- 4) самоподдерживающаяся цепная реакция в камерах основных технологических операций и перегрузки твёрдых радиоактивных отходов.

В результате проведённых работ была подтверждена достаточность представленного перечня и правильность описания хода протекания и радиационных последствий рассмотренных аварий. Анализ полученной информации показал, что при реализации любой из рассмотренных проектных аварий облучение населения и персонала группы Б<sup>95</sup> не превысит установленных в методических указаниях [3] уровней.

Наиболее тяжёлые последствия при выполнении работ на полифункциональном радиохимическом исследовательском комплексе возможны в случае возникновения самоподдерживающейся цепной реакции. В помещениях, которые являются смежными с помещениями, где возможно возникновение самоподдерживающейся цепной реакции, поглощённая доза облучения персонала может превысить 0,1 Гр. Данный уровень облучения персонала существенно выше установленных в методических рекомендациях [3] уровней. В других помещениях, на территории института и за пределами санитарно-защитной зоны эффективная доза облучения персонала и населения будет ниже санитарно-гигиенических критериев (1 мЗв для населения, 5 и 20 мЗв для персонала группы Б и А<sup>96</sup> соответственно). Таким образом, на основании полученных результатов полифункциональный радиохимический исследовательский комплекс следует отнести к III категории по потенциальной радиационной опасности согласно пункту 5.5 [3]:

«Если радиационный объект не относится ни к I, ни ко II категории и на его территории вне помещений, где осуществляется непосредственное обращение с источниками ионизирующего излучения, при максимальной радиационной аварии возможно получение хотя бы одной из категорий облучаемых лиц, нахождение которых на территории объекта допускается установленным на нём режимом посещения, эффективной дозы потенциального облучения, превышающей уровни, приведённые в п. 5.1, объекту присваивается III категория».

#### Список литературы

1. РБ-135-17 [Электронный ресурс]. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух. — Информационно-справочная система «Техэксперт» (электронный фонд правовой и нормативно-технической документации). — Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/456092405>. Дата обращения: 12.02.2020.
2. ОСПОРБ-99/2010 [Электронный ресурс]. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10. — Информационно-справочная система «КонсультантПлюс» (электронный фонд правовой и нормативно-технической документации). — Режим доступа: [http://www.consultant.ru/document/cons\\_doc\\_LAW\\_103742/7cc769ba62378549140374f9ad3b9d10daaed12b/](http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_103742/7cc769ba62378549140374f9ad3b9d10daaed12b/). Дата обращения: 12.02.2020.
3. МУ 2.6.1.2005-05 [Электронный ресурс]. Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта. Методические указания. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2005. — 11 с. — Также доступно на официальном сайте Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. — Режим доступа: [https://www.rospotrebnadzor.ru/documents/details.php?ELEMENT\\_ID=4748](https://www.rospotrebnadzor.ru/documents/details.php?ELEMENT_ID=4748). Дата обращения: 12.02.2020.

С.С. Погляд, В.В. Авдонин, В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов<sup>97</sup>

<sup>95</sup> Здесь и далее персонал группы Б — лица, работающие на радиационном объекте или на территории его санитарно-защитной зоны и находящиеся в сфере воздействия техногенных источников радиации. — Прим. ред.

<sup>96</sup> Здесь и далее персонал группы А — лица, работающие с техногенными источниками излучения. — Прим. ред.

<sup>97</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

## ОПТИМИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КСЕНОНОВОГО СТЕНДА УСТАНОВКИ ПРОИЗВОДСТВА ЙОДА-125

В АО «ГНЦ НИИАР» реализован петлевой метод получения искусственного радиоактивного изотопа йода-125, который является весьма востребованным в современной ядерной медицине. Петлевая установка для получения йода-125 состоит из двух функциональных частей: петлевого облучательного устройства и ксенонового стенда. На стенде происходит заполнение облучательного устройства ксеноном, доставка облучённого ксенона в ловушку и его последующая выдержка, экстракция йода-125 и извлечение раствора препарата из бокса для фасовки. Основное оборудование стенда размещено в цепочке радиационно-защитных боксов, включающей в себя (рис. 5.3<sup>98</sup>):

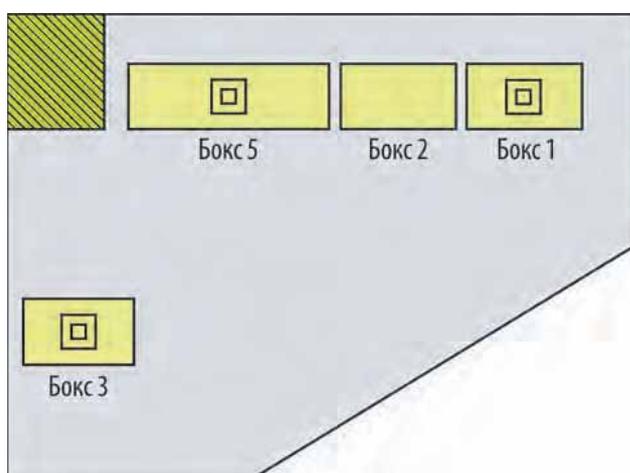


Рис. 5.3. Схема помещения ксенонового стенда с указанием свинцовых домиков в боксах (■)

◆ бокс 1 для размещения основных компонентов ксенонового стенда;

◆ бокс 2 для осуществления операций по получению конечного продукта;

◆ бокс 3 для фасовки препарата.

Бокс 4 предназначен для проведения измерений и находится в отдельном помещении. К цепочке боксов планируется добавить бокс 5, который будет являться аналогом бокса 1.

Увеличение количества стартового материала и производимого препарата влечёт за собой ухудшение радиационной

обстановки в помещении ксенонового стенда. Для определения изменения радиационной обстановки были выполнены работы по оценке полей излучения в помещении ксенонового стенда при условии плановой загруженности нового бокса 5. На основании полученных результатов выданы рекомендации по оптимизации радиационной защиты.

Для расчёта была построена трёхмерная модель помещения ксенонового стенда с помощью расчётного кода SCALE<sup>99</sup> 6.2.2, который моделирует транспорт частиц гамма-излучения методом Монте-Карло<sup>100</sup>. Радиационно-защитные боксы выполнены из нержавеющей стали толщиной 2 мм. Столешница боксов расположена на уровне 1 м от пола. В боксах 1 и 5 облучённый материал находится внутри свинцовых домиков из кирпичей толщиной 15 см. При моделировании было учтено, что у свинцового домика в боксе 1 отсутствует дно, а в боксе 3 в цилиндрическом свинцовом контейнере размещён готовый препарат на основе йода-125. Персонал во время работы в помещении ксенонового стенда находится у бокса 3.

<sup>98</sup> Свинцовый домик — лабораторный домик для исследования радиоактивных материалов, специальное сооружение из свинцовых кирпичей для поглощения рентгеновского и гамма-излучения и используемое как для биологической защиты персонала, так и для защиты детекторов ядерных излучений от гамма- и рентгеновского фона (например, при измерении образцов с низкой активностью). — Прим. ред.

<sup>99</sup> SCALE Code System [Электронный ресурс], ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3 / Eds. Rearden B.T., Jessee M.A. — Oak Ridge (Tennessee, USA): Oak Ridge National Laboratory, Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-8, 2018. — URL: [https://www.ornl.gov/sites/default/files/SCALE\\_6.2.3.pdf](https://www.ornl.gov/sites/default/files/SCALE_6.2.3.pdf). Date of the application: 13.02.2020. — Прим. ред.

<sup>100</sup> Метод Монте-Карло — общее название группы численных методов, основанных на получении большого числа реализаций стохастического (случайного) процесса, который формируется таким образом, чтобы его вероятностные характеристики совпадали с аналогичными величинами решаемой задачи. Название метода происходит от названия коммуны в княжестве Монако, знаменитого своими многочисленными казино, поскольку именно рулетка является одним из самых широко известных генераторов случайных чисел. — Прим. ред.

Радиационную обстановку в помещении определяет гамма-излучение ксенона-125, а вклад гамма-излучения йода-125 пренебрежимо мал из-за низкой энергии гамма-квантов (35,5 кэВ). При проведении расчётов были рассмотрены две ситуации, когда в боксе 5 находится большая (плановая) или меньшая (плановая) активность ксенона-125 по сравнению с боксом 1. Результаты расчёта показали, что в случае, когда в боксе 5 находится меньшая (плановая) активность облучённого материала, мощность эквивалентной дозы гамма-излучения на поверхности смотрового стекла бокса 3 выше. На основании этого был сделан вывод, что основной вклад в мощность эквивалентной дозы вносит отражённое от поверхностей помещения излучение.

Для достижения приемлемой радиационной обстановки около бокса 3 было рассмотрено два варианта исполнения радиационной защиты с установкой:

- ◆ дополнительной защиты вокруг бокса 3 из свинца толщиной 5 см;
- ◆ дна свинцового домика в боксе 1 из свинца толщиной 15 см.

При этом предполагалось, что в боксе 1 находится большая активность ксенона-125 по сравнению с боксом 5.

На рис. 5.4 представлена цветовая схема радиационной обстановки на уровне одного метра от пола в помещении ксенонового стенда при дополнительной защите из свинца вокруг бокса 3 и наличии дна свинцового домика в боксе 1. В обоих рассмотренных случаях мощность эквивалентной дозы гамма-излучения на поверхности смотрового стекла бокса 3 не будет превышать 12 мкЗв/ч. Однако установка дна свинцового домика в боксе 1 предпочтительнее с точки зрения экономии материалов, трудозатрат и простоты исполнения. Этот вариант защиты и был рекомендован.

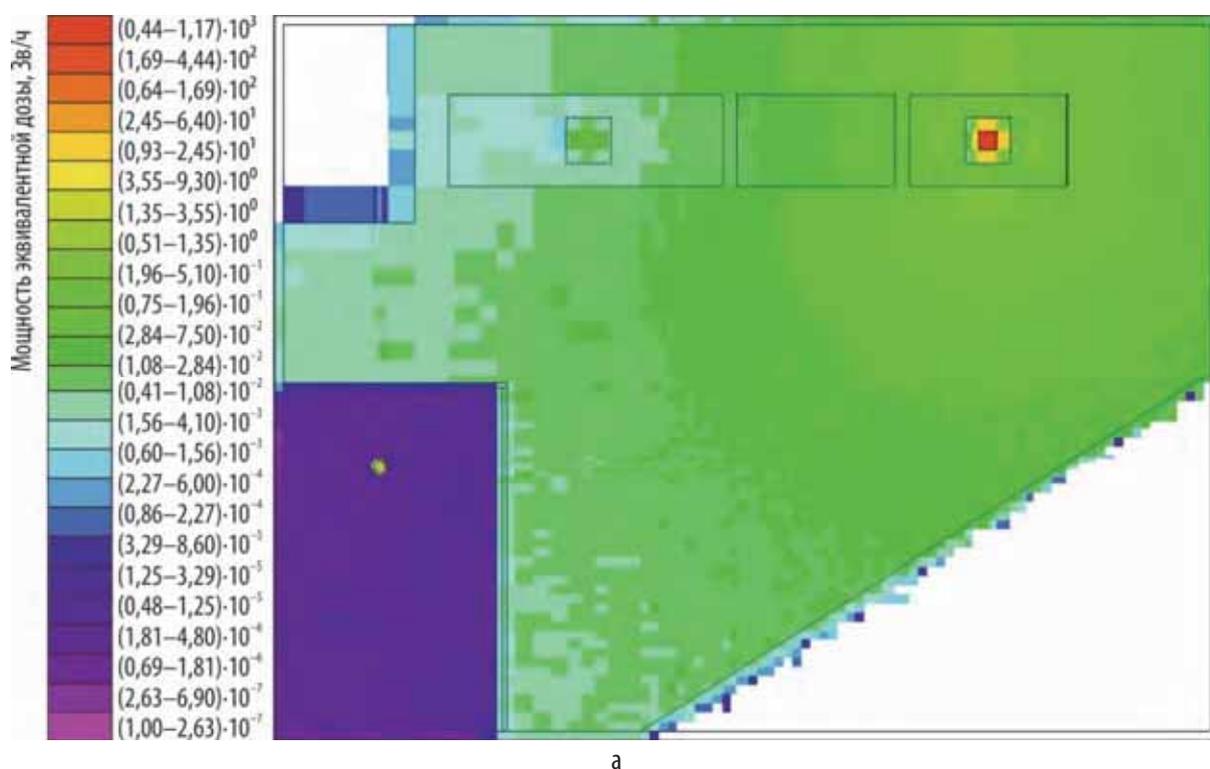


Рис. 5.4. Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в помещении ксенонового стенда при установке стен и верхнего перекрытия из свинца вокруг бокса 3 (а) и дна свинцового домика в боксе 1 (б)

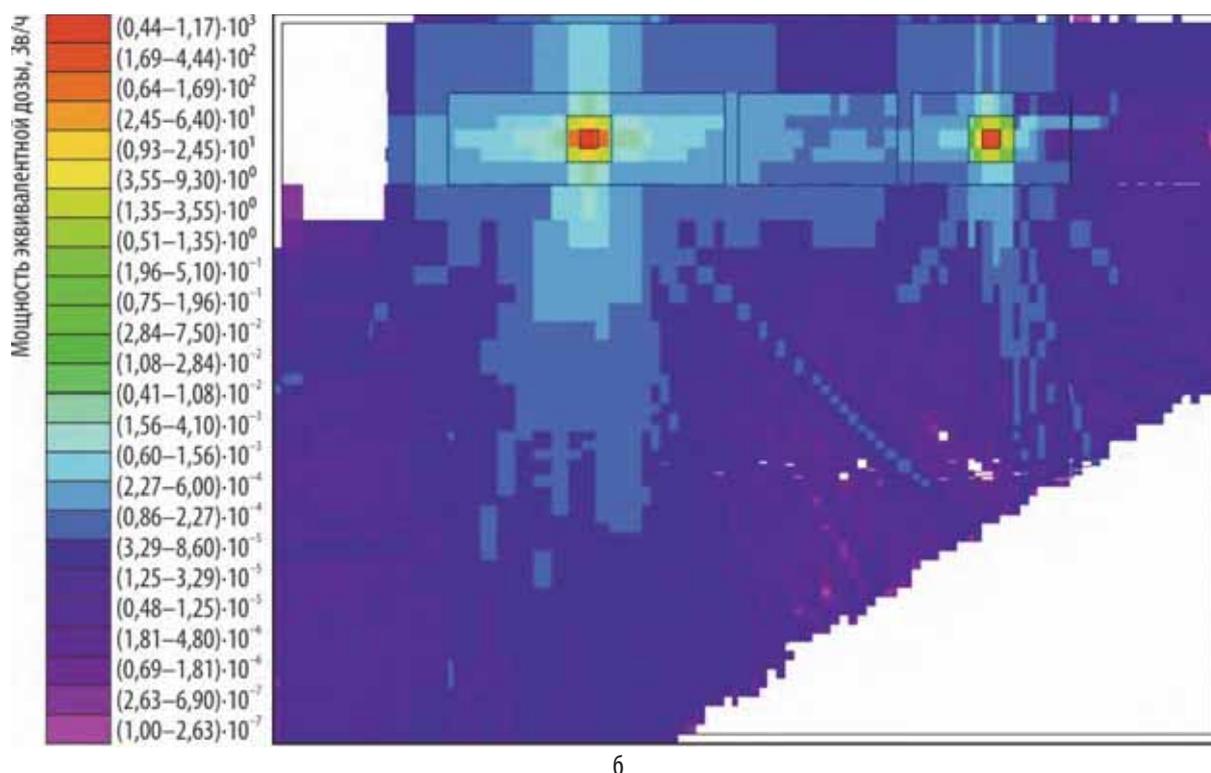


Рис. 5.4. Окончание

*В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов<sup>101</sup>, П.А. Михайлов<sup>101</sup>, Е.Г. Романов, Д.В. Рябов*

## РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ РАЗМЕРА ЗОН РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРИ АВАРИЯХ ВО ВРЕМЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ КОНТЕЙНЕРОВ С РАДИОАКТИВНЫМИ И ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ

Проведена оценка размеров зон загрязнения при авариях, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ и (или) ядерных материалов, во время их транспортировки. Полученные результаты использованы при подготовке в соответствии с требованиями нормативных документов [1] плана АО «ГНЦ НИИАР» по ликвидации последствий аварий при транспортировании радиоактивных веществ и (или) ядерных материалов. При рассмотрении аварийных ситуаций были учтены требования и правила в области безопасности при транспортировании радиоактивных материалов [2].

Были рассмотрены варианты перемещения по маршрутам от АО «ГНЦ НИИАР» до ФГУП «Производственное объединение "Маяк"» и аэропорта Домодедово (Москва):

- ◆ закрытых радионуклидных источников на основе кобальта-60, иридия-192 и калифорния-252 с помощью транспортных упаковочных комплектов типа УКТ1В-250М и СТС-100;

<sup>101</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

- ◆ ядерных материалов — необлучённых макетов экспериментальных тепловыделяющих элементов и сборок, необлучённых мишеней и ТВС реакторов СМ и ВК-50, различных видов ядерных материалов — в контейнерах транспортных упаковочных комплектов ТУК-30, ТК-С15, ТК-С18, ТК-С12, ТК-С11.

Маршруты транспортировки проходят через лесостепную местность с незначительными перепадами высот. На пути следования есть значительные водные преграды, что не исключает возможности падения упаковок в воду. Расстояние от асфальтового покрытия до лесных массивов составляет не менее 10–15 м. Возможность воздействия горящего леса и других возгораний на транспортируемые упаковки практически исключена.

Защитные конструкции упаковок рассчитаны на возможность эксплуатации в пределах расчётных проектных значений природных воздействий. В этих пределах сохраняется целостность всех защитных барьеров. Повреждение или разрушение барьеров возможно в случае превышения проектных значений, но вероятность таких событий мала. Выброс во внешнюю среду практически невозможен даже при разгерметизации упаковок и тепловом воздействии на перевозимые радиоактивные вещества.

В качестве исходных событий аварий с радиоактивными источниками были рассмотрены три варианта: падение упаковки в воду, нарушение герметичности упаковки и длительное (не менее 30 мин) воздействие огня на упаковку.

1. В результате столкновения двух автомобилей происходит обрыв элементов крепления и падение упаковок с источниками на твёрдую поверхность, а затем в воду. Консервативно предполагали, что произойдёт повреждение демпферов упаковки и из-за повреждения прокладок будет частично потеряна герметичность корпуса, вследствие чего упаковка заполнится водой. Ввиду отсутствия повреждения материала источника и его нерастворимости в воде выход радиоактивных веществ в окружающую среду будет отсутствовать.
2. В результате столкновения или другого внешнего воздействия может произойти механическое повреждение защитной упаковки. Консервативно было предположено, что нарушается герметичность упаковки и происходит рассыпание источников. Материал источников не летучий, ветровой подъём не приведёт к распространению радиоактивных веществ. Радиационное воздействие на население в результате аварии будет отсутствовать. Но в месте аварии существенно возрастёт мощность эквивалентной дозы, которая в районе зоны загрязнения составит десятки миллизивертов в час. Безопасное расстояние от места катастрофы — не менее 200 м.
3. При длительном воздействии огня температура в очаге пожара составит около 800 °С. Ввиду высокой температуры плавления источников (около 1 500 °С для источников на основе кобальта-60 и более 2 200 °С для калифорния-252 и иридия-192) выход радиоактивных веществ в окружающую среду исключён.

Таким образом, при любых аварийных ситуациях с механическим воздействием на транспортируемые упаковки с радиоактивными источниками выход летучих радиоактивных продуктов за пределы упаковки исключается. Зона загрязнения нелетучими радиоактивными продуктами возможна в случае лобового столкновения автомобилей и повреждения защитного контейнера с высыпанием части радиоактивного содержания транспортного контейнера. Зона загрязнения будет ограничена территорией вокруг места столкновения.

При любых аварийных ситуациях с механическим воздействием на транспортные упаковочные комплекты во время перевозки ядерных материалов (макетов экспериментальных ТВЭЛов, необлучённых или экспериментальных ТВС) практически исключается выход радиоактивных продуктов за пределы упаковки. Это определяется конструкцией и материалами устройств. При нормальной температуре радиоактивные вещества из ТВЭЛов не выходят, в том числе и в случае повреждения последних. Выход радиоактивных продуктов возможен в случае длительного теплового воздействия на упаковки.

В результате длительного воздействия огня на транспортные упаковочные комплексы температура ядерных материалов не превысит 500 °С. Повреждения ТВС и разгерметизации твэлов не произойдёт. Вследствие высокой температуры на поверхности тепловыделяющих элементов и сборок всё нефиксируемое поверхностное загрязнение может выйти за пределы транспортных упаковочных комплексов. Вышедшие из разогретой повреждённой упаковки в зону огня радиоактивные продукты, главным образом уран-235, образуют облако, которое из-за теплового воздействия поднимется над местом аварии и будет переноситься ветром, загрязняя окружающую территорию. Результаты расчёта показывают, что максимальное поверхностное загрязнение на оси следа облака не превысит  $2 \cdot 10^{-4}$  Бк/м<sup>2</sup> и будет определяться ураном-235. Объёмная активность аэрозолей над загрязнённой территорией вследствие вторичного ветрового подъёма не превысит  $2 \cdot 10^{-8}$  Бк/м<sup>3</sup>, что значительно ниже уровня допустимой среднегодовой объёмной активности для населения —  $3,7 \cdot 10^{-2}$  Бк/м<sup>3</sup>. Спустя месяц она уменьшится более чем на порядок. Мощность дозы гамма-излучения над территорией с таким загрязнением не изменится.

Таким образом, при аварийных ситуациях во время транспортировки макетов экспериментальных твэлов, необлучённых или экспериментальных ТВС с помощью транспортных упаковочных комплексов ТК-С18, ТК-С15, ТК-С11 и ТК-С12 образование зон загрязнения исключено. Нарушение целостности контейнера транспортного упаковочного комплекта ТУК-30, в котором перевозятся ядерные материалы в форме порошка, может привести к загрязнению территории. Были рассмотрены радиационные последствия аварий с механическим повреждением защитной оболочки упаковки и длительным воздействием огня. Наихудшие последствия возможны при механическом повреждении защитной оболочки транспортных упаковочных комплексов, так как при воздействии огня ядерные материалы будут рассеиваться на большой территории (до двух километров). Облучение населения будет обусловлено потреблением продуктов питания, выращенных на загрязнённой территории, и может превысить 5 мЗв за первый год после аварии. Для ликвидации потребуется проведение дезактивации на большой территории, а также удаление загрязнённого слоя почвы.

#### Список литературы

1. НП-074-06. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к планированию и обеспечению готовности к ликвидации последствий аварий при транспортировании ядерных материалов и радиоактивных веществ. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. — М.: Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2006. — 18 с.
2. НП-053-16 [Электронный ресурс]. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. — Официальный интернет-портал правовой информации. — Режим доступа: <http://www.pravo.gov.ru/>. Дата обращения: 11.02.2020.

В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов<sup>102</sup>, П.А. Михайлов<sup>102</sup>

<sup>102</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

## МОДЕРНИЗАЦИЯ УСТАНОВКИ ПРОКАЛИВАНИЯ ПЛОСКИХ ИСТОЧНИКОВ АЛЬФА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Контроль выбросов радиоактивных веществ является неотъемлемой частью деятельности предприятия и осуществляется в соответствии с действующими в АО «ГНЦ НИИАР» регламентами. Одним из методов контроля газоаerosольных поступлений радиоактивных веществ в вентиляционные системы радиационных объектов института и окружающую среду является отбор ежемесячных проб осаждением аэрозолей на фильтрах АФА-РСП-20, радиохимическая обработка проб и приготовление счётных форм для измерений активности альфа-излучателей. Счётная форма представляет собой плоский источник в виде диска из нержавеющей стали с нанесённым по центру активным тонким слоем. Одним из этапов подготовки счётной формы является прокаливание на соответствующей установке плоских источников альфа-излучения (мишеней). Установка, созданная более двадцати лет назад, отличается трудоёмкостью выполнения операции прокаливания и необходимостью постоянного соблюдения особых требований к протеканию технологического процесса, что делает актуальной автоматизацию данной операции.

В настоящей статье представлены результаты разработки и внедрения автоматизированной установки прокаливания, предназначенной для использования при изготовлении плоских источников. Цель состояла в сокращении ручных операций, повышении уровня электро- и пожаробезопасности во время прокаливания мишеней, автоматизации процессов подготовки источников, в том числе подбор режимов работы оборудования для поддержания оптимальных условий прокаливания. До автоматизации оператор вручную регулировал нагрев плоских источников и визуально контролировал состояние мишени.

Процесс подготовки источников альфа-излучения происходит в несколько этапов. Вначале фильтры помещают в кварцевый стакан и озоляют в шахтной печи, золу прокаливают при температуре 500 °С в течение пяти часов. После охлаждения в стакан с золой добавляют 10–20 см<sup>3</sup> раствора соляной кислоты с концентрацией 3 моль/дм<sup>3</sup> и выпаривают досуха. Далее добавляют 10 см<sup>3</sup> раствора азотной кислоты с концентрацией 8 моль/дм<sup>3</sup> и 0,5 см<sup>3</sup> перекиси водорода и упаривают до 1,5–2 см<sup>3</sup>. На следующем этапе готовят мишени: чистые и обезжиренные заготовки из нержавеющей стали марки 1Х18Н10Т<sup>103</sup> в виде дисков диаметром 25 мм и толщиной 0,5 мм обрабатывают полупроцентным раствором полистирола в бензоле в виде кольца с внутренним диаметром 15 мм. Выделенный ранее раствор в объёме 0,2 см<sup>3</sup> наносят на подготовленные мишени. Мишени высушивают под лампой, затем помещают на устройство прокаливания мишеней (рис. 5.5). Устройство включает три спирали из нихрома, элементы управления нагревом (пропорционально-интегрально-дифференциальный регулятор, плата управления силовой частью установки, трансформатор, термоэлектрический преобразователь), магнитный пускатель и автоматический выключатель (цепь защиты). Управление нагревом обеспечивает контроль текущей температуры на спиралях, возможность прогнозировать планируемое повышение температуры и импульсно подавать напряжение на первичную обмотку трансформатора в зависимости от заданной программы (пропорционально-интегрально-дифференциальное регулирование).

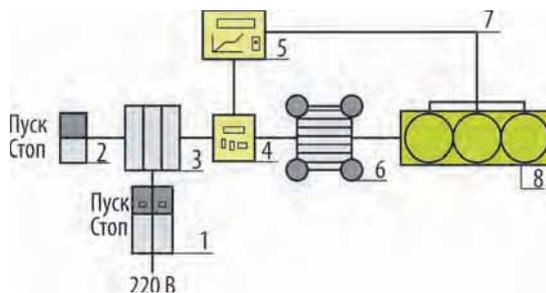


Рис. 5.5. Схема модернизированной установки прокаливания мишеней: 1 — вводной автоматический выключатель; 2 — кнопка включения и отключения питания установки; 3 — магнитный пускатель; 4 — плата управления силовой частью установки; 5 — программируемый пропорционально-интегрально-дифференциальный регулятор управления нагревом; 6 — понижающий трансформатор напряжения; 7 — термоэлектрический преобразователь (обратная связь); 8 — спирали прокаливания

<sup>103</sup> 1Х18Н10Т (09Х18Н10Т) — коррозионно-стойкая жаропрочная сталь для изготовления особо тонкостенных холодно- и теплодеформированных труб, предназначенных для трубопроводов и конструкций различного назначения. — Прим. ред.

Для отжига мишеней оператор включает магнитный пускатель и запускает программу нагрева на пропорционально-интегрально-дифференциальном регуляторе. По заданной программе нагрев реализуется в трёх температурных режимах. На первом этапе осуществляется удаление кристаллизационной воды при температуре 190–200 °С в течение пяти минут. На втором этапе происходит испарение ограничительного кольца и плавление солей при температуре 400 °С в течение сорока секунд. На третьем — разложение солей при температуре 720 °С в течение также сорока секунд. Далее происходит охлаждение и передача полученных плоских источников на измерения. Результаты экспериментов на автоматизированной установке позволили подобрать и обеспечить оптимальный температурный профиль прокаливания мишеней.

Ввод в эксплуатацию автоматизированной установки позволил:

- ◆ уменьшить время прокаливания мишеней в три раза (до двадцати минут);
- ◆ обеспечить электро- и пожаробезопасность установки;
- ◆ обеспечить оптимальные температурные режимы прокаливания мишеней;
- ◆ контролировать температурный режим нагрева;
- ◆ облегчить работу оператора установки;
- ◆ обеспечить возможность разработки программного обеспечения для занесения показаний терморегулятора в базу данных.

*А.А. Гончар, Д.С. Рябова, А.Н. Юсупов<sup>104</sup>*

## ПОДГОТОВКА МОДЕЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ КОМАНДНО-ШТАБНЫХ УЧЕНИЙ

В соответствии с нормативными документами [1–3] и в целях организации работ по повышению аварийной готовности в подразделениях АО «ГНЦ НИИАР» систематически проводят командно-штабные учения. Для проведения учения необходимо определить:

- ◆ цели и задачи учения;
- ◆ сценарий развития аварии;
- ◆ объектовую программу учения;
- ◆ план проведения учения;
- ◆ иерархический список контролируемых технологических, метеорологических и радиационных параметров с указанием идентификаторов в информационно-измерительной системе и уставок по эксплуатационному пределу и пределу безопасной эксплуатации;
- ◆ модель динамики изменения параметров в виде согласованных временных рядов;
- ◆ планировку помещений и технологических схем с указанием путей эвакуации и точек контроля технологических и радиационных параметров (формы отображения данных);
- ◆ план ликвидации последствий аналогичных аварий и действий оперативного персонала;
- ◆ радиационные последствия аварии (модель в виде временных рядов параметров, контролируемых единой системой контроля радиационной безопасности и автоматической системой контроля радиационной обстановки, оценка последствий для населения и окружающей среды);
- ◆ справочные и нормативные документы для аварийного реагирования для каждой зоны ответственности.

В отчётном году командно-штабное учение в первом полугодии было проведено на объекте ядерного топливного цикла — в отделении топливных технологий; во втором полугодии были

<sup>104</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

подготовлены модельные данные для проведения командно-штабного учения на исследовательской ядерной установке БОР-60.

В качестве исходного события командно-штабного учения в отделении топливных технологий была выбрана ситуация, при которой сработала система аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции в радиационно-защитной камере. Моделируемой аварийной ситуации предшествовал штатный режим работы персонала и оборудования: в операторском помещении радиационно-защитной камеры находился лаборант (перед смотровым стеклом) и инженер (у дальней стены помещения); радиоактивные продукты деления, образовавшиеся в результате самоподдерживающейся цепной реакции, вышли в объём камеры и через систему специальной вентиляции после очистки на аэрозольных фильтрах через высотную трубу попали в атмосферу.

Были подготовлены такие радиационные параметры для моделирования данных в рамках командно-штабного учения, как:

- ◆ поглощённая доза облучения лаборанта и инженера в операторском помещении и другого персонала в смежных помещениях от мгновенного излучения;
- ◆ временная зависимость объёмной активности инертных радиоактивных газов, регистрируемой системой оперативного контроля выбросов, и показаний датчиков и постов контроля автоматической системы радиационного контроля на объекте.

В качестве исходного события на исследовательской реакторной установке БОР-60 была выбрана авария с разрывом на трубопроводе второй петли первого контура, не защищённом страховочным кожухом. В качестве дополнительно налагаемого отказа было принято начало плавления ТВС, которое совпало по времени с началом течи теплоносителя и заклиниванием одного из отсечных вентилях на разгерметизировавшейся петле. Моделируемой аварийной ситуации предшествовал штатный режим работы персонала и оборудования (кроме отсечного вентиля на разгерметизировавшейся петле): мощность работающего реактора составила 50 МВт; в результате разрыва трубопровода второй петли жидкий натрий начал истекать в аварийное помещение, после начала течи реактор был остановлен в течение примерно 25 с. Консервативно предположено, что одна ТВС была расплавлена, а выброс радиоактивных продуктов деления, вышедших из расплавленного топлива в теплоноситель, и продуктов горения натрия из аварийного помещения происходит через специальную вентиляцию и высотную трубу. Вследствие горения натрия в аварийном помещении произошло повышение давления, из-за чего газоаэрозольная среда проникла в смежные помещения.

В соответствии с описанием сценария проведения командно-штабного учения сотрудниками управления радиационной безопасности подготовлены модельные данные, а сотрудниками управления информационно-кризисных систем смоделированы такие радиационные и технологические параметры, как:

- ◆ показания системы контроля герметичности оболочек;
- ◆ температура на выходе исправной петли и у выходного патрубка, уровень натрия в насосе и реакторе, расход теплоносителя в исправной и дефектной петле, мощность реактора БОР-60;
- ◆ показания датчиков автоматической системы радиационного контроля в аварийном и смежных помещениях;
- ◆ объёмная активность:
  - бета-излучающих аэрозолей в аварийном и смежных помещениях;
  - инертных радиоактивных газов и йода-131 в вентиляционной системе;
  - инертных радиоактивных газов и бета-излучающих аэрозолей в выбросе через вентиляционную систему;
- ◆ радиационные последствия моделируемой аварийной ситуации;
- ◆ показания датчиков автоматической системы контроля радиационной обстановки промплощадки, санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения;
- ◆ данные спектрометрического контроля выбросов в высотную вентиляционную трубу;
- ◆ мощность эквивалентной дозы от поверхности для передвижного пункта управления и радиационного мониторинга.

В соответствии с погодными условиями времени проведения учения сотрудниками управления информационно-кризисными системами были смоделированы метеопараметры на основе предоставленных данных от управления защиты окружающей среды.

Участниками командно-штабных учений являются:

- ◆ члены и эксперты объектовой комиссии по чрезвычайным ситуациям;
- ◆ персонал и руководство условно аварийного объекта;
- ◆ сотрудники группы по делам гражданской обороны и чрезвычайных ситуаций и управлений радиационной безопасности и защиты окружающей среды, а также технический персонал управления информационно-кризисных систем (специализированного кризисного центра).

В начале проведения командно-штабных учений председателем комиссии объявляется час «Ч», когда условно произошло аварийное событие. В привязке к этому времени программным средством «Эпизодер» предварительно рассчитанные и подготовленные модельные данные «раскручиваются» в реальном времени в процессе проведения учений.

Эксперты комиссии, используя возможности различных систем мониторинга радиационной обстановки и окружающей среды, анализируют радиационную обстановку в аварийном и смежных помещениях, на промплощадке № 1, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения для принятия оперативных действий по минимизации последствий условно произошедшей аварии.

Далее с помощью аттестованного программного средства «Нострадамус» осуществляют прогноз распространения радиационных последствий смоделированной проектной ситуации для населения, на основании которого формируются необходимые контрмеры. В расчётах используют подготовленные специалистами управлений радиационной безопасности и защиты окружающей среды модельные данные выброса и погодные условия.

Главной целью регулярного проведения командно-штабных учений является повышение аварийной готовности за счёт постепенной выработки навыков каждого участника аварийного реагирования быстро и качественно выполнять отведённую ему роль.

#### Список литературы

1. Федеральный закон от 21.12.1994 № 68-ФЗ «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера» [Электронный ресурс]: ред. 03.07.2019. — Официальный сайт компании «КонсультантПлюс». — Режим доступа: [http://www.consultant.ru/document/cons\\_doc\\_LAW\\_5295/](http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_5295/). Дата обращения: 18.02.2020.
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 30.12.2003 № 794 «О единой государственной системе предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций» [Электронный ресурс]: ред. 28.12.2019. — Там же. — Режим доступа: [http://www.consultant.ru/document/cons\\_doc\\_LAW\\_45914/](http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_45914/). Дата обращения: 18.02.2020.
3. Приказ государственной корпорации по атомной энергии от 10.11.2010 № 1/418-П «О функциональной подсистеме предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций в организациях (на объектах), находящихся в ведении и входящих в сферу деятельности госкорпорации "Росатом"» [Электронный ресурс]: ред. 17.06.2011. — Информационная система «Меганорм». — Режим доступа: <https://meganorm.ru/Data1/60/60038/index.htm>. Дата обращения: 18.02.2020.

*П.А. Михайлов<sup>105</sup>, К.Г. Бульдин, В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов<sup>105</sup>, Я.М. Лукьянова*

## ОЦЕНКА НАКОПЛЕНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В процессе научно-производственной деятельности подразделений института происходит образование твёрдых, жидких и газообразных радиоактивных отходов. Система обращения с та-

<sup>105</sup> Аспирант ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

кими отходами в институте реализована в местах их образования и службе-комплексе по обращению с радиоактивными отходами. Сокращение свободного объёма пунктов долговременного хранения твёрдых радиоактивных отходов в процессе эксплуатации объектов АО «ГНЦ НИИАР» приводит к необходимости оценки остаточных ресурсов по приёму на хранение отходов и разработки рекомендаций по корректировке сложившейся практики обращения с ними до принятия решения по их размещению в дальнейшем [1–4].

В АО «ГНЦ НИИАР» построены три объекта для приёма на временное хранение высоко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов:

- 1) принятое в эксплуатацию в 1963 году хранилище сухих отходов, заполненное к 2006 году высоко- и среднеактивными твёрдыми радиоактивными отходами (к настоящему моменту проведены комплексные инженерные и радиационные обследования хранилища и разработана проектная документация по выводу его из эксплуатации);
- 2) принятое в эксплуатацию в 1986 году хранилище высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов, в отдельные отсеки которого с 2006 года начат приём и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов (в настоящее время проведены комплексные инженерные и радиационные обследования хранилища и разработаны проекты объектного мониторинга, консервации и вывода объекта из эксплуатации);
- 3) построенный в 2015 году и введённый в эксплуатацию с 31 декабря 2019 года пункт контейнерного хранения низко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов, предназначенный для сортировки отходов, их переработки методами измельчения и прессования, размещения упаковок с отходами в контейнеры, подготовки контейнеров к временному хранению и последующему захоронению во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (срок эксплуатации объекта — тридцать лет).

Для определения ресурсов института по обращению с высокоактивными радиоактивными отходами в 2018–2019 годах проведена оценка накопления отходов в отсеках хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов по данным паспортов на партии отходов и результатам обследования отсеков. По данным паспортов проведён анализ количественных характеристик высоко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов, поступивших в хранилище за 2006–2019 годы из подразделений — источников образования отходов. Определены динамика поступления высоко- и среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов в отсеки хранилища и интенсивность их заполнения. Результаты оценки накопления отходов в отсеках хранилища показали следующее:

- ◆ при сохранении средней динамики поступления среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов на уровне 2017–2019 годов свободные объёмы в отсеках, предназначенных для их размещения, заполнятся в течение 2021–2022 годов;
- ◆ в зависимости от темпов образования высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов в подразделениях института отсеки хранилища, отведённые под эти отходы, будут заполнены к 2025–2026 годам.

Для обеспечения дальнейшего приёма высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов в хранилище необходимо в течение трёх-пяти лет освободить от среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов крупногабаритный отсек, чтобы разместить в нём на длительное хранение высокоактивные твёрдые радиоактивные отходы, которые в случае освобождения отсека можно будет принимать на хранение ещё более десяти лет, в течение которых можно будет выработать решения по обращению с высокоактивными твёрдыми отходами в дальнейшие годы. С этой целью была обоснована, разработана и принята к исполнению программа работ по обращению с радиоактивными отходами в здании хранилища высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов на 2019–2020 годы. В соответствии с данной программой выполнены первоочередные мероприятия, как то:

- ◆ ввод в эксплуатацию пункта контейнерного хранения твёрдых радиоактивных отходов;
- ◆ определение принадлежности (федеральные или собственные) среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов, размещённых по отсекам хранилища;
- ◆ обоснование выбора отсека для извлечения из него среднеактивных радиоактивных отходов;

- ◆ определение технологической схемы обращения с извлекаемыми радиоактивными отходами;
- ◆ подготовка и утверждение программы работ по опытному извлечению радиоактивных отходов из выбранного отсека хранилища, по итогам выполнения которой будет уточнена технология полного освобождения выбранного отсека.

Для обоснования технологических решений извлечения радиоактивных отходов из выбранного отсека рассмотрены три варианта схемы обращения с подобными отходами.

Работы по первым двум вариантам предполагают полный цикл подготовки всех извлечённых радиоактивных отходов к захоронению и передачу их во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами». Отличие данных вариантов схемы обращения с отходами при их извлечении из выбранного отсека заключается в том, что по первому варианту все работы или их часть выполняются специалистами АО «ГНЦ НИИАР», а по второму — все работы выполняются сторонней подрядной организацией. В третьем варианте схемы обращения с радиоактивными отходами наиболее трудоёмкие и затратные производственно-технологические цепочки обращения с отходами: переработка, кондиционирование, контейнеризация, подготовка и передача к захоронению — исключены.

При опытном извлечении предлагается работать по третьему варианту схемы обращения с радиоактивными отходами. При этом извлечённые из выбранного отсека горючие низкоактивные радиоактивные отходы будут отправлены на сжигание и дальнейшую переработку, прочие низкоактивные отходы — на переработку и временное хранение в пункте контейнерного хранения.

С учётом обоснованных и разработанных в техническом отчёте производственно-технологических цепочек обращения с радиоактивными отходами подготовлена программа организации работ по опытному извлечению отходов из отсека хранилища. Настоящая программа определяет порядок, методы и способы опытного извлечения среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов из отсека хранилища и последующего обращения с ними. Трудности полного освобождения связаны с отсутствием опыта проведения подобных работ в институте, недостатком достоверной информации о твёрдых радиоактивных отходах, хранящихся в этом отсеке, состоянии упаковок, так как складирование выполнялось навалом, сбрасыванием с высоты. Поэтому опытное извлечение среднеактивных твёрдых радиоактивных отходов является важнейшим этапом полного освобождения одного отсека хранилища.

В результате оценки накопления высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов, поступивших от подразделений АО «ГНЦ НИИАР» в хранилище, разработаны мероприятия и рекомендации для обеспечения дальнейшего долгосрочного (не менее десяти лет) приёма высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов.

#### *Список литературы*

1. Разживин С.Г., Маклаков В.В., Крайнов Е.В. и др. Стратегия обращения с радиоактивными отходами в АО «ГНЦ НИИАР». — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2017 году): под общей редакцией д-ра техн. наук, профессора В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. С. 159–164. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/ngo\\_2017\\_sayt\\_0.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/ngo_2017_sayt_0.pdf). Дата обращения: 18.02.2020.
2. Максина А.Б., Соболев А.М. Сценарии вывода из эксплуатации хранилища твёрдых радиоактивных отходов. — Там же. С. 164–167.
3. Авдонин В.В., Ефаров С.А., Кизин В.Д. и др. Обоснование отнесения радиоактивных отходов, находящихся в пункте хранения твёрдых радиоактивных отходов, к особым. — Там же. С. 168–169.
4. Разживин С.Г., Маклаков В.В., Крайнов Е.В. и др. Решение накопленных проблем в системе обращения с радиоактивными отходами института. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году): под общей редакцией д-ра техн. наук, профессора В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019.

С. 184–187. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР» в рубрике «Годовой отчёт» раздела «Раскрытие информации» или «Пресс-центр / Издательская деятельность / Отчёты / Научный годовой отчёт / Архив». — Режим доступа: [http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018\\_sayt\\_2.pdf](http://niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf). Дата обращения: 18.02.2020.

*В.П. Гордеев, В.В. Давыдов, А.В. Мамонов, С.Г. Разживин*

## ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА УСТАНОВКЕ СЖИГАНИЯ

Выбор эффективной технологии переработки отходов является одним из определяющих решений для снижения расходов и повышения безопасности при долговременном хранении и захоронении радиоактивных отходов. В АО «ГНЦ НИИАР» реализована переработка низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов на установке сжигания УСТ-50. Здание, в котором находится установка, построено по проекту 1991 года и принято в эксплуатацию 19 февраля 2002 года. А сама установка сжигания после проведения пусконаладочных работ и комплексной апробации оборудования введена в опытно-промышленную эксплуатацию 27 ноября 2003 года.

Установка сжигания УСТ-50 предназначена для переработки твёрдых и жидких горючих низкоактивных отходов (рис. 5.6) с последующим цементированием зольного остатка и включает в себя печь, газоход, барботёр, скруббер, теплообменник, подогреватель, фильтры, узел выгрузки и сборник золы, установку цементирования и вспомогательное оборудование. Массовая доля материалов твёрдых горючих радиоактивных отходов, подвергающихся переработке на установке, согласно рабочему проекту, составляет, %:

|  |             |
|--|-------------|
| Бумага, ветошь и древесина .....         | Не менее 80 |
| Хлорсодержащие вещества (пластикат)..... | Не более 5  |
| Полиэтилен и резина .....                | Не более 15 |

Максимальная производительность установки — 50 кг/ч. Температура в камере сжигания поддерживается в пределах 700–800 °С. Выход зольного остатка от сжигания 50 кг отходов составляет 0,6 кг.

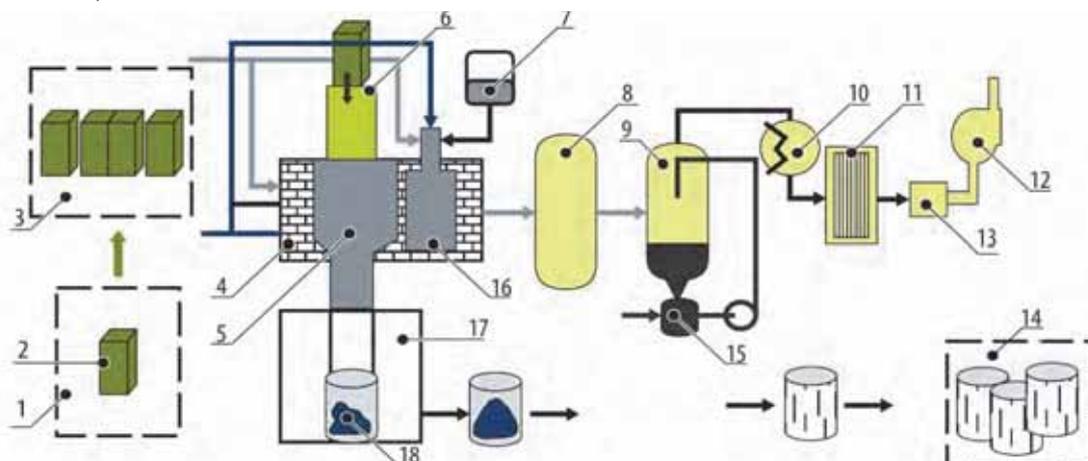


Рис. 5.6. Принципиальная технологическая схема переработки горючих радиоактивных отходов на установке УСТ-50:

1 — участок приёма твёрдых радиоактивных отходов; 2 — контейнер с твёрдыми радиоактивными отходами; 3 — участок сбора партии на сжигание; 4 — печь сжигания; 5 — камера сжигания; 6 — узел загрузки твёрдых радиоактивных отходов; 7 — узел приёма и подачи жидких радиоактивных отходов на сжигание; 8 — барботёр; 9 — скруббер; 10 — подогреватель газа; 11 — рукавный фильтр; 12 — вентилятор; 13 — фильтр Д-23; 14 — участок хранения твёрдых радиоактивных отходов; 15 — узел подачи щёлочи; 16 — камера дожигания; 17 — узел выгрузки золы; 18 — сборник золы

Анализ объёма и морфологических характеристик образующихся в подразделениях института низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов показал, что доля переработанных горючих отходов от общего количества низкоактивных твёрдых отходов, поступивших на длительное хранение в службу-комплекс по обращению с радиоактивными отходами, за этот период составила около 10 %.

Выполнен экономический анализ эффективности кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, переработанных методом сжигания на установке УСТ-50, и без переработки аналогичных отходов (простая контейнеризация). Данные расчёта стоимости процесса контейнеризации и захоронения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов для различных типов серийных контейнеров были представлены в соответствии с действующими тарифами. Затраты на применение технологий кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов состоят из затрат на процессы их сжигания, контейнеризации и захоронения. Основным преимуществом технологии сжигания является существенное сокращение объёма перерабатываемых твёрдых радиоактивных отходов — примерно в 113,45 раза. Получаемая при сжигании зола размещается в бочки объёмом 200 л. В целях максимального использования внутреннего объёма защитных контейнеров бочку полностью заполняют зольным остатком, что допускается

Таблица 5.3

**Технологические характеристики контейнеров**

| Параметр  | Тип контейнера |             |
|---|----------------|-------------|
|   | КМЗ-М          | КРАД 3.0    |
| Ёмкость рабочая, м <sup>3</sup>                     | 3,1            | 3,0         |
| Габаритные размеры, мм:                             |                |             |
| Длина   | 1 650          | 2 620       |
| Ширина  | 1 650          | 1 430       |
| Высота  | 1 375          | 1 080       |
| Масса, кг   | 1 160          | 655         |
| Масса с отходами, кг                                | Менее 10 000   | 4 000–6 670 |
| Назначенный срок службы, лет                        | Более 50       | 30          |
| Количество устанавливаемых бочек объёмом 200 л, шт. | 5              | 6           |
| Цена, тыс. руб.                                     | 225,5          | 144,0       |

согласно нормативным документам (п. 33 НП-020-15<sup>106</sup>). Затраты на осуществление процессов сжигания в год составляют 17 967 030 руб., стоимость переработки одного кубического метра низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов методом сжигания стоит 40 470 руб. Для процесса контейнеризации низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов используют контейнеры КМЗ-М и КРАД 3.0 (табл. 5.3).

Согласно Федеральному закону от 11.06.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» определена система обращения с радиоактивными отходами, которая включает обязательное захоронение всех удаляемых радиоактивных отходов в кондициони-

рованном виде. Организация обязана осуществить оплату захоронения исходя из фактического объёма отходов, передаваемых во ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами», и тарифов на их захоронение. Оплата захоронения осуществляется при передаче отходов. Тарифы на захоронение (табл. 5.4) устанавливаются для каждого класса отходов в виде фиксированных ставок тарифов в расчёте на кубический метр захораниваемых отходов, включая упаковку и контейнер (объём брутто).

При определении затрат на захоронение принимали, что полученные при сжигании отходы относятся к III классу, а отходы при простой контейнеризации — к IV классу. Для удобства при расчёте затрат по двум сравниваемым технологиям начальный объём твёрдых радиоактивных отходов считали равным максимальному объёму таких отходов, перерабатываемому на установке сжигания УСТ-50 в год. В табл. 5.5 наглядно видно разницу затрат при использовании технологий кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, переработанных методом сжигания, и кондиционирования без переработки. На кубический метр

<sup>106</sup> НП-058-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твёрдых радиоактивных отходов. Требования безопасности. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. — Официальный интернет-портал правовой информации. — Режим доступа: <http://www.pravo.gov.ru/>. Дата обращения: 11.02.2020.

низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов при использовании контейнера КМЗ-М экономия может составить 84,24 тыс. руб., затраты на захоронение могут снизиться на 275,34 %. При использовании контейнера КРАД 3.0 экономия может составить 66,45 тыс. руб., а затраты на захоронение могут уменьшиться на 243,03 %.

Таблица 5.4

**Тарифы на захоронение радиоактивных отходов  
в зависимости от класса опасности**

| Класс опасности | Вид отходов, передаваемых на захоронение            | Тариф, руб./м <sup>3</sup> |
|-----------------|---|----------------------------|
| III             | Твёрдые среднеактивные и долгоживущие низкоактивные | 152 473,02                 |
| IV              | Твёрдые низкоактивные, включая очень низкоактивные  | 45 836,12                  |

Таблица 5.5

**Затраты на кондиционирование  
твёрдых радиоактивных отходов, тыс. руб.**

| Наименование затрат         | Технология кондиционирования отходов при использовании различных контейнеров |           |                         |           |
|-----------------------------|--|-----------|-------------------------|-----------|
|                             | Кондиционирование на установке УСТ-50  |           | Простая контейнеризация |           |
|                             | КМЗ-М  | КРАД 3.0  | КМЗ-М                   | КРАД 3.0  |
| Стоимость контейнеризации   | 881,61   | 469,18    | 32 294,78               | 21 311,26 |
| Стоимость захоронения       | 21 330,20  | 20 627,74 | 58 730,83               | 50 130,65 |
| Затраты на 1 м <sup>3</sup> | 48,04  | 46,46     | 132,28                  | 112,91    |

По итогам эксплуатации установки сжигания УСТ-50:

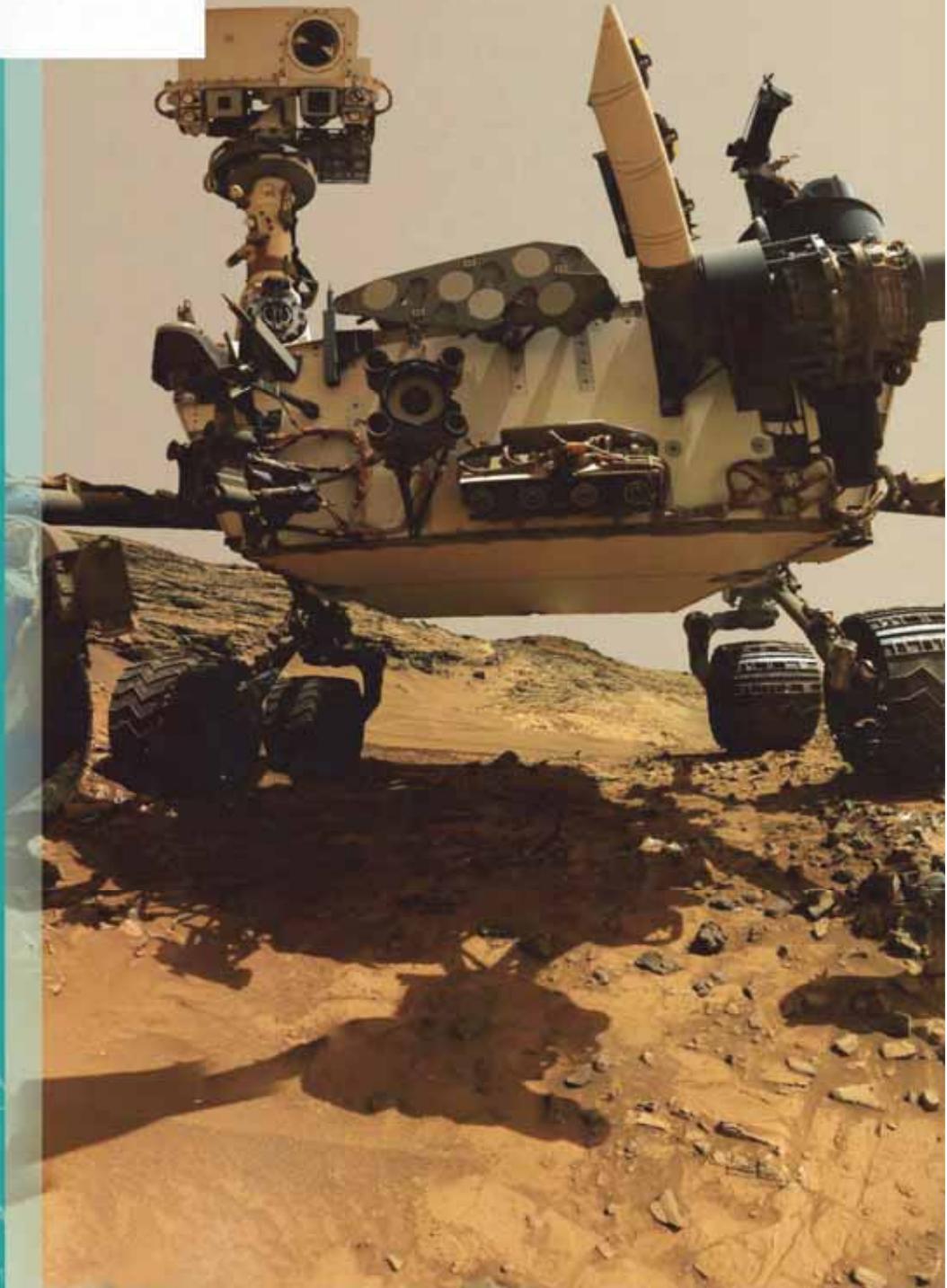
- 1) проведён анализ затрат, на их основе определена стоимость процессов контейнеризации и захоронения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов с использованием вышеуказанных технологий;
- 2) установлено, что основной экономический эффект при использовании технологии кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, переработанных методом сжигания, возникает за счёт существенного сокращения объёма перерабатываемых отходов, что позволяет значительно сократить затраты на используемые для захоронения контейнеры;
- 3) в результате анализа полученных результатов показано, что по величине затрат на контейнеризацию и захоронение одного кубического метра низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов несомненным преимуществом обладает технология кондиционирования отходов, переработанных методом сжигания.

*В.В. Серебряков, А.В. Мамонов, В.В. Давыдов,  
С.Г. Разживин, В.П. Гордеев*

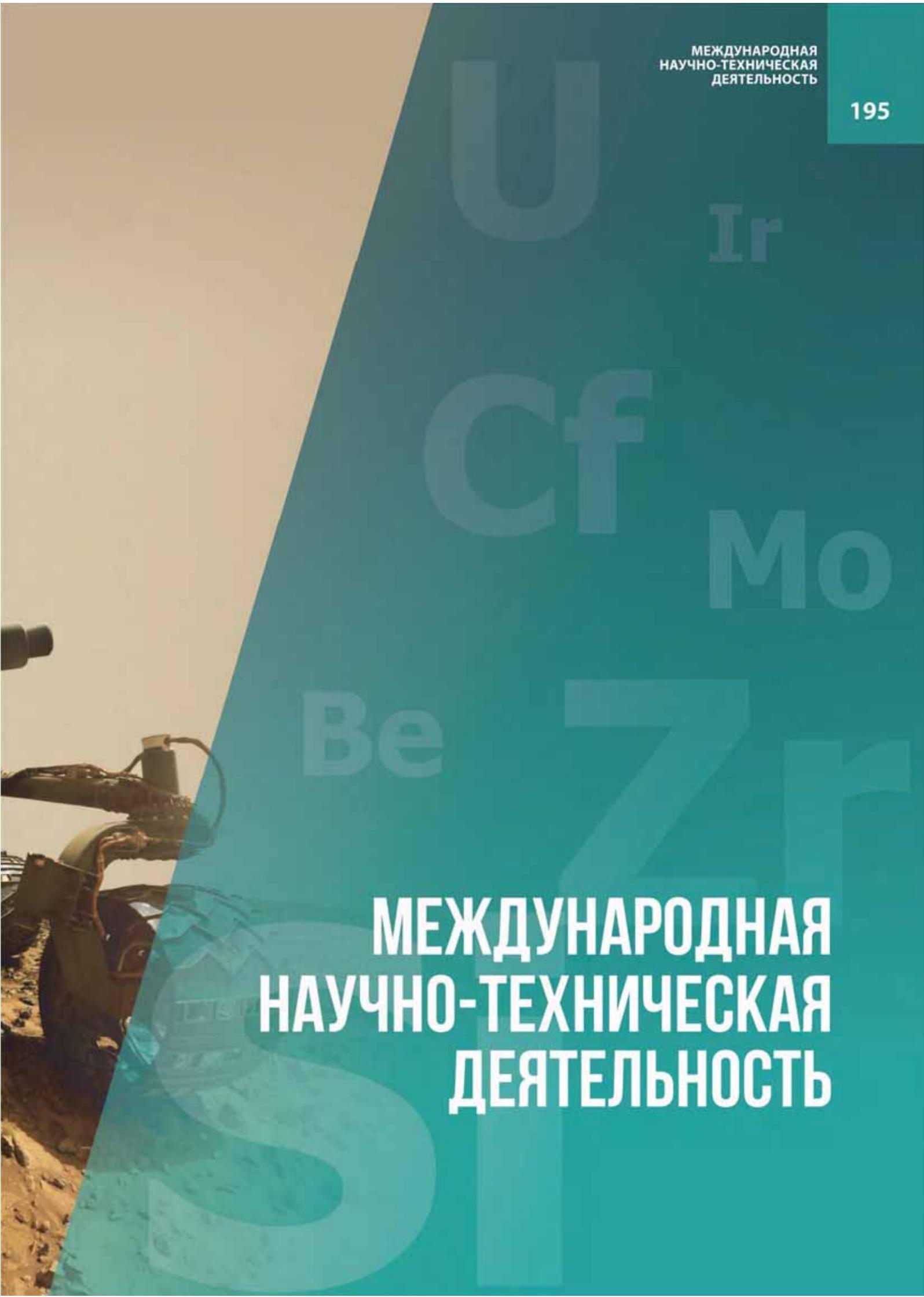


АО «ГНЦ НИИАР» является Международным центром исследований под эгидой МАГАТЭ в области реакторных испытаний, реакторного материаловедения, радиохимии, топливных циклов, разработки инновационных видов ядерного топлива и материалов, а также для производства радионуклидов на основе наукоемких технологий

# 6



|    |                                 |   |
|----|---------------------------------|---|
| VA | VIA                             | VIIA                                    |
| 7  | 8                               |   |
| -3 |                                 | -2                                      |
| +4 | <b>O</b><br>15,9994<br>Кислород | <b>F</b><br>18,9984<br>Фтор<br>Fluorine |



**МЕЖДУНАРОДНАЯ  
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ  
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ**

Учитывая сформулированные госкорпорацией «Росатом» задачи по расширению портфеля зарубежных заказов и сохранению лидирующих позиций на глобальном рынке, АО «ГНЦ НИИАР», будучи заинтересованным в эффективном использовании своих научно-технических компетенций и экспериментальной инфраструктуры, активно реализует международное научно-техническое сотрудничество, которое неразрывно связано с деятельностью мирового научного сообщества, направленной на решение актуальных задач фундаментальной науки и прикладных исследований в области гражданской ядерной энергетики (рис. 6.1).



Рис. 6.1. Основные направления международного научно-технического сотрудничества АО «ГНЦ НИИАР» в 2019 году

## РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ И ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТОПЛИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ И КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

АО «ГНЦ НИИАР» продолжает активно развивать коммерческое партнёрство в области проведения исследований и реализации совместных проектов, привлекая внимание и интерес всё большего числа зарубежных компаний, государственных и международных организаций.

В отчётном году успешно продолжено сотрудничество по девяти ранее заключённым контрактам с такими зарубежными партнёрами, как Корейский институт атомной энергии (Южная Корея)<sup>107</sup>, Китайская корпорация атомной энергетической промышленности<sup>108</sup> и Китайский институт атомной энергии<sup>109</sup>, Комиссариат по атомной энергии и альтернативным источникам энергии Франции, компании «Марубени Ютилити Сервисез»<sup>110</sup> (Япония), «Электрисите де Франс»<sup>111</sup> (Франция), «Терра Пауэр»<sup>112</sup> (США), «Топаз Интернашнл Энтерпрайзес Лимитед»<sup>113</sup> (Британские Виргинские острова). По результатам выполненных исследований в течение года было подготовлено и направлено зарубежным заказчикам двенадцать научно-технических отчётов. В 2019 году заключены новые долгосрочные контракты с зарубежными заказчиками из Южной Кореи, Бразилии и Китая на проведение исследований на площадке института.

В сентябре отчётного года подписан контракт с Корейским институтом атомной энергии на проведение облучения и неразрушающих исследований экспериментальной сборки с металлическим ураноциркониевым топливом. В АО «ГНЦ НИИАР» будет реализован полный комплекс высокотехнологичных научных исследований металлического топлива, начиная от разработки облучательного устройства для установки в экспериментальный канал реактора МИР и расчётно-аналитических исследований с целью определения параметров испытаний экспериментальной сборки и заканчивая облучением её в петлевой установке реактора до заданных значений выгорания топлива и в требуемых режимах и неразрушающими послереакторными исследованиями. Полученные данные будут использованы заказчиком при лицензировании ядерного топлива для реакторов малой мощности.

Стремясь к расширению международной научно-технической деятельности, сотрудники АО «ГНЦ НИИАР» проводят активную работу по поиску направлений научного сотрудничества и установлению контактов с новыми зарубежными партнёрами. На международном форуме «Атомэкспо — 2019» и Международной тематической встрече по вопросам устойчивого к авариям ядерного топлива<sup>114</sup> (г. Шэньчжэнь, Китай) Китайская генеральная ядерная корпорация<sup>115</sup> проявила заинтересованность к установлению и развитию научно-технического сотрудничества с АО «ГНЦ НИИАР». Одно из подразделений корпорации — Научно-исследовательский институт ядерных технологий<sup>116</sup> — в настоящий момент заинтересовано в проведении на экспериментальной базе АО «ГНЦ НИИАР» исследований по широкому спектру направлений, в том числе по изучению поведения конструкционных материалов под облучением в различных средах, реакторным испытаниям экспериментальных твэлов в переходных и аварийных режимах, испытаниям детекторов для контроля энерговыделения в активной зоне реактора.

В сентябре во Франции в ходе совещания, организованного Агентством по ядерной энергии Организации по экономическому сотрудничеству и развитию, со стороны АО «ГНЦ НИИАР» было представлено предложение по проведению в реакторе МИР исследований поведения пэлов реакторов ВВЭР в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA), которое получило широкую поддержку и рекомендовано к реализации с 2021 года. Специалистам института предстоит масштабная подготовительная работа, в том числе по детальному описанию эксперимента и разработке технического задания, а также согласованию методик проведения испытаний с зарубежными партнёрами.

<sup>107</sup> Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI). — Прим. ред.

<sup>108</sup> China National Nuclear Corporation (CNEC). — Прим. ред.

<sup>109</sup> China Institute of Atomic Energy (CIAE). — Прим. ред.

<sup>110</sup> Marubeni Utility Services, Ltd. — Прим. ред.

<sup>111</sup> Electricite de France SA (EDF (фр. Électricité de France)). — Прим. ред.

<sup>112</sup> TerraPower, LLC. — Прим. ред.

<sup>113</sup> Topaz International Enterprises Limited. — Прим. ред.

<sup>114</sup> International Topical Meeting on Accident Tolerant Fuel. — Прим. ред.

<sup>115</sup> China General Nuclear Corporation (CGN). — Прим. ред.

<sup>116</sup> China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd. (CNPRI). — Прим. ред.



Рис. 6.2. Визит сербской делегации

С целью ознакомления с экспериментальными возможностями института, его опытом и компетенциями по созданию и эксплуатации исследовательских реакторов и экспериментальных лабораторий, а также для обсуждения возможных направлений исследований на сооружаемом реакторе МБИР площадку института в течение года посетили представители частных и государственных компаний из различных стран, в том числе делегация из Сербии (рис 6.2) под руководством министра инноваций и технологического развития Сербии, представители европейского консорциума «Еврофижн» (Eurofusion), шведской компании «Студвик»<sup>117</sup>, Китайского института атомной энергии, Института ядерной и радиационной безопасности<sup>118</sup> (Франция).

## РАДИОНУКЛИДНЫЕ ИСТОЧНИКИ И ПРЕПАРАТЫ, ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ

Производство радионуклидных источников и препаратов с использованием наукоёмких технологий остаётся одним из приоритетных направлений развития АО «ГНЦ НИИАР». В отчётном году институт обеспечил поставки радионуклидов и источников ионизирующего излучения медицинского и промышленного назначения по пятидесяти семи действующим контрактам в адрес зарубежных заказчиков из Индии, Австралии, Южной Кореи, Китая, США, Бразилии, Аргентины, стран Западной и Восточной Европы, Великобритании и других стран. Сотрудники института регулярно участвуют в различных тематических семинарах и мероприятиях, что способствует обмену опытом в сфере производства радионуклидов для ядерной медицины, расширению номенклатуры и объёма производимой в АО «ГНЦ НИИАР» изотопной продукции и перечня возможных потребителей. Вопросы расширения сотрудничества в области поставок радиоизотопной продукции медицинского назначения обсуждают также во время рабочих встреч с заказчиками и потенциальными партнёрами.

В середине октября делегация института приняла участие в ежегодном конгрессе Европейской ассоциации по ядерной медицине<sup>119</sup> (г. Барселона, Испания). Этот конгресс является наиболее востребованной дискуссионной и выставочной площадкой среди участников международного рынка ядерной медицины для обсуждения самых актуальных исследований и разработок. В рамках конгресса специалисты АО «ГНЦ НИИАР» совместно с представителями АО «Всерегionalное объединение "Изотоп"» — официального поставщика продукции изотопного комплекса госкорпорации «Росатом» на международный и внутренний рынки — провели серию встреч как с действующими, так и с потенциальными заказчиками изотопной продукции медицинского и промышленного назначения. К числу ключевых потребителей относятся производители радиофармацевтических препаратов, медицинские учреждения, научные институты Европы, Азии и Ближнего Востока.

<sup>117</sup> Studsvik Nuclear AB. — Прим. ред.

<sup>118</sup> Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN). — Прим. ред.

<sup>119</sup> European Association of Nuclear Medicine (EANM). — Прим. ред.

В течение 2019 года сотрудники института приняли участие и выступили с докладами на международных мероприятиях, посвящённых актуальным проблемам разработки, производства и применения радиофармацевтических препаратов, как то:

- ◆ третья научно-практическая конференция «Радиофарма — 2019», которая была организована на площадке ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации — Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» Федерального медико-биологического агентства России;
- ◆ одиннадцатый симпозиум по мишенной альфа-терапии TAT-11<sup>120</sup> (г. Оттава, Канада).

В начале года площадку института посетили руководители Китайской корпорации по изотопам и радиации<sup>121</sup> и совместного российско-китайского предприятия «Пекинская КИАЭ — НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью». Китайская делегация ознакомилась с историей и производственными возможностями института, посетила реакторную установку СМ и участки по изготовлению источников ионизирующего излучения на основе кобальта-60 (рис. 6.3) и препарата лютеция-177. По результатам встречи руководитель делегации, заместитель директора Китайской корпорации по изотопам и радиации, выразил уверенность в дальнейшем развитии сотрудничества и подчеркнул, что китайская сторона заинтересована в наращивании объёма поставок продукции института на рынок Китайской Народной Республики.



Рис. 6.3. Внешний вид источников ионизирующего излучения на основе кобальта

В марте делегация института с рабочим визитом посетила Радиоизотопный центр «Полатом» Национального центра ядерных исследований<sup>122</sup> (г. Отвоцк, Польша). Были подробно обсуждены технические и организационные вопросы текущего сотрудничества, а также перспективы по расширению номенклатуры и объёма поставок. По итогам встречи была достигнута предварительная договорённость о заключении нескольких долгосрочных контрактов и детальной проработке сразу нескольких перспективных направлений сотрудничества, которые планируется реализовать в 2020–2021 годах.

## БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Одним из важнейших направлений международного взаимодействия являются вопросы обеспечения безопасности, повышения надёжности и эффективности эксплуатации действующих и перспективных ядерных энергетических установок. АО «ГНЦ НИИАР» признана базовой организацией по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок государств — участников Содружества Независимых Государств, которая создана для координации и выполнения работ по сбору, обработке, накоплению, анализу, использованию данных об опыте эксплуатации исследовательских ядерных установок, инцидентах на них, а также для подготовки информационно-аналитических материалов

<sup>120</sup> International Symposium on Targeted Alpha Therapy. — Прим. ред.

<sup>121</sup> China Isotope Radiation Co. (CIRC). — Прим. ред.

<sup>122</sup> National Centre for Nuclear Research Radioisotope Centre POLATOM. — Прим. ред.

с целью обеспечения участников межгосударственного взаимодействия информацией о путях повышения безопасности и надёжности эксплуатации исследовательских ядерных установок. В ноябре в Казахстане (г. Алматы) на базе республиканского государственного предприятия «Институт ядерной физики» Министерства энергетики Республики Казахстан состоялось шестое заседание совещательного органа Базовой организации государств — участников Содружества Независимых Государств, на котором были рассмотрены вопросы деятельности организации и рабочих групп совещательного органа, согласован и принят план работ организации на 2019–2020 годы, а также были представлены доклады по актуальным вопросам использования исследовательских ядерных установок (в частности, об обращении с отработавшим ядерным топливом, управлении ресурсом и развитии нормативно-правового обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок).

К значимым событиям в области обеспечения безопасности и управления старением ядерных реакторов можно отнести состоявшееся в сентябре в штаб-квартире Международного агентства по атомной энергии (г. Вена, Австрия) консультативное экспертное совещание по разработке руководящих принципов создания и осуществления программы управления старением исследовательских реакторов, в работе которого принял участие эксперт АО «ГНЦ НИИАР». Результаты работы международной экспертной группы будут представлены в специальном руководящем документе МАГАТЭ, который будет доступен на официальном сайте организации. Документ станет настольной книгой для специалистов разных стран, занятых вопросами эксплуатации, продления ресурса и управления старением оборудования исследовательских реакторов.

В отчётном году вопросам повышения надёжности и эффективности эксплуатации ядерных энергетических установок, обеспечения безопасности исследовательских реакторов в условиях их старения был посвящён целый ряд таких международных мероприятий, как:

- ◆ конференция по исследовательским реакторам<sup>123</sup>, организованная МАГАТЭ и Национальной комиссией по атомной энергии Аргентины (г. Буэнос-Айрес, Аргентина);
- ◆ региональное совещание МАГАТЭ «Применение кодекса безопасности исследовательского реактора: управление старением и периодическое рассмотрение безопасности» (г. Брюссель, Бельгия);
- ◆ одиннадцатая международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с реакторами ВВЭР» (г. Москва, Россия);
- ◆ пятнадцатая международная научно-практическая конференция по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс» (г. Севастополь, Россия).

## ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ В КОНТЕКСТЕ РАЗВИТИЯ МИРОВОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В настоящее время актуальными и одними из наиболее обсуждаемых вопросов для мирового сообщества является доступность и текущее состояние научно-исследовательских реакторов, на базе которых возможно проводить научные исследования для создания инновационных, усовершенствования действующих ядерных реакторов и развития атомной энергетики в целом. Возможности крупнейших научно-исследовательских центров стран мира, состояние работ по модернизации и продлению ресурса действующих исследовательских реакторов, статус реализации проектов по сооружению новых исследовательских реакторов

<sup>123</sup> International Conference on Research Reactors: Addressing Challenges and Opportunities to Ensure Effectiveness and Sustainability. — Прим. авт.

обсуждали в ходе работы Европейской конференции по исследовательским реакторам<sup>124</sup> RRFM-2019, которая была организована в марте в Иордании совместно с конференцией Международной группы операторов исследовательских реакторов<sup>125</sup> при участии МАГАТЭ и Европейского ядерного общества.

В конце мая состоялось международное сорок первое расширенное совещание программной группы проекта «Халден»<sup>126</sup>, организованное Агентством по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития совместно с норвежским Институтом энергетических технологий, предметом которого являлись вопросы дальнейшего развития проекта в условиях окончательной остановки в 2018 году одноименного норвежского реактора. Проект «Халден» действует с 1958 года, поддерживается более чем ста тридцатью организациями в девятнадцати странах и является крупнейшим совместным проектом Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития. По итогам обсуждения стало очевидно, что АО «ГНЦ НИИАР» является фактически единственным в Евразии центром, который по своим экспериментальным возможностям, в том числе по организации и проведению широкого спектра реакторных и послереакторных исследований элементов и изделий атомной техники, не только не уступает, но и превосходит другие существующие на данный момент подобные организации (в частности, центры в Бельгии, Нидерландах и Чехии).

## РАДИОХИМИЯ И ТЕХНОЛОГИИ БЕЗОПАСНОГО ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

АО «ГНЦ НИИАР», располагающее развитой исследовательской инфраструктурой и необходимыми компетенциями, на регулярной основе участвует в реализации проектов, результаты которых будут использованы для ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи». В январе 2018 года консорциум предприятий госкорпорации «Росатом» был выбран исполнителем проекта по разработке технологий анализа изменения со временем свойств кориума на аварийных блоках «Фукусимы-1». Администратором проекта является Исследовательский институт «Митсубиши»<sup>127</sup> (Япония). В марте 2019 года сотрудники АО «ГНЦ НИИАР» совместно со специалистами ряда отраслевых предприятий и ФГБУН «Ордена Трудового Красного Знамени Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии Российской академии наук» успешно завершили вторую фазу проекта, связанную с разработкой технологий извлечения и анализа топливных осколков и изучением изменения свойств кориума в процессе старения. Результатом стало получение экспериментальных данных, создание прогнозной модели изменения основных свойств активных модельных образцов топливных осколков АЭС «Фукусима-Дайичи» в процессе старения и подготовка рекомендаций для разработки технологии обращения с топливными осколками. В ноябре в Токио (Япония) состоялась встреча специалистов госкорпорации «Росатом» с представителями АЭС «Фукусима-Дайичи». В ходе промежуточной защиты проекта по развитию технологий извлечения топливных обломков атомной станции были представлены программа и методика проведения экспериментальной резки репрезентативных образцов отработавшего ядерного топлива и модельных образцов обломков ядерного топлива АЭС «Фукусима-Дайичи» с целью оценки свойств образующихся золей и подтверждения эффективности лабораторной системы их сбора.

<sup>124</sup> European Research Reactor Conference. — Прим. авт.

<sup>125</sup> International Group Operating Research Reactors (IGORR). — Прим. авт.

<sup>126</sup> Enlarged Halden Programme Group Meeting 2019. — Прим. авт.

<sup>127</sup> Mitsubishi Research Institute, Inc. — Прим. ред.

## УЧАСТИЕ В КРУПНОМАСШТАБНЫХ МЕЖДУНАРОДНЫХ ПРОЕКТАХ

В 2019 году специалисты АО «ГНЦ НИИАР» успешно завершили работы в рамках уникального международного научного эксперимента Баксанской нейтринной обсерватории ФГБУН «Институт ядерных исследований Российской академии наук» — проекта BEST<sup>128</sup> — в области нейтринной физики по поиску новой элементарной частицы — так называемого стерильного нейтрино. В АО «ГНЦ НИИАР» был изготовлен и доставлен в Баксанскую нейтринную обсерваторию искусственный источник нейтрино на основе радионуклида хрома-51 активностью не ниже 1 110 Пбк (3 МКи). В ходе уникальной работы по созданию источника были проведены расчётно-экспериментальные исследования возможности получения требуемой активности хрома-51 в центральной нейтронной ловушке реактора СМ, проведено облучение металлического хрома-50 с использованием разработанного и не имеющего аналогов облучательного устройства. Пятого июля 2019 года источник нейтрино был помещён в облучательный канал галлиевого детектора в лаборатории галлиево-германиевого нейтринного телескопа Баксанской нейтринной обсерватории. Планируется, что первые результаты эксперимента могут быть опубликованы в 2020 году.

Помимо работы по основным направлениям международного сотрудничества большое внимание в АО «ГНЦ НИИАР» уделяют развитию научно-технического потенциала, повышению профессиональных качеств и расширению научного кругозора молодых учёных и специалистов. При поддержке Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития специалисты института прошли во Франции (г. Париж) тренинг-курсы по расширению научных возможностей в программах, нацеленных на решение нейтронно-физических задач и задач изотопной кинетики. В течение года молодые учёные и специалисты выступали с докладами на таких научных международных мероприятиях, как:

- ◆ двадцать шестая научная конференция студентов, аспирантов и молодых учёных «Ломоносов-2019» (г. Москва, Россия);
- ◆ научно-техническая школа-семинар по ядерным технологиям для молодых учёных, специалистов, студентов и аспирантов (г. Заречный, Свердловская область, Россия);
- ◆ семнадцатая школа-конференция «Новые материалы: перспективные технологии» для молодых учёных и специалистов (г. Москва, Россия);
- ◆ тринадцатый уральский семинар «Радиационная физика металлов и сплавов» (г. Кыштым, Россия);
- ◆ двадцатое заседание Комиссии государств — участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях (г. Минск, Белоруссия);
- ◆ пятнадцатый инновационный форум-выставка «Точные измерения — основа качества и безопасности» (г. Москва, Россия);
- ◆ восьмая научно-практическая конференция молодых учёных и специалистов атомной отрасли «Команда-2019» (г. Санкт-Петербург, Россия);
- ◆ двадцать первый Менделеевский съезд по общей и прикладной химии, проводимый под эгидой Международного союза по теоретической и прикладной химии<sup>129</sup> (г. Санкт-Петербург, Россия).

АО «ГНЦ НИИАР» также выступило организатором Одиннадцатой международной конференции по реакторному материаловедению (рис. 6.4), посвящённой пятидесятилетию

<sup>128</sup> BEST (Baksan Experiment on Sterile Transitions) — глобальный научный эксперимент в области изучения свойств нейтрино в лаборатории галлиево-германиевого нейтринного телескопа Баксанской нейтринной обсерватории Института ядерных исследований Российской академии наук (Баксанское ущелье, Северный Кавказ, Россия). — Прим. ред.

<sup>129</sup> International Union of Pure and Applied Chemistry (IUPAC). — Прим. ред.

отделения реакторного материаловедения. В ходе конференции были представлены доклады о топливе и твэлах энергетических реакторов, конструкционных материалах ядерных и термоядерных реакторов, а также организованы технические туры на объекты института. В научном мероприятии приняли участие двадцать иностранных специалистов и более восьмидесяти профессионалов из тридцати научных и производственных организаций России.



Рис. 6.4. Участники конференции по реакторному материаловедению

В 2019 году в ведущих международных изданиях опубликовано восемь научных статей за авторством научных сотрудников АО «ГНЦ НИИАР».

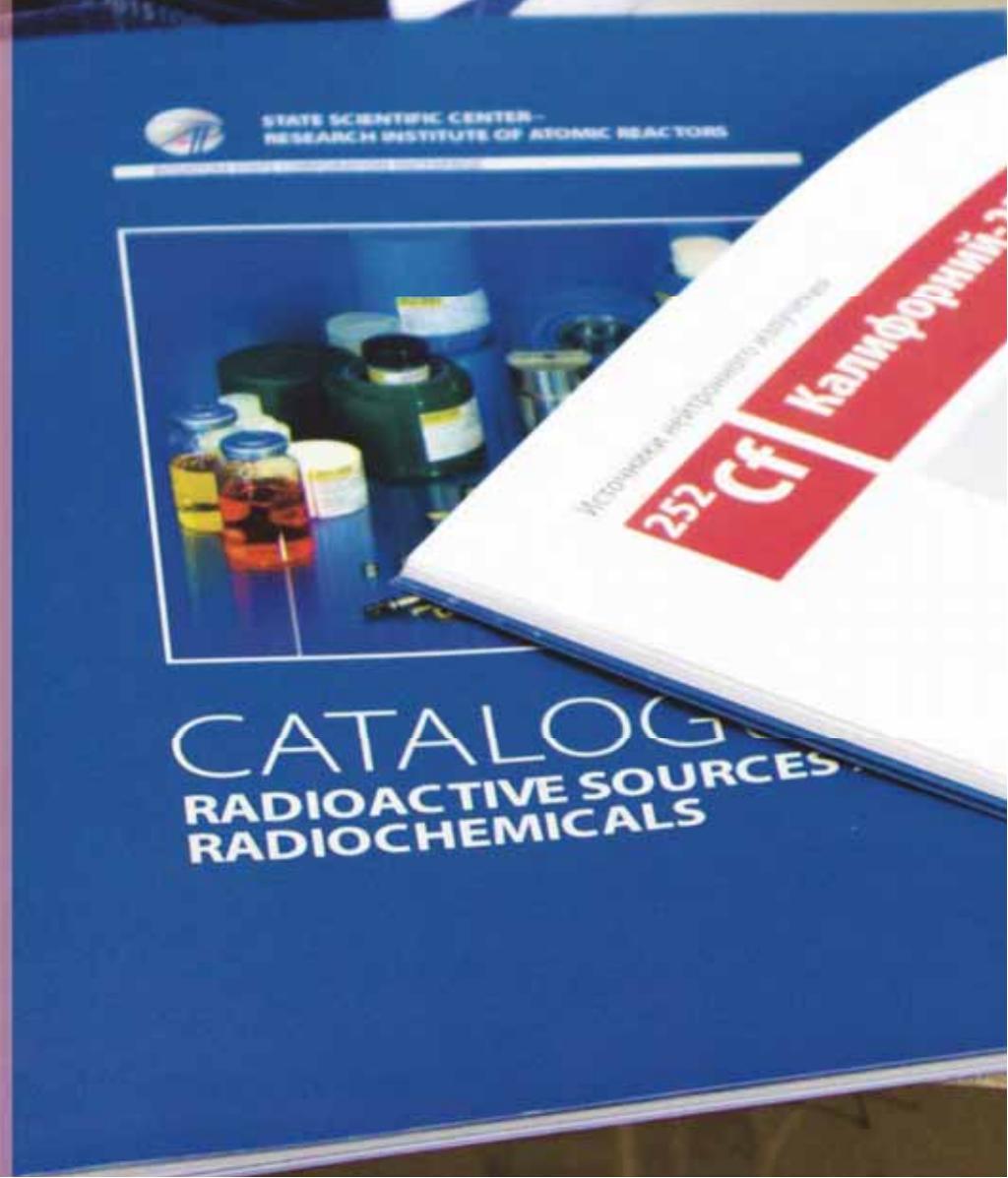
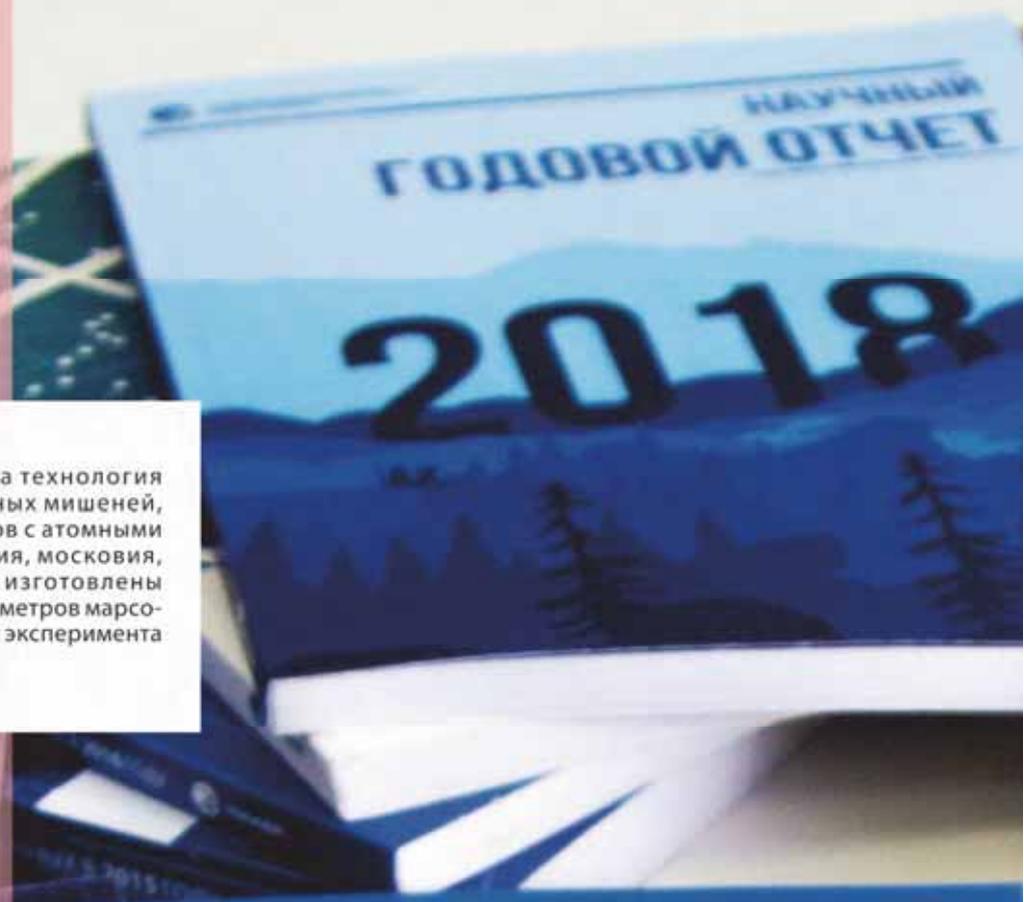
АО «ГНЦ НИИАР», как и прежде, последовательно наращивает свой потенциал в области проведения научных исследований и использования наукоёмких технологий для производства востребованной на мировом рынке изотопной продукции. Создание новых и совершенствование действующих уникальных исследовательских ядерных установок позволяет институту сохранять лидирующие мировые позиции в качестве экспериментальной базы ядерной энергетики и обеспечить эффективное коммерческое использование экспериментальной инфраструктуры, предлагая свой опыт и возможности потенциальным партнёрам из разных стран.

*А.В. Шикун, О.В. Тульникова*



В АО «ГНЦ НИИАР» была освоена технология изготовления сегментов ускорительных мишеней, использованных для синтеза элементов с атомными номерами 113–118: нихония, флеровия, московия, ливермория, теннесина и оганесона, изготовлены источники альфа-излучения для спектрометров марсоходов и источник на основе хрома-51 для эксперимента по поиску стерильных нейтрино

# 7



|                                 |   |      |
|---------------------------------|---|------|
| VA                              | VIA                                     | VIIA |
| 7                               | 8                                       |      |
| -3<br>+4                        | -2                                      |      |
| <b>O</b><br>15,9994<br>Кислород | <b>F</b><br>18,9984<br>Фтор<br>Fluorine |      |



РЕДАКЦИОННО-  
ИЗДАТЕЛЬСКАЯ  
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

В АО «ГНЦ НИИАР» стремятся к тому, чтобы все издания института являлись официальными. Им присваивают международный стандартный книжный номер и индекс универсальной десятичной классификации книг, номера согласно государственному рубрикатору научной информации и библиотечно-библиографической классификации. Рукописи проходят обязательную редакционно-издательскую подготовку, что гарантирует высокое качество публикуемого материала и соблюдение всех стандартов в сфере редакционно-издательской деятельности. С развитием информационных технологий всё более широкое распространение получают электронные книги, при подготовке которых также соблюдаются все требования нормативных документов в редакционно-издательской сфере. Издания АО «ГНЦ НИИАР» всегда можно найти в городских, региональных, федеральных библиотеках, фондах некоторых вузов. Книги, изданные в институте, представлены на книжных форумах и выставках, различных конкурсах. В соответствии с планом работ на 2019 год специалистами редакционно-издательской группы департамента коммуникаций были подготовлены к печати двенадцать изданий<sup>130</sup>. Также в рамках сотрудничества специалисты редакционно-издательского отдела департамента коммуникаций осуществили редакционно-издательскую подготовку брошюр «Сорок лет на страже АО "ГНЦ НИИАР"» (для войсковой части 3706 Федеральной службы войск национальной гвардии Российской Федерации) и «Шестьдесят лет ФПС № 87 МЧС России: с гордостью за прошлое — с уверенностью в будущее» (для федерального государственного казённого учреждения «Специальное управление Федеральной противопожарной службы № 87 Министерства Российской Федерации по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий»). В отчётном году выпущены информационные листы, календари и прочая полиграфическая продукция для нужд института.

## СБОРНИК ТРУДОВ АО «ГНЦ НИИАР»

### Научное издание

Сборник трудов акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (сборник научных статей). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019.



Выпуск 1. — 58 с. ISBN 978-5-94831-182-1

Выпуск 3. — 100 с. ISBN 978-5-94831-186-9

Выпуск 2. — 62 с. ISBN 978-5-94831-184-5

Выпуск 4. — 70 с. ISBN 978-5-94831-187-6

<sup>130</sup> С предложениями и замечаниями, касающимися изданий АО «ГНЦ НИИАР», просим обращаться в адрес редакции, указанный на последней странице данного отчёта.

Сборники трудов АО «ГНЦ НИИАР» содержат научные статьи сотрудников по основным направлениям деятельности института, как то: исследовательские ядерные реакторы; исследования твэлов и реакторных материалов; МОКС-топливо для ядерных реакторов на быстрых нейтронах; исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики; трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений; радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и др.

Выпуск 1 сборника трудов полностью посвящён радионуклидной тематике. Представлены статьи о математических методах, используемых при прогнозировании и оптимизации накопления радионуклидов, реакторных и радиохимических технологиях, применяемых при изготовлении радионуклидных препаратов и изделий на их основе.

### Содержание выпуска 1 за 2019 год

1. Соосаждение фторидов радия и бария с фторидом свинца.  
*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин, Е.В. Казакова, А.А. Агапов*<sup>131</sup> ..... 3
2. Определение активности радия-226 в азотнокислых растворах методом альфа-спектрометрии.  
*А.С. Куприянов, С.С. Печерина, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк* ..... 12
3. Определение пяти- и шестивалентного молибдена при совместном присутствии.  
*К.В. Ротманов, А.Ю. Енизеркина* ..... 18
4. Определение содержания альфа-излучающих примесей в препарате на основе молибдена-99.  
*Г.В. Гончарова, В.А. Дитяткин, Е.В. Черноокая, А.В. Борзова, В.Г. Аббязова, А.Ю. Енизеркина, А.С. Куприянов, С.С. Печерина, Р.А. Кузнецов*<sup>132</sup> ..... 23
5. Радиолиз в карбонатных и щелочных растворах под действием бета-излучения молибдена-99.  
*М.Н. Смирнов, А.Д. Евченко, А.В. Куприянов, К.В. Ротманов*..... 31
6. Анализ возможности применения гадолиния-153 как источника фотонного излучения для брахитерапии опухолей.  
*Л.Л. Казаков, Т.А. Чернакова*..... 44
7. Мишеный материал для синтеза сверхтяжёлых элементов.  
*К.В. Ротманов, М.А. Рябинин, И.Г. Зеленковский, Д.А. Ильин, Е.А. Ерин*..... 49

### Содержание выпуска 2 за 2019 год

1. Уточнение нейтронно-физической модели реактора СМ для расчётов по программе MCU-RR.  
*Н.Ю. Марихин, М.Ф. Валишин* ..... 3
2. Анализ ядерной безопасности при обращении с отработавшим топливом реактора МИР.  
*Е.С. Фрааз, А.В. Акимов, А.П. Малков* ..... 12
3. Междисциплинарный анализ прочности технологического конденсатора реактора БОР-60.  
*Н.В. Киреев, Л.П. Захарова, Т.А. Осипова, О.В. Короткова* ..... 21

<sup>131</sup> Студент ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"» на момент написания статьи. — Прим. авт.

<sup>132</sup> Сотрудник ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"». — Прим. авт.

|   |    |
|---|----|
| 4. Расчётные исследования динамики температуры твэлов в трёхэлементной сборке в условиях кризиса теплоотдачи при импульсном возрастании мощности.<br><i>А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов</i> ..... | 30 |
| 5. Разработка методик атомно-абсорбционного анализа примесного состава теплоносителей петлевых установок реактора МИР.<br><i>О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, С.А. Дубинина, Е.О. Демидовская</i> .....                     | 40 |
| 6. Химико-аналитическое сопровождение петлевых испытаний в реакторе МИР.<br><i>О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, С.А. Дубинина, Е.О. Демидовская</i> .....   | 47 |
| 7. Количественное определение муравьиной кислоты в нитратно-формиатных системах.<br><i>А.С. Корнилов, К.О. Щербакова, О.С. Дмитриева, А.О. Макаров, Е.В. Питеркина, М.Г. Дмитриев, А.Р. Салахова</i> .....                  | 54 |

Выпуск 3 сборника трудов посвящён 55-летию отделения реакторного материаловедения, в нём представлены статьи о проводимых исследованиях топлива, свойств и характеристик материалов, тепловыделяющих элементов и сборок и других элементов активных зон ядерных реакторов различного назначения.

#### Содержание выпуска 3 за 2019 год

|   |    |
|---|----|
| 1. Анализ вкладов распухания, термической и радиационной ползучести в изменение диаметра оболочек твэлов усовершенствованной технологии изготовления из стали марки ЧС68-ИД реактора БН-600.<br><i>П.И. Гринь, В.С. Неустроев, А.В. Стржук</i> .....                            | 3  |
| 2. Влияние напряжения на распухание и радиационную ползучесть оболочек твэлов из стали марки ЧС68-ИД, обусловленного различной кинетикой выхода из топлива газовых продуктов деления.<br><i>П.И. Гринь, В.С. Неустроев, А.В. Стржук</i> .....                                   | 10 |
| 3. Эволюция микроструктуры аустенитных сталей, облучённых в реакторах БОР-60 и СМ при температуре 330–350 °С.<br><i>Д.Е. Маркелов, В.С. Неустроев, А.В. Обухов, В.К. Шамардин, Б.З. Марголин<sup>133</sup>, А.А. Сорокин<sup>133</sup></i> .....                                | 18 |
| 4. Определение герметичности твэлов сборки ТВСА-АЛЬФА гамма-спектрометрическим методом.<br><i>С.С. Сагалов, В.А. Жителев, Г.В. Шевляков, А.В. Стржук, В.Г. Теплов, Е.Г. Ильина</i> .....  | 24 |
| 5. Результаты исследования твэлов сборки ЭТВС-5 после испытаний в реакторе БН-600.<br><i>Е.А. Звир, Ф.Н. Крюков, П.И. Гринь, А.В. Стржук, С.С. Сагалов, О.Н. Никитин, А.В. Беляева, С.В. Кузьмин, А.Е. Федосеев, М.В. Скупов<sup>134</sup>, Ю.А. Иванов<sup>134</sup></i> ..... | 32 |
| 6. Сравнительный анализ состояния твэлов с оболочками из сплава Э110 и Э110 опт., отработавших до выгорания топлива 49,6–63,7 МВт-сут/кг урана.<br><i>А.В. Стржук, В.А. Жителев, И.Н. Волкова, Ю.Д. Гончаренко, А.С. Хренов, Г.В. Шевляков, А.А. Боков</i> .....                | 41 |

<sup>133</sup> Сотрудник федерального государственного бюджетного учреждения «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт" — Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей" имени академика И.В. Горынина». — Прим. ред.

<sup>134</sup> Сотрудник АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара». — Прим. ред.

|   |    |
|---|----|
| 7. Результаты термических испытаний опытных твэлов с оболочками из хромоникелевого сплава.<br><i>В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, Ю.А. Власов, Р.Л. Вагизов</i> .....  | 48 |
| 8. Состояние изделий из циркониевых сплавов реакторов МИР и СМ после длительной эксплуатации.<br><i>Г.П. Кобылянский, А.Л. Ижutow, В.К. Шамардин, И.Н. Волкова</i> .....  | 54 |
| 9. Предельная растворимость водорода в необлучённом сплаве Э635.<br><i>Е.П. Белан, Г.П. Кобылянский, С.Г. Ерёмин, А.Е. Федосеев, Д.В. Харьков, Е.М. Муралёва, И.И. Гибадуллин</i> .....   | 67 |
| 10. Стабильность структуры и свойств ультрамелкозернистой стали марки 08X18H10T при облучении нейтронами в условиях активной зоны атомного реактора.<br><i>В.К. Шамардин, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, Ю.Д. Гончаренко, А.В. Обухов, А.Е. Федосеев, И.Н. Шагвалиев, Е.П. Белан</i> ..... | 74 |
| 11. Гафнаты редкоземельных элементов — класс универсальных поглощающих материалов для стержней регулирования ядерных реакторов на тепловых нейтронах.<br><i>А.В. Захаров</i> .....  | 89 |

#### Содержание выпуска 4 за 2019 год

|  |    |
|--|----|
| 1. Капиллярная дефектоскопия в условиях радиационно-защитной камеры материала дроссельного устройства тепловыделяющей сборки после эксплуатации в реакторе БН-600.<br><i>В.С. Неустроев, М.И. Юсупов, С.В. Белозёров, П.И. Гринь, Е.И. Макаров, А.Н. Крюков<sup>135</sup>, А.В. Рябцов<sup>135</sup></i> ..... | 3  |
| 2. Атомно-эмиссионное спектральное определение примесных элементов в смешанных оксидах актинидов методом фракционной дистилляции.<br><i>М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин</i> .....  | 8  |
| 3. Поведение плутония и америция в формиатных и оксалатных системах.<br><i>А.Р. Салахова, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева, К.О. Копанева, А.О. Макаров</i> .....   | 14 |
| 4. Высшие валентные состояния трансурановых элементов.<br><i>Е.А. Ерин, В.Н. Момотов, Д.Е. Тихонова</i> .....  | 21 |
| 5. Анализ ядерной безопасности при производстве молибдена-99 в АО «ГНЦ НИИАР».<br><i>А.В. Акимов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков</i> .....  | 31 |
| 6. Экспериментальное исследование метрологических характеристик модели измерительного канала расходомерной насадки для тепловыделяющих сборок реактора БОР-60.<br><i>Л.А. Адамовский, Р.Е. Бочкарёв, Ю.М. Крашенинников, Ю.А. Кушнир, Д.А. Матросов, О.В. Сухотин, А.А. Хорошилов</i> .....                    | 40 |
| 7. Радиационная и химическая устойчивость боросиликатной стекломатрицы.<br><i>Д.М. Яндаев, М.И. Хамдеев, А.А. Лизин, Е.А. Прыжевская, О.С. Дмитриева, А.А. Колобова, О.В. Мурасова, М.В. Додонова, И.С. Голубенко</i> .....  | 49 |
| 8. Статистический анализ многолетней динамики температуры атмосферного воздуха в районе размещения АО «ГНЦ НИИАР».<br><i>А.М. Соболев</i> .....  | 57 |

<sup>135</sup> Сотрудник АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород). — Прим. авт.

## НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ

(отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году)

Научное издание

УДК 621.039

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

Научный годовой отчёт (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 г.) / под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 222 с.

ISBN 978-5-94831-181-4



Отчёт содержит статьи о выполненных в году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности АО «ГНЦ НИИАР», таким как:

- ◆ исследовательские ядерные реакторы;
- ◆ исследования твэлов и реакторных материалов;
- ◆ исследования и разработки элементов топливного цикла ядерной энергетики;
- ◆ трансурановые элементы, радионуклидные препараты и источники излучений;
- ◆ радиационная и экологическая безопасность, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;
- ◆ международная научно-техническая деятельность;
- ◆ редакционно-издательская деятельность.

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

Поскольку отчётный год назван добровольным экологическим годом в Ульяновской области, шмуцтитулы издания содержат информацию о птицах, занесённых в Красную книгу России и обитающих на прилегающих к АО «ГНЦ НИИАР» территориях.

## НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ РАЗДЕЛЕНИЯ ВЕСОВОГО КОЛИЧЕСТВА АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ

Лебедев В.М., Корнилов А.С.

### Научное издание

УДК 621.039.3:546.798.2

ГРНТИ 58.29.15

ББК 35.36

Лебедев В.М., Корнилов А.С. Некоторые особенности разделения весового количества америция и кюрия. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 100 с.

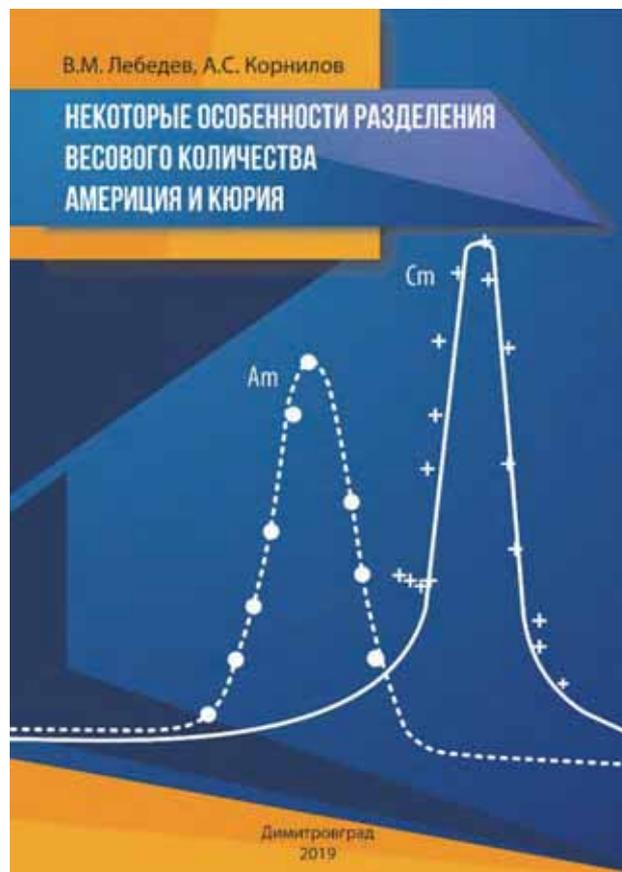
ISBN 978-5-94831-180-7

Авторами изучено поведение америция и кюрия в сульфатной системе, показана перспективность использования сульфатного метода разделения этих элементов для получения фракции америция с массовой долей кюрия не более 0,1 %. Приведены результаты систематического изучения возможностей карбонатного метода разделения америция и кюрия, получены данные по влиянию различных факторов на эффективность разделения, разработаны способы её повышения в процессе, состоящем из одного или нескольких циклов разделения, описаны особенности использования карбонатного метода при получении чистого кюрия.

Для увеличения эффективности очистки и сокращения времени проведения циклов разделения предложен и применён метод твёрдофазного замещения ионов в осадках соединений америция и кюрия. Проанализированы различные варианты осадительных технологических схем масштабного разделения америция и кюрия, которые без особых доработок можно использовать в технологических схемах переработки облучённого ядерного топлива.

Разработан экстракционный процесс разделения америция и кюрия в системе «амин — высадитель — комплексон» с подвижной лёгкой и тяжёлой фазами. Предложена и проверена на опытно-лабораторном стенде полупротивоточных центробежных аппаратов технологическая схема разделения, обеспечивающая массовую долю америция и кюрия во фракциях до 0,1 % и позволяющая перерабатывать большой объём исходного раствора и концентрировать в десятках раз растворы на выходе, тем самым минимизируя количество получаемых высокоактивных радиоактивных отходов.

Книга будет полезна специалистам, работающим в области радиохимии, технологам предприятий по переработке облучённого ядерного топлива, а также преподавателям и студентам химико-технологических специальностей.



## СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ XXI РОССИЙСКОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

Научное издание

УДК 621.039.58  
ГРНТИ 58.33.02  
ББК 31.46

XXI Российская конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок», г. Димитровград, 20–24 мая 2019 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 40 с.

ISBN 978-5-94831-176-0



Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XXI Российской конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 20–24 мая 2019 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). Целью конференции было обсуждение опыта эксплуатации и анализ состояния ядерной и радиационной безопасности реакторов. На конференции рассматривались следующие вопросы, касающиеся исследовательских ядерных установок:

- ◆ опыт эксплуатации и вывода из эксплуатации (состояние ядерной и радиационной безопасности, барьеров безопасности, дозовые нагрузки и т.д.);
- ◆ мероприятия по повышению ядерной и радиационной безопасности;
- ◆ модернизация и реконструкция ядерных установок и сооружение новых;
- ◆ экспериментальные возможности использования;
- ◆ вопросы повышения культуры безопасности и подготовки персонала (состояние, проблемы, предложения);
- ◆ обращение с отработавшим ядерным топливом исследовательских реакторов (состояние хранилищ, схемы обращения с топливом и вопросы безопасности при обращении с ним, проблемы).

В сборнике, предназначенном для специалистов по эксплуатации исследовательских ядерных установок, представлены тезисы докладов соответствующей тематики.

# СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ XI КОНФЕРЕНЦИИ ПО РЕАКТОРНОМУ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЮ, ПОСВЯЩЁННОЙ 55-ЛЕТИЮ ОТДЕЛЕНИЯ РЕАКТОРНОГО МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ АО «ГНЦ НИИАР»

## Научное издание

УДК: 621.039.531(082)

ГРНТИ: 58.33.09

ББК: 31.4

XI конференция по реакторному материаловедению, посвящённая 55-летию отделения реакторного материаловедения АО «ГНЦ НИИАР»: тезисы докладов. — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 312 с.

ISBN 978-5-94831-178-4

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XI конференции по реакторному материаловедению, посвящённой 55-летию отделения реакторного материаловедения АО «ГНЦ НИИАР» и проходившей 27–31 мая 2019 года в городе Дмитровграде Ульяновской области (Россия). В сборнике, предназначенном для специалистов в области реакторного материаловедения, содержатся тезисы докладов по радиационному материаловедению, совершенствованию материалов ядерной энергетики: топливных, конструкционных, циркониевых, поглощающих и замедляющих.



## ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР» ЗА 2018 ГОД

Информационно-статистическое издание на русском и английском языках

УДК 621.039=161.1

ГРНТИ 58.33.01

ББК 31.4

**Годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» за 2018 год** [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (~ 12 Мб). — **Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018.** — 209 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 978-5-94831-177-7

Номер государственной регистрации электронного издания 0321902663



UDC 621.039=161.1

SRSTI 58.33.01

LBC 31.4

**JSC "SSC RIAR" Annual Report 2018** [Electronic resource]. — E-text data (~ 8 MB). — **Dimitrovgrad: JSC "SSC RIAR", 2018.** — 176 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 978-5-94831-183-8

Номер государственной регистрации электронного издания 0322000206



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.

Отчёт подготовлен в соответствии с Руководством по отчётности в области устойчивого развития (GRI Standards). Особое внимание в отчёте уделено стратегии и перспективам АО «ГНЦ НИИАР», деятельности по повышению эффективности корпоративного управления и обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

Отчёт сформирован на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

В варианте отчёта на английском языке содержится краткая, адаптированная для зарубежного читателя версия отчёта.

## КАТАЛОГ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ И ПРЕПАРАТОВ

### Рекламное издание

УДК 621.039.8(085.2)  
ГРНТИ 58.31.01  
ББК 24.13

Каталог радионуклидных источников ионизирующего излучения и препаратов: рекламное издание. — 2-е изд., доп. и перераб. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2019. — 45 с.

ISBN 978-5-94831-179-1

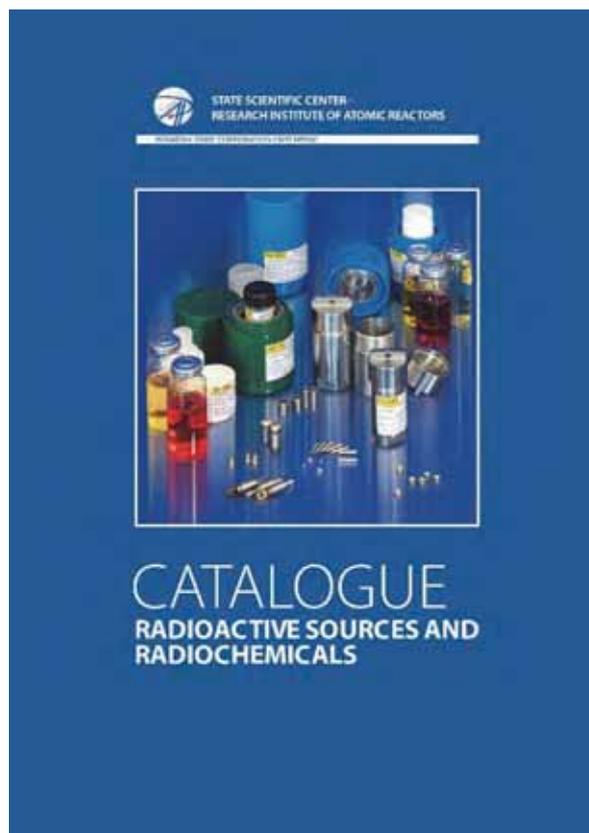
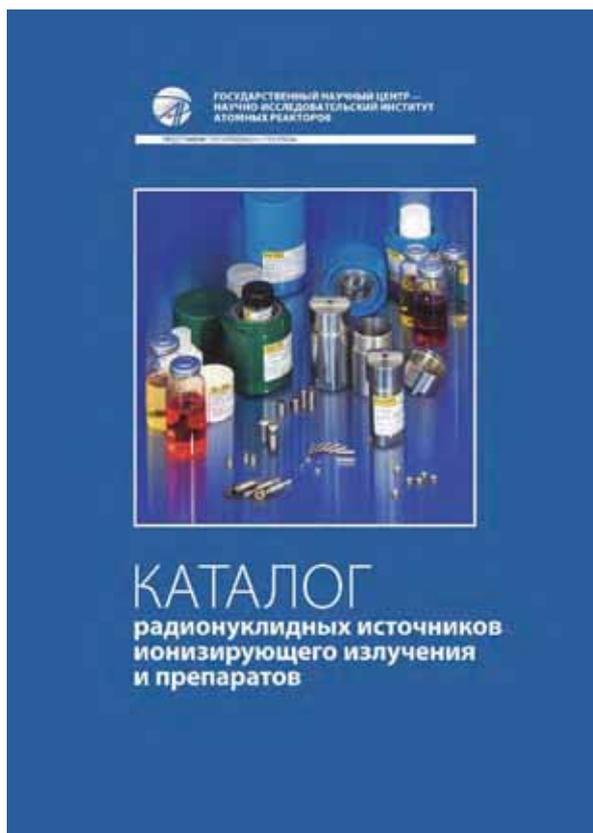
## Catalogue. Radioactive Sources and Radiochemicals

### Promotional Literature

UDC 621.039.8(085.2) = 20  
SCSTI 58.31.01  
LBC 24.13

Catalogue. Radioactive Sources and Radiochemicals: 2nd Edition. Revised and Expanded-Dimitrovgrad: JSC "SSC RIAR", 2019. — 45 pages.

ISBN 978-5-94831-183-8



Каталог содержит краткую информацию на русском и английском языках о радионуклидных источниках ионизирующего излучения и радиоактивных препаратах, выпускаемых в АО «ГНЦ НИИАР», об основных их характеристиках, а также о системе менеджмента качества предприятия и контроле качества источников и препаратов.

*Н.В. Чертухина*

## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АО — акционерное общество.

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

АО «ИРМ» — акционерное общество «Институт реакторных материалов».

АО «НИФХИ» — акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова».

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова».

АРБУС — арктическая блочная установка.

АСТ — атомная станция теплоснабжения, созданная на основе реактора с органическим теплоносителем АРБУС.

АФА-РСР-20 — аналитический фильтр аэрозольный для определения объёмной активности и изотопного состава аэрозолей (радиоактивного состава примесей).

АЭС — атомная электростанция.

ББК — библиотечно-библиографическая классификация.

БН-600, 800, 1200 — реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и электрической мощностью 600, 800 или 1200 МВт.

БНАБ — система констант для расчёта распространения быстрых и промежуточных нейтронов, содержащая данные по всем важным для реакторостроения материалам (за рубежом известна как АВВN), название составлено по начальным буквам фамилий авторов: И.И. Бондаренко, М.Н. Николаева, Л.П. Абагян и Н.О. Базазянц.

БОР-60 — быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.

БРЕСТ-ОД-300 — быстрый (на быстрых нейтронах) реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, опытный демонстрационный, мощностью 300 МВт.

ВВР-К — водо-водяной реактор, казахстанский.

ВВР-М — водо-водяной реактор, модернизированный.

ВВР-ц — водо-водяной реактор, целевой.

ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор.

ВВЭР-1000 — водо-водяной энергетический реактор мощностью 1000 МВ.

ВВЭР-С — реакторная установка ВВЭР со спектральным регулированием для эффективной работы в открытом и замкнутом топливном цикле.

ВВЭР-СКД — реакторная установка ВВЭР со сверхкритическим давлением теплоносителя (закрытыми параметрами теплоносителя).

ВВЭР-ТОИ — водо-водяной энергетический реактор, типовой оптимизированный и информатизированный (проект двухблочной АЭС с реактором ВВЭР-1300).

ВК-50 — водо-водяной кипящий реактор.

ВП — то же, что и ПВ.

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ — государственный стандарт.

ГРНТИ — государственный рубрикатор научно-технической информации.

**ДРОН** — дифрактометр рентгеновский, предназначен для решения широкого круга аналитических, технологических и научно-исследовательских задач материаловедения.

**ЖСР** — жидкосольевый реактор, энергетический ядерный реактор, в котором теплоносителем является смесь солей (фторидов и хлоридов) металлов.

**ИАЭ** — филиал РГП «НЯЦ РК» — Институт атомной энергии — филиал республиканского государственного предприятия на праве хозяйственного ведения «Национальный ядерный центр Республики Казахстан».

**ИБР-2** — импульсный быстрый реактор.

**ИБВ-2М** — исследовательский водо-водяной реактор, модернизированный.

**ИБГ.1М** — исследовательский водо-водяной гетерогенный корпусной ядерный реактор.

**ИНЕС** (INES (International Nuclear Event Scale)) — международная шкала ядерных событий, разработанная Международным агентством по атомной энергии с целью единообразия оценки чрезвычайных случаев, связанных с аварийными радиационными выбросами в окружающую среду на установках, связанных с гражданской атомной промышленностью.

**ИР-8** — исследовательский реактор с 12 горизонтальными экспериментальными каналами, на которых размещены установки для нейтронного исследования конденсированных сред и исследований по ядерной физике.

**ИРТ-Т** — исследовательский реактор типовой, томский, бассейнового типа, с использованием воды в качестве замедлителя и отражателя нейтронов, теплоносителя и биологической защиты.

**ИТЭР** (изначально англ. International Thermonuclear Experimental Reactor; в настоящее время название связывается с латинским словом iter — путь) — международный экспериментальный термоядерный реактор.

**КАР** — комплекс автоматизированного расчёта, позволяющий создавать расчётные модели различных состояний реактора для программы MCU-RR (MCU-FR) с учётом реального расположения ТВС, нетопливных пакетов и рабочих органов системы управления и защиты, состава ядерного топлива, поглотителя и конструкционных материалов.

**КИАЭ** (CIAE, China Institute of Atomic Energy) — Китайский институт атомной энергии.

**КМЗ-М** — контейнер металлический защитный, предназначенный для транспортирования радиоактивных отходов III и IV классов.

**КНР** — Китайская Народная Республика.

**КРАД 3.0** — контейнер металлический, предназначенный для размещения твёрдых и отверждённых радиоактивных отходов с целью их хранения или захоронения.

**КУ** — ультрафиолетовое кварцевое стекло.

**КЭТВС** — комбинированная экспериментальная тепловыделяющая сборка.

**Мавэл** — младшие актиниды выжигающий элемент.

**МАГАТЭ** (International Atomic Energy Agency, сокр. IAEA) — Международное агентство по атомной энергии — международная организация для развития сотрудничества в сфере мирного использования атомной энергии.

**МБИР** — многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

**МИР** — материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.

**МОКС-топливо** (англ. MOX — Mixed-Oxide fuel) — смешанное ураноплутониевое оксидное ядерное топливо.

**НИИАР** — Научно-исследовательский институт атомных реакторов.

**НИЦ** — Национальный исследовательский центр.

**ОИЯИ** — международная межправительственная научно-исследовательская организация «Объединённый институт ядерных исследований».

- ООО — общество с ограниченной ответственностью.
- ОПГ — обратный парогенератор.
- Опт. — оптимизированный (сплав).
- ОТВС — отработавшая тепловыделяющая сборка.
- ПАО — публичное акционерное общество.
- ПВ — петлевая установка с водяным теплоносителем.
- ПВК — петлевая установка с водяным теплоносителем, кипящая.
- ПГ — петлевая установка с газовым теплоносителем.
- Пьюрекс-процесс (Plutonium-Uranium Recovery by EXtraction) — технологический процесс переработки облучённого ядерного топлива.
- Пэл — поглощающий элемент.
- РБМК — кипящий реактор большой мощности.
- РБТ — реактор бассейнового типа.
- РГП «ИЯФ» — республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан».
- РЕМИКС (REgenerated MIXture — REMIX) — инновационное российское ядерное топливо для водородных энергетических реакторов типа ВВЭР, получаемое из неразделённой смеси регенерированного урана и плутония, которая образуется при переработке отработавшего ядерного топлива.
- Ресурс 86-2002 — программа автоматизированного расчёта накопленного усталостного повреждения конструкций при циклическом и длительном циклическом нагружении элементов оборудования и трубопроводов АЭС с реакторами ВВЭР и реакторами на быстрых нейтронах.
- РЗЭ — редкоземельные элементы, группа из 17-ти элементов, включающая скандий, иттрий, лантан и лантаноиды (церий, празеодим, неодим, прометий, самарий, европий, гадолиний, тербий, диспрозий, гольмий, эрбий, тулий, иттербий, лютеций).
- РИНЦ — Российский индекс научного цитирования.
- РИТМ — реактор интегрального типа, модульный.
- Ростехнадзор — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
- РФ — Российская Федерация.
- СМ — высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный самым мощным из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.
- СМИ — средства массовой информации.
- СНГ — Содружество Независимых Государств.
- СНУП — смешанное нитридное ураноплутониевое топливо.
- СССР — Союз Советских Социалистических республик.
- СТ-1125 — высокотемпературный критический стенд.
- СУЗ — система управления и защиты.
- СУМА — сборка для утилизации младших актинидов.
- США — Соединённые Штаты Америки.
- Т. а. — тяжёлый атом.
- ТВС — тепловыделяющая сборка.
- ТВСА — тепловыделяющая альтернативная сборка.

**ТВС-Альфа** — тепловыделяющая сборка, комплектуемая восьмью дистанционирующими решётками увеличенной высоты с оптимизированной геометрии ячейки, твэлами с оболочкой меньшей толщины и таблетками без отверстия.

**ТВС-Квадрат** — тепловыделяющая сборка с квадратными дистанционирующими решётками.

**Твэг** — тепловыделяющий элемент с оксидом гадолиния.

**Твэл** — тепловыделяющий элемент.

**ТК** — транспортный комплект.

**ТУК** — транспортный упаковочный комплект.

**УДАС** — устройство детектирования объёмной активности смешанного излучения.

**УДК** — универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире, и её индекс — обязательный элемент выходных сведений издания.

**УИМ** — устройство измерительное многофункциональное.

**УКТ** — упаковочный контейнер, транспортный.

**УСТ** — установка сжигания.

**ФБУ** — федеральное бюджетное учреждение.

**ФГАОУ ВО** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования.

**ФГАОУ ВО «ДИТИ НИЯУ "МИФИ"»** — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» — Димитровградский инженерно-технологический институт.

**ФГАОУ ВО «НИ ТПУ»** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет».

**ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»** — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина».

**ФГБОУ ВО** — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования.

**ФГБУ** — федеральное государственное бюджетное учреждение.

**ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»)** — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова Национального исследовательского центра "Курчатовский институт"».

**ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"»** — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"».

**ФГБУН** — федеральное государственное бюджетное учреждение науки.

**ФГБУН «ИВТЭ УрО РАН»** — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт высокотемпературной электрохимии» Уральского отделения Российской академии наук.

**ФГУ** — федеральное государственное учреждение.

**ФГУП** — федеральное государственное унитарное предприятие.

**ФГУП «ПО "Маяк"»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение "Маяк"».

**ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ имени академика Е.И. Забабахина»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина».

**ФГУП «ЦНИИАтоминформ»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт управления, экономики и информации Министерства атомной промышленности Российской Федерации».

**ФГУП «ЦНИИЧермет»** — федеральное государственное унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт чёрной металлургии имени И.П. Бардина».

**Х. ч.** — химически чистый.

**Х.д.** — холоднодеформированный.

**ЭТВС** — экспериментальная тепловыделяющая сборка.

**ANSYS (Analysis Systems)** — универсальная программная система конечно-элементного анализа, применяемая для решения линейных и нелинейных, стационарных и нестационарных пространственных задач механики деформируемого твёрдого тела, конструкций, жидкости и газа, теплопередачи и теплообмена, электродинамики, акустики, а также механики связанных полей.

**CAD-код (computer-aided design)** — система автоматизированного проектирования, которая включает процесс создания технического чертежа с использованием компьютерного программного обеспечения.

**CFD-код (computational fluid dynamics)** — совокупность физических, математических и численных методов гидродинамики, предназначенных для вычисления характеристик потоковых процессов.

**CSN** — Cesko-Slovenska statni norma (маркировка сталей по национальным стандартам).

**ENDF/B-VII.0 (Evaluated Nuclear Data File, версия B-7.0)** — библиотека оценённых ядерных данных, содержащая информацию об взаимодействии нейтронов, фотонов и протонов с более чем 400 изотопами.

**FISPECT-II** — программа, описывающая изотопную кинетику, для расчёта изменения изотопного состава различных сборок в процессе облучения в реакторе, числа делений, оценки изотопной активности.

**Flow Simulation** — дополнительный модуль к программному комплексу SolidWorks, обеспечивающий возможность моделирования течения жидкостей и газов.

**HTR-PM600 (High Temperature Gas Cooled Reactor — Pebble-Bed Module)** — высокотемпературный газоохлаждаемый реактор с шаровыми твэлами.

**IMCOR\_SM (Imitator Core reactor SM)** — имитатор активной зоны реактора SM; программный комплекс, разработанный в АО «ГНЦ НИИАР» и необходимый для расчётного сопровождения эксплуатации реактора SM (например, для расчёта нейтронно-физических характеристик).

**ISBN (International Standard Book Number)** — международный стандартный книжный номер.

**JCPDS (Joint Committee on Power Diffraction Standards)** — Объединённый комитет по стандартам по порошковой дифракции.

**LABGENE** — опытно-экспериментальный реактор лаборатория генерации ядерно-электрической энергии (Nuclear Power Generation Laboratory) Научно-технологического центра Военно-морских сил Бразилии.

**LOCA (Loss-of-Coolant Accident)** — авария с потерей теплоносителя.

**MCU-FR (Monte-Carlo Universal Fast Reactor)** — программа, предназначенная для моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией с учётом изменения изотопного состава материалов; может быть использована для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах, а так же объектов замкнутого ядерного топливного цикла.

**MCU-RFFI/A** (Monte Carlo Universal Research; RFFI в данном случае — транслитерация с русского на английский Российского фонда фундаментальных исследований) — программа, предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных для систем с произвольной трёхмерной геометрией.

**MCU-RR** (Monte Carlo Universal Research Reactor) — комплекс программ для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло, предназначенный для исследовательских реакторов.

**PWR** (Pressurized water reactor) — реактор с водой под давлением.

**RIA** (Reactivity initiated accident) — реактивно-иницированная авария.

**SolidWorks** — программный комплекс систем автоматизированного проектирования для автоматизации работ промышленного предприятия на этапах конструкторской и технологической подготовки производства.

**SpecterD** (Specter Displacement per atom) — программа для расчёта радиационного повреждения облучаемых материалов.

**STC** (Scantech transport container) — транспортный комплект фирмы «Скантеч» (Scantech International Pty Ltd. (Австралия)).

**TRIGEX** (Three-dimensional Hexagonal Geometry) — комплекс программ для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах в трёхмерной гексагональной геометрии в многогрупповом (до двадцати шести групп) диффузионном приближении на основе библиотек ядерных констант БНАБ-93.

**TRIUM** (Trlgex Upgrade Monte-Carlo) — программный комплекс, позволяющий наиболее эффективным образом организовать трудоёмкие расчёты по определению максимально точных значений нейтронно-физических характеристик.

**TWR** (Traveling wave reactor) — реактор на бегущей волне.

**UPM** (от первоначального названия Universal Metrologist Program — универсальная программа метролога) — программа для расчёта изменений изотопного состава в образце заданного материального состава.

## СПИСОК АВТОРОВ СТАТЕЙ С УКАЗАНИЕМ СТРАНИЦ ИЗДАНИЯ

## А

|                                     |               |
|-------------------------------------|---------------|
| Абдуллов Рафаэль Геннадьевич .....  | 151, 163, 165 |
| Абрамов Сергей Валентинович .....   | 118           |
| Авдонин Василий Вячеславович .....  | 178           |
| Акимов Александр Викторович .....   | 73            |
| Акимов Леонид Викторович .....      | 158           |
| Андреев Олег Иванович .....         | 154           |
| Андреев Степан Алексеевич .....     | 139           |
| Анисимов Владислав Юрьевич .....    | 44, 75        |
| Артемьева Татьяна Григорьевна ..... | 139           |

## Б

|                                       |            |
|---------------------------------------|------------|
| Балалаева Елена Владимировна .....    | 146        |
| Белан Елена Павловна .....            | 117        |
| Белозерова Алла Равильевна .....      | 25, 59, 61 |
| Беляева Анна Викторовна .....         | 110        |
| Боев Антон Владимирович .....         | 36         |
| Боков Артём Александрович .....       | 108        |
| Борисов Константин Владимирович ..... | 113        |
| Бреусова Елена Геннадьевна .....      | 88         |
| Буланова Татьяна Михайловна .....     | 114        |
| Бульдин Константин Геннадьевич .....  | 186        |
| Бурукин Андрей Валентинович .....     | 4, 21, 65  |
| Буткалюк Ирина Львовна .....          | 165        |
| Буткалюк Павел Сергеевич .....        | 165        |

## В

|                                     |     |
|-------------------------------------|-----|
| Валишин Марат Фаритович .....       | 59  |
| Васюнина Елена Владимировна .....   | 151 |
| Владимирова Ольга Николаевна .....  | 67  |
| Волков Алексей Юрьевич .....        | 144 |
| Волкова Ирина Николаевна .....      | 99  |
| Волкович Владимир Анатольевич ..... | 139 |

## Г

|                                    |                  |
|------------------------------------|------------------|
| Галиев Равил Садурович .....       | 139              |
| Гатауллин Нафис Газизович .....    | 174              |
| Гибадуллин Ильназ Ильдарович ..... | 117              |
| Гильмутдинов Илгиз Фаилович .....  | 113              |
| Гончар Артём Александрович .....   | 185              |
| Гончаренко Юрий Денисович .....    | 96, 99, 101, 104 |
| Гордеев Виктор Петрович .....      | 188, 191         |
| Гринь Петр Иванович .....          | 110              |
| Громов Михаил Олегович .....       | 19               |

## Д

|                                     |  |
|-------------------------------------|--|
| Давыдов Владимир Владимирович ..... | 188, 191                                       |
| Демидов Александр Леонидович .....  | 174  |
| Демченко Николай Фёдорович .....    | 160  |
| Дмитриев Михаил Геннадьевич .....   | 126, 132, 135, 147                             |
| Дмитриева Ольга Сергеевна .....     | 124, 129, 131, 132, 135,<br>136, 147, 149, 151 |
| Додонова Мария Владимировна .....   | 124, 146                                       |
| Долгов Антон Игоревич .....         | 14   |
| Дреганов Олег Игоревич .....        | 79   |
| Дьяченко Алексей Евгеньевич .....   | 41, 75   |

## Е

|                                   |            |
|-----------------------------------|------------|
| Евсеев Леонид Александрович ..... | 114        |
| Енин Сергей Александрович .....   | 61         |
| Ерин Евгений Александрович .....  | 144, 146   |
| Ерина Александра Евгеньевна ..... | 146        |
| Ефимов Вадим Анатольевич .....    | 131, 135   |
| Ефимов Евгений Ильич .....        | 46, 52, 54 |
| Ещеркин Антон Геннадьевич .....   | 15         |

## Ж

|                                   |                                    |
|-----------------------------------|------------------------------------|
| Жемков Игорь Юрьевич .....        | 27, 30, 33, 34, 36, 39, 41, 44, 75 |
| Жителев Владимир Алексеевич ..... | 105                                |

## З

|                                    |     |
|------------------------------------|-----|
| Зайченко Павел Александрович ..... | 82  |
| Захарова Любовь Петровна .....     | 79  |
| Звир Александр Иосифович .....     | 158 |
| Звир Елена Аркадьевна .....        | 92  |
| Зюзина Эльвира Валерьевна .....    | 67  |

## И

|                                      |             |
|--------------------------------------|-------------|
| Ижутов Алексей Леонидович .....      | 21, 65, 158 |
| Ильин Павел Александрович .....      | 99          |
| Ильиных Григорий Александрович ..... | 19          |
| Ишунина Ольга Васильевна .....       | 34          |

## К

|   |                              |
|---|------------------------------|
| Калинина Наталия Константиновна .....   | 19, 21, 22, 25, 46           |
| Калиновская Наталья Александровна ..... | 174                          |
| Каплин Александр Васильевич .....       | 139                          |
| Каплина Марина Сергеевна .....          | 79                           |
| Карсаков Алексей Анатольевич .....      | 114                          |
| Кизин Виктор Дмитриевич .....           | 158, 177, 178, 180, 182, 186 |
| Киреев Николай Викторович .....         | 52, 54, 56                   |
| Кисляков Валерий Анатольевич .....      | 19                           |
| Козолуп Александр Николаевич .....      | 30                           |
| Колобова Алёна Андреевна .....          | 124, 126, 165                |
| Копанева Кристина Олеговна .....        | 132, 147, 149, 151           |
| Корнилов Александр Степанович .....     | 147, 149, 151                |
| Костюченко Николай Александрович .....  | 139                          |
| Краснов Юлий Анатольевич .....          | 68                           |
| Крашенинников Юрий Михайлович .....     | 114                          |
| Кремер Александр Викторович .....       | 65                           |
| Кудрин Юрий Сергеевич .....             | 15                           |
| Кудрина Ирина Владимировна .....        | 113                          |
| Кузин Михаил Александрович .....        | 140, 141                     |
| Кузнецова Елена Евгеньевна .....        | 15                           |
| Куприянов Александр Сергеевич .....     | 165                          |
| Куприянов Алексей Владимирович .....    | 158, 160                     |
| Куприянов Владимир Николаевич .....     | 144                          |
| Кушнер Юрий Алексеевич .....            | 85                           |

## Л

|                                 |          |
|---------------------------------|----------|
| Лакеев Павел Владимирович ..... | 136      |
| Лизин Андрей Анатольевич .....  | 122, 124 |
| Лукьянова Яна Михайловна .....  | 186      |

## М

|  |                    |
|--|--------------------|
| Майнсков Семён Владимирович .....        | 46, 49, 51         |
| Макаров Артём Олегович .....             | 136, 147, 151      |
| Макаров Евгений Игоревич .....           | 14                 |
| Малков Андрей Павлович .....             | 68, 73, 82, 158    |
| Мамонов Алексей Владимирович .....       | 188, 191           |
| Марихин Николай Юрьевич .....            | 21, 22, 25, 46     |
| Маркелов Максим Владимирович .....       | 85, 88             |
| Матророва Наталья Николаевна .....       | 174                |
| Мирошниченко Геннадий Владимирович ..... | 139                |
| Митрофанов Игорь Владимирович .....      | 68                 |
| Михайлов Павел Александрович .....       | 176, 180, 182, 186 |
| Мокеичев Михаил Андреевич .....          | 14                 |
| Момотов Владимир Николаевич .....        | 118, 126, 136, 144 |
| Монстаков Даниил Андреевич .....         | 168                |
| Мурасова Ольга Владимировна .....        | 124, 131, 135      |

## Н

|                                    |                                    |
|------------------------------------|------------------------------------|
| Набойщиков Юрий Владимирович ..... | 27, 30, 33, 34, 36, 39, 41, 44, 75 |
| Нагайцев Вадим Геннадьевич .....   | 19, 22, 25                         |
| Неустроев Виктор Степанович .....  | 14, 114                            |
| Никитин Олег Николаевич .....      | 110, 135                           |

## О

|   |     |
|---|-----|
| Овчинников Владимир Александрович ..... | 15  |
| Одабашян Артём Арутюнович .....         | 21  |
| Орлов Георгий Вячеславович .....        | 158 |
| Осипенко Анастасия Александровна .....  | 139 |
| Осипенко Александр Григорьевич .....    | 139 |

## П

|                                      |                              |
|--------------------------------------|------------------------------|
| Павлов Валерий Витальевич .....      | 61                           |
| Пайдулов Андрей Владимирович .....   | 56, 68                       |
| Палачёв Павел Сергеевич .....        | 21                           |
| Петелин Алексей Леонидович .....     | 4, 67, 158                   |
| Пименов Василий Вениаминович .....   | 21, 22, 49, 51, 59, 158      |
| Плотников Андрей Иванович .....      | 33, 101                      |
| Погляд Николай Степанович .....      | 30, 33, 36                   |
| Погляд Сергей Степанович .....       | 126, 129, 131, 132, 135, 178 |
| Полежаев Арсений Александрович ..... | 27, 34, 36, 39               |
| Полякова Татьяна Андреевна .....     | 46                           |
| Прохоров Александр Георгиевич .....  | 114                          |
| Прыжевская Елена Александровна ..... | 124, 126, 129, 131, 132, 135 |

## Р

|   |               |
|---|---------------|
| Разживин Станислав Геннадьевич .....    | 188, 191      |
| Романов Евгений Геннадьевич .....       | 158, 160, 180 |
| Романовский Вадим Сергеевич .....       | 65            |
| Ротманов Константин Владиславович ..... | 163, 168      |
| Рябов Дмитрий Владимирович .....        | 180           |
| Рябова Диляра Самигуловна .....         | 185           |

## С

|                                      |             |
|--------------------------------------|-------------|
| Сагалов Сергей Сергеевич .....       | 96, 99, 108 |
| Сазонтов Сергей Аркадьевич .....     | 67, 158     |
| Салахова Алия Ремисовна .....        | 147         |
| Самохвалов Роберт Владимирович ..... | 73          |
| Седин Алексей Юрьевич .....          | 4           |

|  |                |
|--|----------------|
| Серебряков Владимир Валерианович ..... | 170, 191       |
| Серёдкин Сергей Викторович .....       | 19, 21, 22, 25 |
| Сидоренко Оксана Георгиевна .....      | 105            |
| Синявина Екатерина Владимировна .....  | 85, 88         |
| Скрябин Андрей Андреевич .....         | 85, 88         |
| Смирнов Максим Николаевич .....        | 163, 168       |
| Соловьёв Максим Анатольевич .....      | 174            |
| Строжук Андрей Владиславович .....     | 96, 108        |

## Т

|                                     |          |
|-------------------------------------|----------|
| Табакин Евгений Мордухович .....    | 158      |
| Тарасов Валерий Анатольевич .....   | 158, 160 |
| Тихонова Дарья Евгеньевна .....     | 132, 144 |
| Томилин Сергей Васильевич .....     | 126, 165 |
| Торгашов Илья Владимирович .....    | 158      |
| Третьяков Андрей Павлович .....     | 163      |
| Тузов Александр Александрович ..... | 3        |
| Тульникова Ольга Владимировна ..... | 194      |

## У

|                                 |     |
|---------------------------------|-----|
| Узиков Виталий Алексеевич ..... | 158 |
|---------------------------------|-----|

## Ф

|                                     |     |
|-------------------------------------|-----|
| Федосеев Александр Евгеньевич ..... | 117 |
| Федулин Кирилл Викторович .....     | 174 |
| Феофанов Николай Владимирович ..... | 67  |
| Фомин Данил Витальевич .....        | 82  |
| Фрааз Елена Сергеевна .....         | 73  |

## Х

|                                   |                    |
|-----------------------------------|--------------------|
| Хамдеев Марс Ильгизерович .....   | 124, 132, 146      |
| Харьков Дмитрий Викторович .....  | 117                |
| Хасанова Альбина Эмильевна .....  | 27, 39, 41, 44, 75 |
| Хусаинов Дамир Тагирзанович ..... | 146                |

## Ч

|                                       |          |
|---------------------------------------|----------|
| Черёмухин Александр Васильевич .....  | 14       |
| Черноокая Евгения Валерьевна .....    | 151      |
| Чернышева Татьяна Ивановна .....      | 61       |
| Чертюпатов Евгений Владимирович ..... | 101, 104 |
| Чертухина Наталия Владимировна .....  | 204      |

## Ш

|                                      |         |
|--------------------------------------|---------|
| Шагвалиев Ильдар Наилевич .....      | 104     |
| Шараев Айрат Марселевич .....        | 82      |
| Шахмуть Елена Евгеньевна .....       | 15      |
| Шевляков Григорий Владимирович ..... | 99, 105 |
| Шельдяков Алексей Андреевич .....    | 113     |
| Шикунев Андрей Владимирович .....    | 194     |
| Широкова Надежда Ивановна .....      | 41, 44  |
| Шишалова Галина Владимировна .....   | 114     |
| Шишин Валерий Юрьевич .....          | 113     |

## Ю

|                              |                                   |
|------------------------------|-----------------------------------|
| Юсупов Антон Наильевич ..... | 158, 177, 178, 180, 182, 185, 186 |
|------------------------------|-----------------------------------|

## Я

|                               |                         |
|-------------------------------|-------------------------|
| Яндаев Дени Моулдинович ..... | 124, 126, 131, 132, 135 |
|-------------------------------|-------------------------|

## СОДЕРЖАНИЕ

### ВВЕДЕНИЕ

|                  |   |
|------------------|---|
| А.А. Тузов ..... | 3 |
|------------------|---|

### ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

|  |   |
|--|---|
| А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, А.Ю. Седин ..... | 4 |
|--|---|

Развитие комплекса методик испытаний и исследований перспективных конструкционных материалов.

|   |    |
|---|----|
| А.И. Долгов, Е.И. Макаров, М.А. Мокеичев, В.С. Неустроев, А.В. Черёмухин..... | 14 |
|---|----|

Проведение экспериментов со скачкообразным увеличением мощности твэлов.

|   |    |
|---|----|
| А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть, Е.Е. Кузнецова, Ю.С. Кудрин..... | 15 |
|---|----|

Исследование радиационной стойкости кварцевого оптоволокна и оптических элементов для транспортирования мощного лазерного излучения.

|   |    |
|---|----|
| С.В. Серёдкин, Н.К. Калинина, М.О. Громов, Г.А. Ильиных, В.А. Кисляков, В.Г. Нагайцев ..... | 19 |
|---|----|

Разработка требований к внешнему виду реакторной жидкосолевой петлевой установки.

|  |    |
|--|----|
| А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин, С.В. Серёдкин, В.В. Пименов, Н.К. Калинина, П.С. Палачёв, Н.Ю. Марихин, А.А. Одабашян ..... | 21 |
|--|----|

Разработка и проведение методических реакторных испытаний облучательного устройства с образцами ураноциркониевого карбонитридного топлива.

|   |    |
|---|----|
| С.В. Серёдкин, Н.К. Калинина, В.Г. Нагайцев, В.В. Пименов, Н.Ю. Марихин ..... | 22 |
|---|----|

Испытания в реакторе СМ образцов сталей внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР.

|  |    |
|--|----|
| С.В. Серёдкин, Н.Ю. Марихин, Н.К. Калинина, В.Г. Нагайцев, А.Р. Белозерова ..... | 25 |
|--|----|

Расчётные исследования эффективности выжигания младших актинидов в реакторе БОР-60.

|  |    |
|--|----|
| И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.А. Полежаев, А.Э. Хасанова ..... | 27 |
|--|----|

Оценка возможности испытаний в реакторе БОР-60 образцов конструкционных материалов в расплавах солей.

|  |    |
|--|----|
| И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд..... | 30 |
|--|----|

Обеспечение требуемых условий испытаний образцов приоритетных материалов в реакторе БОР-60.

|  |    |
|--|----|
| Н.С. Погляд, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.И. Плотников..... | 33 |
|--|----|

Учёт неравномерности выгорания высокообогащённого карбида бора при длительных испытаниях в реакторе БОР-60.

|   |    |
|---|----|
| А.А. Полежаев, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, О.В. Ишунина ..... | 34 |
|---|----|

Разработка методики расчётно-экспериментального определения температурных условий облучения материалов в реакторе на быстрых нейтронах.

|   |    |
|---|----|
| И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, А.В. Боев, А.А. Полежаев ..... | 36 |
|---|----|

Расчётные исследования накопления повреждающей дозы и газообразования в бериллии при облучении в реакторе БОР-60.

|  |    |
|--|----|
| А.А. Полежаев, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Хасанова ..... | 39 |
|--|----|

|  |    |
|--|----|
| Расчётно-экспериментальное определение эффективности тепловыделяющих сборок реактора БОР-60.<br>И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Хасанова, А.Е. Дьяченко, Н.И. Широкова.....                       | 41 |
| Расчётно-экспериментальное определение эффективности рабочих органов системы управления и защиты реактора БОР-60.<br>И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Э. Хасанова, В.Ю. Анисимов, Н.И. Широкова ..... | 44 |
| Испытание в реакторе СМ твэлов с малым вредным поглощением нейтронов и стержней с выгорающим поглотителем.<br>Н.Ю. Марихин, С.В. Майнсков, Т.А. Полякова, Е.И. Ефимов, Н.К. Калинина.....            | 46 |
| Влияние облучательных устройств для наработки радионуклидов на нейтронно-физические характеристики реактора МИР.<br>В.В. Пименов, С.В. Майнсков .....  | 49 |
| Испытания в реакторе МИР тепловыделяющих сборок с экспериментальными твэлами на основе высокоплотного уранового сплава.<br>В.В. Пименов, С.В. Майнсков .....   | 51 |
| Теплогидравлический расчёт сепаратора обратного парогенератора реактора БОР-60.<br>Е.И. Ефимов, Н.В. Киреев .....  | 52 |
| Обоснование прочности сепаратора обратного парогенератора реактора БОР-60.<br>Н.В. Киреев, Е.И. Ефимов .....   | 54 |
| Оценка прочности доработанной конструкции критического стенда реактора СМ.<br>Н.В. Киреев, А.В. Пайдулов .....   | 56 |
| Расчётное обследование корпуса и съёмной плиты реактора РБТ-6.<br>А.Р. Белозерова, М.Ф. Валишин, В.В. Пименов.....   | 59 |
| Нейтронно-дозиметрическая инспекция достижения требуемых параметров реакторных испытаний.<br>С.А. Енин, А.Р. Белозерова, В.В. Павлов, Т.И. Чернышева.....  | 61 |
| Модификация поверхности циркониевых оболочек твэлов методом ионно-плазменного азотирования.<br>А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин, В.С. Романовский, А.В. Кремер.....   | 65 |
| Дезактивация первого контура реактора СМ.<br>А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, О.Н. Владимирова, Н.В. Феофанов, Э.В. Зюзина.....  | 67 |
| Анализ показателей работы реактора СМ при наработке хрома-51.<br>А.В. Пайдулов, А.П. Малков, Ю.А. Краснов, И.В. Митрофанов.....  | 68 |
| Анализ ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами в подразделениях института в 2019 году.<br>Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов, Р.В. Самохвалов.....                               | 73 |
| Экспериментальное определение коэффициентов реактивности в реакторе БОР-60.<br>И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, В.Ю. Анисимов, А.Е. Дьяченко, А.Э. Хасанова.....  | 75 |
| Обоснование прочности рабочего органа реактора МИР с шарнирно соединёнными поглотителем и вытеснителем.<br>Л.П. Захарова, М.С. Каплина, О.И. Дреганов.....   | 79 |

|  |    |
|--|----|
| Особенности формирования загрузки активной зоны реактора МИР при подготовке к проведению экспериментов и наработке радионуклидов.<br>П.А. Зайченко, А.П. Малков, Д.В. Фомин, А.М. Шараев ..... | 82 |
| Анализ результатов внутриреакторного контроля герметичности оболочек ТВЭлов реактора ВК-50 с расширенной активной зоной.<br>А.А. Скрябин, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина, Ю.А. Кушнер .....      | 85 |
| Анализ показателей работы реактора ВК-50 по параметрам ядерной безопасности.<br>Е.Г. Бреусова, Е.В. Синявина, М.В. Маркелов, А.А. Скрябин .....  | 88 |

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

|   |     |
|---|-----|
| Е.А. Звир .....   | 92  |
| Исследование опытных ТВЭлов тепловыделяющей сборки ТВС-2М с оболочками из сплавов Э110М, Э125 и Э635М.<br>А.В. Строжук, С.С. Сагалов, Ю.Д. Гончаренко .....   | 96  |
| Исследования ТВЭлов реактора ВВЭР-1000 для обоснования безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом.<br>Г.В. Шевляков, С.С. Сагалов, И.Н. Волкова, Ю.Д. Гончаренко, П.А. Ильин .....   | 99  |
| Исследование механических свойств сварных соединений облучённых ТВЭлов.<br>Ю.Д. Гончаренко, Е.В. Чертопьятов, А.И. Плотников .....  | 101 |
| Исследование упругих характеристик внутритвэльных пружинных фиксаторов после эксплуатации.<br>Ю.Д. Гончаренко, И.Н. Шагвалиев, Е.В. Чертопьятов .....   | 104 |
| Особенности формоизменения тепловыделяющей сборки новой конструкции ТВСА-12 реактора ВВЭР-1000.<br>О.Г. Сидоренко, В.А. Жителев, Г.В. Шевляков .....  | 105 |
| Исследование неразрушающими методами ТВЭлов сборки ТВСА-12, отработавшей на первом блоке Калининской атомной электростанции.<br>А.А. Боков, А.В. Строжук, С.С. Сагалов .....  | 108 |
| Основные результаты исследований ТВЭлов экспериментальныхборок ЭТВС-9 и ЭТВС-10 после облучения в реакторе БН-600.<br>П.И. Гринь, О.Н. Никитин, А.В. Беяева .....   | 110 |
| Материаловедческие исследования опытной тепловыделяющей сборки после облучения в петлевых каналах реактора МИР.<br>В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, Илгиз Ф. Гильмутдинов, К.В. Борисов, И.В. Кудрина .....                                | 113 |
| Результаты материаловедческих исследований трубного пучка воздушного теплообменника реакторной установки БОР-60.<br>Т.М. Буланова, В.С. Неустроев, А.А. Карсаков, Г.В. Шिशалова, Л.А. Евсеев, Ю.М. Крашенинников, А.Г. Прохоров ..... | 114 |
| Предельная растворимость водорода в циркониевом сплаве Э635.<br>Е.П. Белан, А.Е. Федосеев, Д.В. Харьков, И.И. Гибадуллин .....  | 117 |

## ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

|   |     |
|---|-----|
| С.В. Абрамов, В.Н. Момотов.....   | 118 |
| Исследования топливных солей и конструкционных материалов жидкосолевого реактора-сжигателя младших актинидов.<br>А.А. Лизин.....  | 122 |
| Радиационная и химическая устойчивость стеклоподобной боросиликатной матрицы.<br>Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, М.И. Хамдеев, Е.А. Прыжевская,<br>О.В. Мурасова, А.А. Колобова, М.В. Додонова, О.С. Дмитриева .....   | 124 |
| Изучение изменения фазового состава модельных топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» в условиях, определяющих ускоренное старение.<br>А.А. Колобова, С.В. Томилин, Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев,<br>Е.А. Прыжевская, С.С. Погляд, В.Н. Момотов ..... | 126 |
| Моделирование составов образцов-имитаторов топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи» для проведения исследований по их ускоренному старению.<br>С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская.....   | 129 |
| Изготовление имитаторов топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи».<br>В.А. Ефимов, С.С. Погляд, Е.А. Прыжевская, О.С. Дмитриева,<br>Д.М. Яндаев, О.В. Мурасова .....  | 131 |
| Изучение химической устойчивости модельных топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи».<br>С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская, К.О. Копанева,<br>Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев, М.И. Хамдеев, Д.Е. Тихонова .....                                | 132 |
| Изучение микроструктуры модельных топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайичи».<br>В.А. Ефимов, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская, Д.М. Яндаев,<br>М.Г. Дмитриев, О.Н. Никитин, О.В. Мурасова .....   | 135 |
| Эксперименты по резке модельных образцов — обломков ядерного топлива атомной электростанции «Фукусима-Дайичи».<br>А.О. Макаров, В.Н. Момотов, О.С. Дмитриева, П.В. Лакеев.....  | 136 |
| Изучение поведения технеция в хлоридном расплаве.<br>А.А. Осипенко, В.А. Волкович, А.Г. Осипенко, Р.С. Галиев,<br>Г.В. Мирошниченко, Н.А. Костюченко, С.А. Андреев,<br>Т.Г. Артемьева, А.В. Каплин .....  | 139 |
| О возможности получения сырья для изготовления металлических порошков из нержавеющей сталей с использованием цинковых расплавов.<br>М.А. Кузин .....  | 140 |
| Апробация процесса нитрирования и дистилляции для получения нитрида урана.<br>М.А. Кузин .....  | 141 |

|   |     |
|---|-----|
| Радиохимические исследования смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива.<br>В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков,<br>Д.Е. Тихонова, В.Н. Куприянов .....  | 144 |
| Исследования для обоснования методики анализа химической чистоты препарата лютеция-177 атомно-эмиссионным спектральным методом.<br>М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Е.А. Ерин, М.В. Додонова,<br>Е.В. Балалаева, А.Е. Ерина ..... | 146 |
| Определение муравьиной кислоты в нитратно-формиатных системах.<br>К.О. Копанева, А.С. Корнилов, А.Р. Салахова, О.С. Дмитриева,<br>А.О. Макаров, М.Г. Дмитриев .....   | 147 |
| Спектрофотометрическое определение урана в органических экстрактах по собственному поглощению.<br>К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева .....  | 149 |
| Осаждение аммонийуранилтрикарбоната.<br>А.С. Корнилов, Е.В. Васюнина, К.О. Копанева, О.С. Дмитриева,<br>А.О. Макаров, Е.В. Черноокая, Р.Г. Абдуллов .....   | 151 |

## ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

|  |     |
|--|-----|
| О.И. Андреев .....   | 154 |
| Создание источника на основе хрома-51 для Баксанского эксперимента по поиску стерильных нейтрино.<br>А.И. Звир, А.Л. Ижутов, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов,<br>А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, А.П. Малков, В.В. Пименов,<br>В.А. Узиков, Л.В. Акимов, Е.М. Табакин, И.В. Торгашов,<br>В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, Г.В. Орлов ..... | 158 |
| Особенности наработки иридия-192 в реакторе МИР с использованием обогащённого стартового материала.<br>В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, Н.Ф. Демченко .....   | 160 |
| Исследование электрохимического осаждения калифорния из водно-органического электролита.<br>М.Н. Смирнов, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллов, А.П. Третьяков.....  | 163 |
| Исследование продуктов взаимодействия солей радия с компонентами нержавеющей стали.<br>П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин, А.А. Колобова,<br>А.С. Куприянов, Р.Г. Абдуллов.....  | 165 |
| Авторадиолитические превращения в щелочных растворах йода-125.<br>М.Н. Смирнов, Д.А. Монстаков, К.В. Ротманов .....  | 168 |

## РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

|   |     |
|---|-----|
| В.В. Серебряков .....   | 170 |
| Нарушения в работе исследовательских ядерных установок<br>Содружества Независимых Государств за отчётный период.<br>М.А. Соловьёв, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов,<br>К.В. Федулин, Н.А. Калиновская..... | 174 |
| Анализ и актуализация отчётов по обоснованию радиационной безопасности<br>исследовательских ядерных установок.<br>В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов .....  | 177 |
| Обоснование радиационной безопасности полифункционального<br>радиохимического исследовательского комплекса.<br>С.С. Погляд, В.В. Авдонин, В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов .....   | 178 |
| Оптимизация радиационной защиты<br>ксенонового стенда установки производства йода-125.<br>В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов, Е.Г. Романов, Д.В. Рябов .....  | 180 |
| Расчётное обоснование размера зон радиоактивного загрязнения при авариях<br>во время транспортировки контейнеров с радиоактивными и ядерными материалами.<br>В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов .....               | 182 |
| Модернизация установки прокаливания плоских источников альфа-излучения.<br>А.А. Гончар, Д.С. Рябова, А.Н. Юсупов .....  | 185 |
| Подготовка модельных параметров для проведения командно-штабных учений.<br>П.А. Михайлов, К.Г. Бульдин, В.Д. Кизин, А.Н. Юсупов, Я.М. Лукьянова.....  | 186 |
| Оценка накопления высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов.<br>В.П. Гордеев, В.В. Давыдов, А.В. Мамонов, С.Г. Разживин .....  | 188 |
| Оценка эффективности переработки радиоактивных отходов на установке сжигания.<br>В.В. Серебряков, А.В. Мамонов, В.В. Давыдов, С.Г. Разживин, В.П. Гордеев .....   | 191 |

## МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

|                                     |     |
|-------------------------------------|-----|
| А.В. Шикунов, О.В. Тульникова ..... | 194 |
|-------------------------------------|-----|

## РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

|  |     |
|--|-----|
| Н.В. Чертухина .....                                   | 204 |
| Список сокращений .....                                | 216 |
| Список авторов статей с указанием страниц издания..... | 222 |

## Научное издание

### НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЁТ АО «ГНЦ НИИАР»

### ОТЧЁТ ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2019 ГОДУ

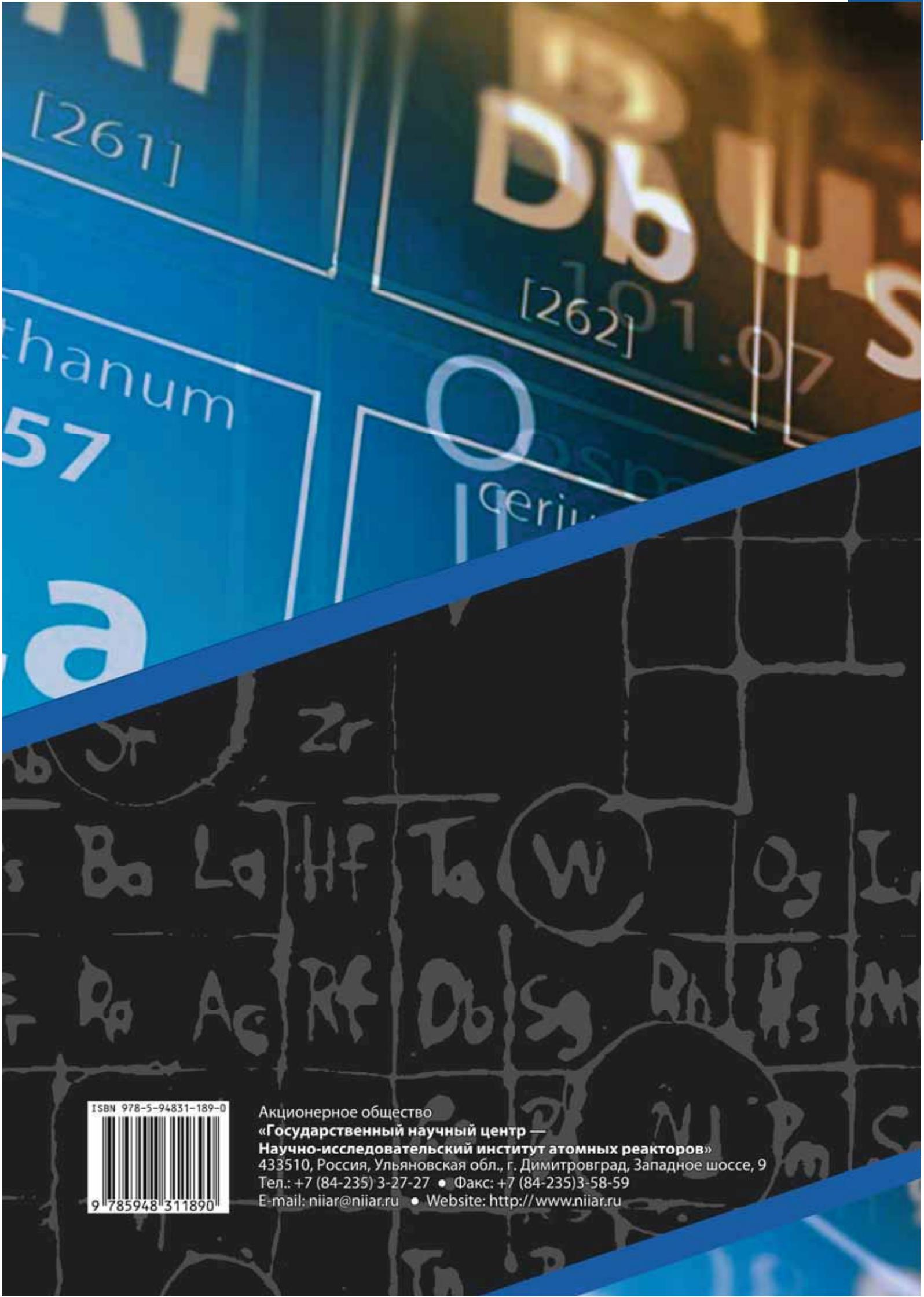
*Под общей редакцией доктора технических наук, профессора В.В. Калыгина*

|                      |   |
|----------------------|---|
| Редакторы:           | Т.А. МаксUTOва (с. 92–153),<br>С.М. Пискунова (с. 52–54, 82–91)<br>Н.В. Чертухина (с. 1–52, 54–82, 154–230) |
| Корректоры:          | Т.А. МаксUTOва, С.М. Пискунова  |
| Дизайн издания       | М.В. Мочалина   |
| Компьютерная вёрстка | М.В. Мочалина (с. 92–153, 194–203),<br>Л.Н. Никишиной (с. 1–91, 154–193, 204–230)                           |

Подписано в печать 06.07.2020. Формат 60×84/8.  
Уч.-изд. л. ~ 20,21. Усл. печ. л. 26,06. Печать полноцветная. Бумага мелованная.  
Гарнитура Myriad Pro, Myriad Pro Cond, Cambria Math, Bebas Neue Regular.  
Тираж 100 экз. Заказ № 64/14822-Д

Оригинал-макет подготовлен специалистами редакционно-издательского отдела  
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»  
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9  
Тел.: (84-235) 9-01-96, e-mail: bri@niiar.ru

Отпечатано в ООО «Принт-салон»,  
190005, г. Санкт-Петербург, Обводного канала наб., д. 118 А,  
литер Б, офис 3-Н/535



[261]

[262]

Uranium  
92  
57

Cerium  
58

a

Zr  
Ba La Hf Ta W Os Ir  
Rf Ac Rf Db Sg Rh Hs Mt  
Ni Pd Ag Cd In Sn Sb Te Pb Bi Po At

ISBN 978-5-94831-189-0



9 785948 311890

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: niar@niar.ru • Website: <http://www.niia.ru>