



**НИИАР**

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

# ОТЧЁТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,  
ВЫПОЛНЕННЫХ в 2013 г.

Димитровград  
2014

УДК 621.039

Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2013 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014. – 234 с.

Отчёт содержит статьи о выполненных в 2013 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР», таким как: 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; работы института по международным программам; редакционно-издательская деятельность. Отчёт предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

Редколлегия выпуска: А.В. Бурукин, С.К. Вавилов, С.А. Ефаров, Е.А. Звир, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин (зам. председателя), В.А. Кислый, Ф.Н. Крюков, Р.А. Кузнецов, Н.В. Кузнецова, С.В. Павлов (председатель), В.А. Тарасов, Н.В. Чертухина (секретарь), В.М. Чистяков

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

© Открытое акционерное общество  
«Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт  
атомных реакторов»  
(ОАО «ГНЦ НИИАР»), 2014

ISBN 978-5-94831-138-8



## ВВЕДЕНИЕ

Для ОАО «ГНЦ НИИАР» 2013 год стал знаменательным во многих отношениях: это и подтверждение в очередной раз статуса государственного научного центра, и рекордный объём выполненных научно-исследовательских работ, и подписание главами правительств государств-участников Содружества Независимых Государств решения о наделении ОАО «ГНЦ НИИАР» статусом базовой организации по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок, и многое другое.

Уникальная экспериментальная база нашего института по-прежнему востребована не только в Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» и России, но и у международных партнёров. За истекший год пакет международных контрактов

увеличился на 35 %. Это подтверждает правильность выбранного направления развития института, нацеленного на модернизацию исследовательского оборудования, повышение безопасности, совершенствование методик испытаний.

Стабильная и безопасная работа исследовательских реакторов института позволила успешно выполнить все научные задачи по испытанию материалов и оборудования ядерной техники. Среди основных реакторных экспериментов 2013 года можно отметить:

- ◆ работы по программе создания реакторной установки космического назначения;
- ◆ эксперименты по моделированию изменения мощности полномасштабных твэлов и твэгов реактора ВВЭР-1000;
- ◆ внутриреакторные испытания различных модификаций перспективных тепловыделяющих элементов на основе дисперсионной топливной композиции;
- ◆ внутриреакторные испытания экспериментальных тепловыделяющих элементов на основе перспективного керметного топлива;
- ◆ внутриреакторные испытания макетов поглощающих элементов для перспективных реакторов на быстрых нейтронах.

При всём разнообразии, уникальности и сложности проводимых экспериментов были допущены всего две внеплановые остановки исследовательских реакторных установок, что подтверждает высокую культуру безопасности при проведении экспериментальных работ.

В 2013 году проведена юбилейная Десятая международная конференция по реакторному материаловедению, которая еще раз наглядно продемонстрировала ведущие позиции института.

Обоснование работоспособности усовершенствованных твэлов для реакторов ВВЭР-1000, сравнение характеристик перспективных конструкционных материалов ядерных установок с существующими в сходных режимах эксплуатации, послереакторные исследования макетов перспективных твэлов реакторов различного назначения – вот неполный перечень работ, проведённых материаловедами в истекшем году.

Выручка от продажи в 2013 году изотопной продукции различного назначения увеличилась более чем на 25 % по сравнению с предыдущим годом. Продолжилось освоение производства радионуклида молибдена-99: начато использование двух реакторов для накопления изотопа, подтверждена возможность выхода на проектную мощность первой очереди, выполнен тестовый переход на режим двух переработок в неделю. С целью увеличения объёма и повышения доходности производства радионуклидной продукции с 2013 года в институте начата реализация двух проектов, поддержанных Министерством образования и науки Российской Федерации. Совместно с ФГБОУ «УлГУ» проводится работа «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в ОАО „ГНЦ НИИАР“ для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий». Совместное выполнение с ФГАОУ «НИЯУ МИФИ» второго проекта «Разработка технологии получения радионуклида молибдена-99 с использованием низкообогащённого урана» позволит пройти международную сертификацию и расширит возможности реализации молибдена-99 на мировом рынке.

Результатом завершения в 2013 году проекта «Техническое перевооружение топливного комплекса для производства тепловыделяющих сборок» стало изготовление в течение года ста шести тепловыделяющих сборок с МОКС-топливом для формирования стартовой загрузки реакторной установки БН-800, в том числе шестидесяти шести тепловыделяющих сборок с таблеточным и сорока с виброуплотнённым МОКС-топливом, причём при изготовлении последних было использовано новое и модернизированное технологическое оборудование.

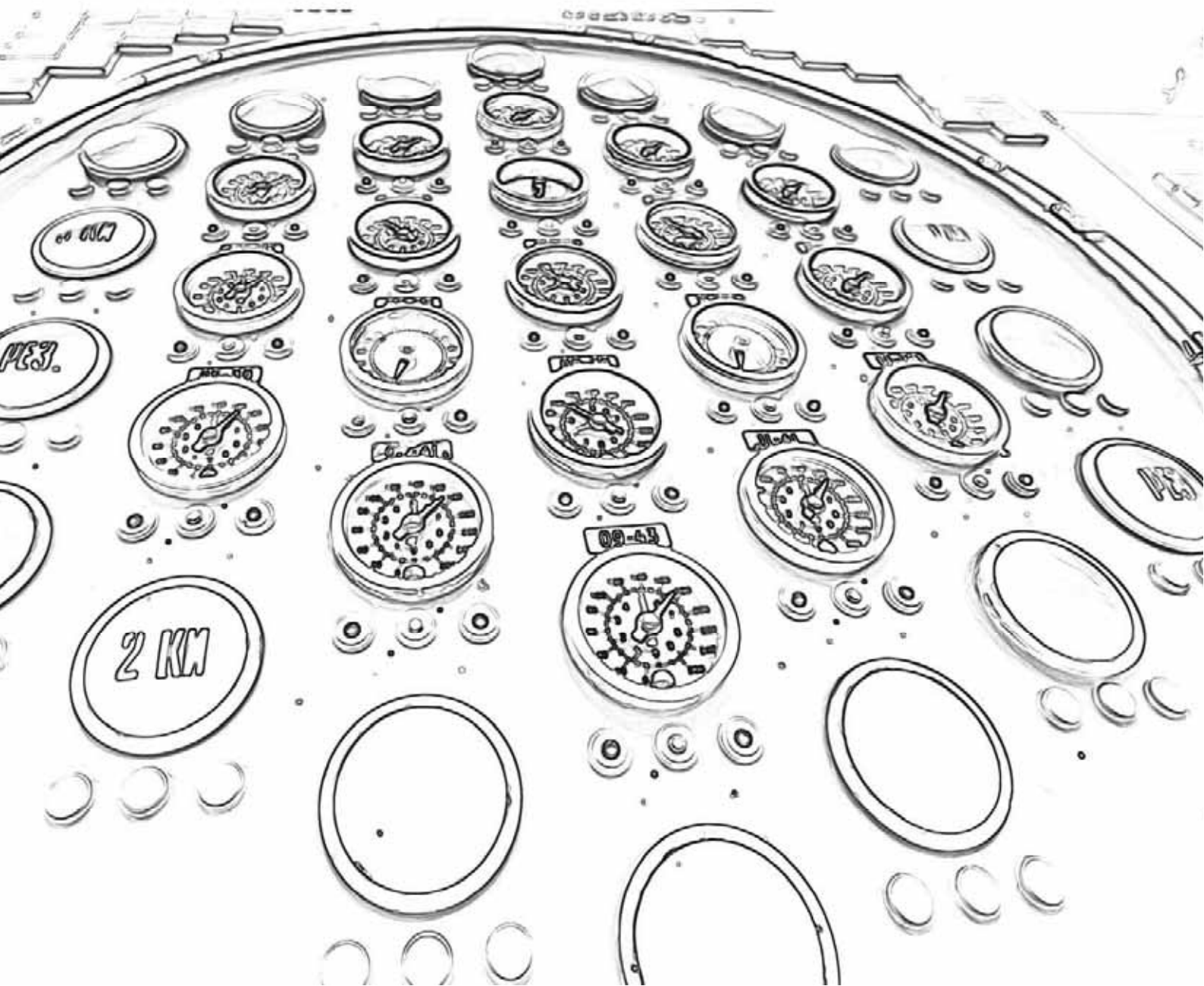
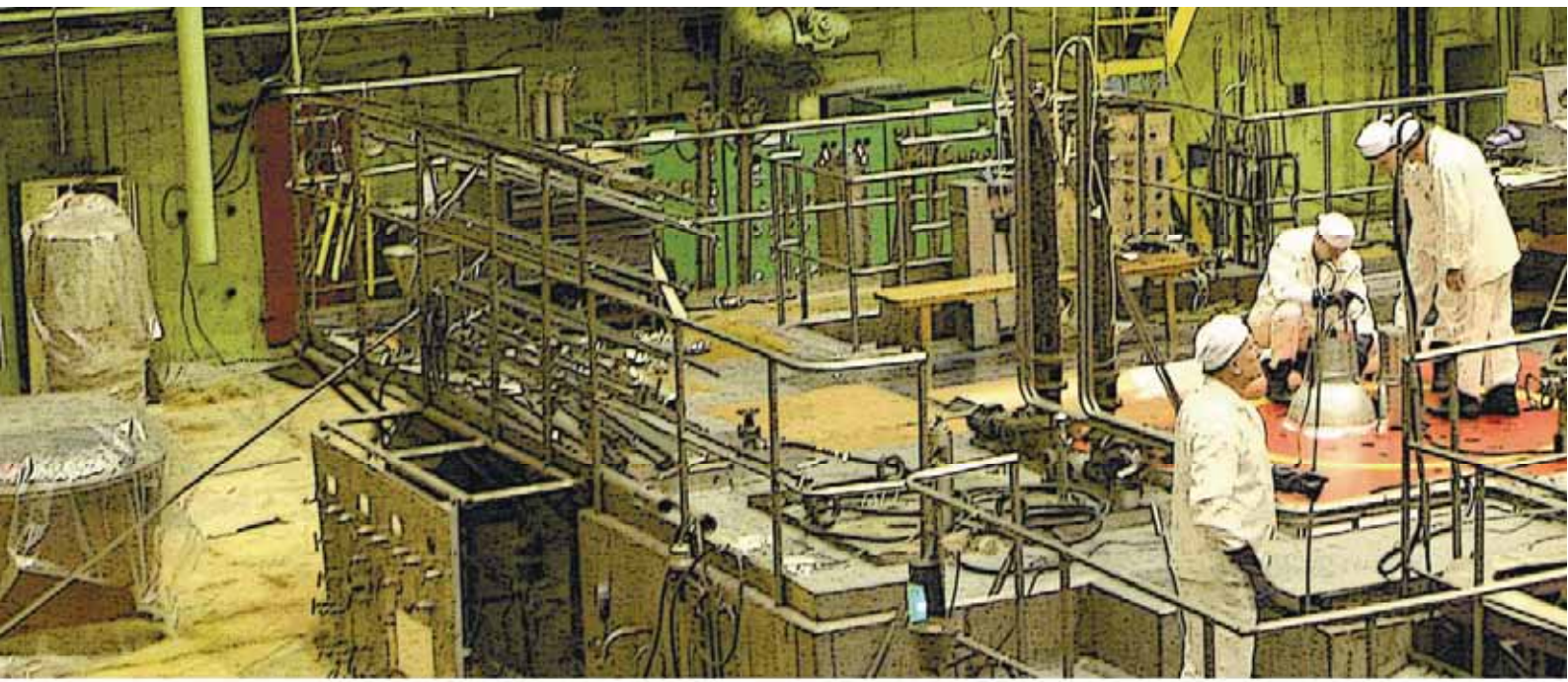
Продолжались и работы в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года»: проект создания полифункционального радиохимического исследовательского комплекса на территории ОАО «ГНЦ НИИАР» прошёл государственную экспертизу и перешёл к стадии разработки рабочей документации, а проект создания исследовательского реактора МБИР – к стадии согласования размещения.

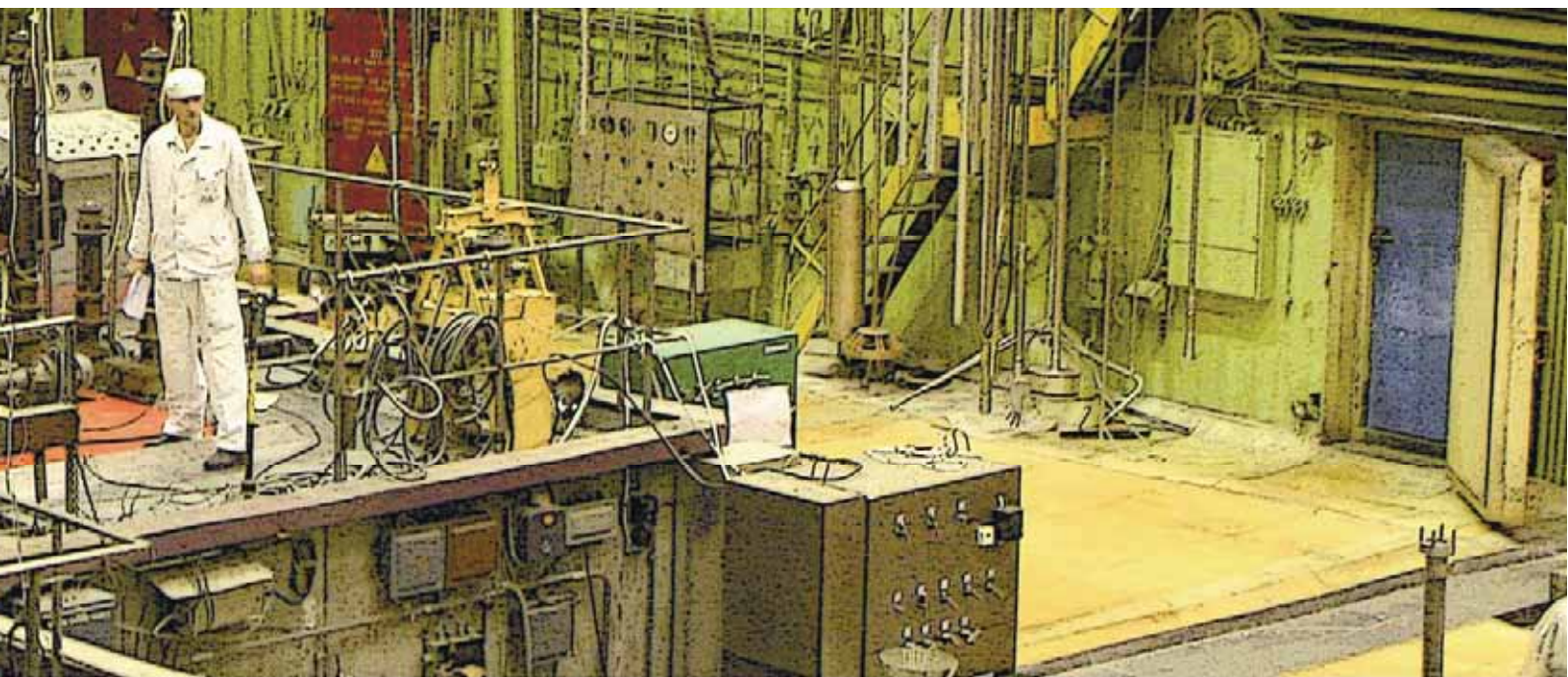
Качество работ, выполняемых в подразделениях института, организация основных процессов и ответственное отношение при работе с радиоактивными материалами подтверждены в 2013 году ресертификационным аудитом системы менеджмента качества, который проводили эксперты автономной некоммерческой организации «Институт испытаний и сертификации вооружения и военной техники».

По итогам года ОАО «ГНЦ НИИАР» удостоено Всероссийской премии «Национальная марка качества» и звания «Экологически образцовая организация Блока по управлению инновациями Госкорпорации „Росатом“».

Успехи института в 2013 году очевидны. Главная задача института в 2014 году – попытаться сохранить набранные темпы роста. Плацдарм создан великолепный, и я уверен, что поставленные задачи будут успешно решены.

*С.В. Павлов,  
директор ОАО «ГНЦ НИИАР»*





# 1

## ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

**ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013**

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2013 году исследовательские ядерные установки ОАО «ГНЦ НИИАР» использовались для проведения экспериментальных работ по следующим основным направлениям:

- ◆ ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих и поглощающих элементов, рабочих источников нейтронов и других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя при стационарных, переходных режимах эксплуатации и в условиях проектных аварий;
- ◆ внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторного излучения на свойства конструкционных, поглощающих и топливных материалов ядерных установок различного назначения;
- ◆ разработка методик и устройств для внутриреакторных испытаний и исследований механических, электро- и теплофизических характеристик материалов для ядерных и термоядерных реакторов;
- ◆ разработка и создание облучательных технологий для наработки трансплутониевых элементов, радиоизотопов и трансмутации младших актинидов;
- ◆ разработка методик обеспечения, поддержания и контроля водно-химических режимов, дезактивации оборудования исследовательских и энергетических ядерных реакторов, а также 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 и систем контроля ядерных реакторов;
- ◆ 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.

### **Реактор МИР**

В рамках работ по программе создания и внедрения кассетной активной зоны для плавучего энергетического блока, удовлетворяющей требованиям нераспространения ядерных материалов, завершено дооблучение до глубокого выгорания топлива нескольких твэлов ранее испытанной ресурсной ТВС.

Было завершено и облучение второй партии образцов, изготовленных из опытного низкоактивируемого титанового сплава марки ПТ-542, проводившееся с целью исследования его механических свойств.

В петлевой установке ПВ-2 начаты испытания экспериментальных твэлов с оболочками из усовершенствованных циркониевых сплавов в составе второй тепловыделяющей сборки с квадратными дистанционирующими решётками (ТВС-Квадрат) в условиях борно-литиевого водно-химического режима с прямым дозированием газообразного водорода в теплоноситель первого контура петлевой установки. Во время плановой остановки реактора проведены промежуточные исследования этих твэлов на стенде инспекции в бассейне выдержки.

С целью обоснования проектных критериев работоспособности топлива в переходных режимах были проведены второй и третий эксперименты из запланированной серии, моделирующие скачкообразное изменение мощности полномасштабных твэлов и твэгов, извлечённых из отработавших ТВС реакторов ВВЭР-1000.



Продолжены внутриреакторные испытания:

- ◆ ТВС с модификациями перспективных тепловыделяющих элементов на основе дисперсионной топливной композиции для реакторов транспортных ядерных энергетических установок, в частности для атомного ледокола с целью обоснования элементной базы реактора нового поколения РИТМ;
- ◆ экспериментальных твэлов на основе перспективного керметного топлива с оболочками из модифицированных циркониевых и хромоникелиевых сплавов в составе облучательного устройства «Гирлянда».

Продолжены работы по подготовке петлевой установки ПГ-1 с газовым теплоносителем к проведению реакторных испытаний твэлов, ТВС и конструкционных материалов в рамках проекта по созданию реакторной установки космического назначения.

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

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

| Цели испытаний  | Длина твэла, мм | Число твэлов   | Выгорание топлива         |
|---|-----------------|----------------|---------------------------|
| Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для реакторной установки плавучих энергоблоков  | 1000            | 9              | Более 1 г/см <sup>3</sup> |
| Получение экспериментальных данных о работоспособности твэлов перспективных конструкций на основе интерметаллида и диоксида урана в составе облучательного устройства «Гирлянда»  | 250             | 120            | 0,8 г/см <sup>3</sup>     |
| Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с твэлами разных типов на основе дисперсионной топливной композиции для реакторов транспортных ядерных энергетических установок  | 1000            | 19<br>31<br>55 | 0,3–0,8 г/см <sup>3</sup> |
| Экспериментальное подтверждение работоспособности твэлов и твэгов реактора ВВЭР-1000 модифицированной конструкции в режиме скачкообразного изменения мощности (два эксперимента с полномасштабными отработавшими твэлами и твэгами) | 3840<br>1000    | 3+1            | 42–47 МВт·сут/кгU         |
| Получение экспериментальных данных по коррозионной стойкости оболочек твэлов из усовершенствованных циркониевых сплавов в борно-литиевом водно-химическом режиме  | Около 1000      | 12             | 2,6 МВт·сут/кгU           |
| Получение экспериментальных данных о растяжении, ударной вязкости и статической трещиностойкости образцов из низкоактивного титанового сплава при облучении в условиях аммиачного водно-химического режима                          | –               | 25             | –                         |

### **Реакторы РБТ-10/1 и РБТ-10/2**

Завершены работы по выводу реакторной установки РБТ-10/1 из эксплуатации: выполнен полный демонтаж пульта управления, панелей и стоек системы управления и защиты, контрольно-измерительных приборов и автоматики, силовых кабелей и линий связи установки; подготовлен и направлен в Ростехнадзор пакет документов для рассмотрения вопроса о снятии реакторной установки РБТ-10/1 с контроля органов государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности.

Завершены работы по продлению срока эксплуатации реакторной установки РБТ-10/2 до 2027 года, оформлен соответствующий акт о готовности данной реакторной установки к эксплуатации в течение дополнительного срока.

Были смонтированы и приняты в эксплуатацию автоматическая пожарная сигнализация, система оповещения и управления эвакуацией людей при пожаре на здании реакторной установки РБТ-10/2.

На реакторной установке РБТ-10/2 проводились работы по ядерному легированию кремния и производству радионуклидных продуктов: иода-131 и молибдена-99, наработка последнего осуществлялась в режиме еженедельных поставок.

### **Реактор БОР-60**

В рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на 2010–2015 годы и на перспективу до 2020 года» на реакторной установке БОР-60 были выполнены следующие работы по продлению срока её эксплуатации:

- ◆ замена агрегата бесперебойного питания АБП-2;
- ◆ замена контрольно-измерительных приборов по плану метрологического переоснащения;
- ◆ разработка проектов по модернизации систем технологического контроля третьего контура реактора, управления и защиты, а также по замене трансформаторов подстанции и мотор-генератора в системе аварийного электроснабжения на инвертор;
- ◆ обследование строительных конструкций здания реакторной установки и оценка их технического состояния;
- ◆ подготовка документов, необходимых для получения лицензии Ростехнадзора на эксплуатацию реакторной установки после 2014 года.

Ниже приведены краткие характеристики экспериментов, проводившихся в течение отчётного периода в реакторе БОР-60.

### Характеристики тепловыделяющих сборок, выгруженных из реактора БОР-60

| Состав топлива                           | Число |            | Обогащение по урану-235, % | Массовая доля плутония-239, % | Вид топлива                 | Максимальные параметры испытаний |  |  | Особенности ТВС  |
|--|-------|------------|----------------------------|-------------------------------|-----------------------------|----------------------------------|--|--|--|
|  | ТВС   | ТВЭЛ в ТВС |                            |                               |                             | Выгорание топлива, %             | Линейная плотность теплового потока, кВт/м | Флюенс нейтронов ( $E \geq 0,1$ МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$ |  |
| UO <sub>2</sub>                          | 22    | 37         | 75                         | -                             | Виброуплотнённое            | 19,1                             | 38   | 14,9   | Оболочки ТВЭЛов из стали марки ЧС-68, чехлов – из стали марки ЭП-450   |
| 0,8UO <sub>2</sub> + 0,2PuO <sub>2</sub> | 4     | 37         | 72                         | 95                            | Смешанное виброуплотнённое  | 19,2                             | 23   | 14,7   |  |
| (U, Pu)N                                 | 1     | 7          | 11,5                       | 95                            | Нитридное смешанное топливо | 1,3                              | 30   | 3,8  | Разборная; макеты ТВЭЛов реактора БРЕСТ-ОД-300, трубы ТВЭЛов из стали марки ЭП-823                           |
| 0,8UO <sub>2</sub> + 0,2PuO <sub>2</sub> | 1     | 19         | 75                         | До 95                         | Смешанное виброуплотнённое  | 4,8                              | 42   | 3,8  | Разборная; макеты ТВЭЛов реактора МБИР, оболочки ТВЭЛов из стали марки ЧС-68, чехлов – из стали марки ЭП-450 |

### Характеристики тепловыделяющих сборок, находящихся в реакторе БОР-60

| Состав топлива                           | Число |            | Обогащение по урану-235, % | Вид топлива                 | Максимальные параметры испытаний |  |  | Особенности ТВС  |
|--|-------|------------|----------------------------|-----------------------------|----------------------------------|--|--|--|
|  | ТВС   | ТВЭЛ в ТВС |                            |                             | Выгорание топлива, %             | Линейная плотность теплового потока, кВт/м | Флюенс нейтронов ( $E \geq 0,1$ МэВ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$ |  |
| UO <sub>2</sub>                          | 111   | 37         | 75                         | Виброуплотнённое            | 14,4                             | 36   | 12,6   | Оболочки ТВЭЛов из стали марки ЧС-68, чехлов – из стали марки ЭП-450               |
| 0,8UO <sub>2</sub> + 0,2PuO <sub>2</sub> | 7     | 37         | 72                         | Смешанное виброуплотнённое  | 17,2                             | 22   | 13,1   |  |
| UO <sub>2</sub>                          | 1     | 7          | 10                         | Таблеточное                 | 2,3                              | 37   | 8,1  | Разборная; макеты ТВЭЛов реактора СВБР-100, трубы ТВЭЛов из стали марки ЭП-823     |
| (U, Pu)N                                 | 2     | 7          | 11,5                       | Нитридное смешанное топливо | 0,4                              | 28   | 1,2  | Разборная; макеты ТВЭЛов реактора БРЕСТ-ОД-300, трубы ТВЭЛов из стали марки ЭП-823 |

### Характеристики материаловедческих сборок, облучающихся в реакторе БОР-60

| Облучательное устройство        | Число сборок | Температура образцов, °С | Достигнутый флюенс нейтронов ( $E \geq 0,1 \text{ МэВ}$ ), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$ | Характеристика образцов   |
|---------------------------------|--------------|--------------------------|---|---|
| Проточное неинструментированное | 11           | 320–450                  | До 11,0   | Конструкционные материалы элементов реакторов разных типов, в том числе сплавы циркония |
|                                 | 3            | 320–550                  | До 11,0   | Материалы для наработки изотопа стронция-89   |
|                                 | 1            | –                        | 3,5   | Макеты сурьмяно-бериллиевых рабочих источников нейтронов реактора СВБР-100              |
|                                 | 1            | 320–360                  | 3,0   | Макеты пэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 на основе карбида бора и гафната диспрозия           |
| Проточное инструментированное   | 1            | 520–550                  | 6,5   | Образцы труб твэлов реактора СВБР-100   |
|                                 | 2            | 420–550                  | 2,6   | Образцы труб твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300   |

Выполнены следующие экспериментальные работы:

- ◆ облучение сборок с конструкционными материалами (сплавы циркония, материалы элементов реакторов разных типов) при температуре 320–450 °С;
- ◆ испытания капсул с образцами гафната диспрозия при температуре 500–600 °С;
- ◆ испытания макетов пэлов из высокообогащённого карбида бора, твэлов и сурьмяно-бериллиевого рабочего источника нейтронов, а также материалов оболочек труб реактора СВБР-100;
- ◆ испытания макетов пэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 на основе таблеток карбида бора со свинцовым подслоем и таблеток гафната диспрозия с гелиевым подслоем;
- ◆ испытания макетов твэлов с нитридным топливом и оболочками из стали марки ЭП823-Ш;
- ◆ испытания образцов сталей марок ЭП823-Ш, ЭП302-Ш, 09Г2С и материалов сварных швов при температуре 420–550 °С для реакторной установки БРЕСТ-ОД-300;
- ◆ испытания макетов твэлов реакторной установки МБИР, содержащих виброуплотнённое МОКС-топливо, для обоснования их работоспособности;
- ◆ испытания макетов пэлов реактора МБИР, имеющих кольцевую и цилиндрическую геометрию и изготовленных из высокообогащённого карбида бора;
- ◆ испытания конструкционных материалов в рамках контрактов с Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции и компаниями «Арева» (Франция) и «Терра Пауэр» (США).

Наряду с выполнением научно-исследовательских работ продолжалась также наработка целевого радионуклида стронция-89.

### **Реактор СМ**

Значительное внимание уделялось оптимизации компоновки активной зоны реактора и процедур её перегрузки для повышения эффективности использования экспериментальных каналов. Были разработаны новые типы устройств для высокодозного инструментowanego облучения конструкционных материалов. Продолжены работы по созданию эффективного рабочего топлива с меньшим паразитным поглощением нейтронов. Отработана технология загрузки / выгрузки экспериментального канала диаметром 24,5 мм в тепловыделяющую сборку, установленную в ячейке активной зоны реактора.

За отчётный период по программе создания реакторной установки космического назначения выполнены следующие исследования в области радиационного материаловедения:

- ◆ в активной зоне реактора продолжены испытания образцов тугоплавких сплавов, в частности материала ТСМ-7;
- ◆ в ячейках отражателя реактора продолжены испытания образцов перспективного топлива в составе макетов твэлов при различных уровнях мощности, а также образцов поглощающих материалов;
- ◆ в ячейках отражателя реактора начаты испытания макета рабочего органа системы управления и защиты;
- ◆ выполнено обоснование возможности проведения и разработано облучательное устройство для ускоренных испытаний образцов обечайки активной зоны проектируемой реакторной установки.

В рамках контракта с французской компанией «Арева» по исследованию коррозионного растрескивания под напряжением образцов из сплава Inconel 718 в процессе облучения при температуре 300 °С и плотности потока быстрых ( $E > 1$  МэВ) нейтронов  $(0,7-1,6)10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$  выполнен комплекс подготовительных работ, включая разработку конструкторской документации и изготовление облучательных устройств для проведения реакторных испытаний в среднем и ближнем от активной зоны рядах ячеек отражателя реактора, а также специальных стендов сопровождения экспериментов.

Продолжается разработка методик, обеспечивающих высокодозные инструментанные испытания на ползучесть, длительную прочность и коррозионное растрескивание конструкционных материалов для ядерных энергетических установок нового поколения в ячейках модернизированной активной зоны реактора.

Выполнена обширная программа по наработке радионуклидов различного назначения: кюрия-244–248; плутония-242; америция-243; калифорния-248, 249, 252; фосфора-33; гадолия-153; иридия-192; кобальта-60; вольфрама-188; никеля-63; железа-55, 59; олова-113, 119m; стронция-89; иода-125, 131; лютеция-177.

### **Реактор РБТ-6**

Основные направления экспериментальных исследований в отчётном году:

- ◆ испытания образцов перспективных материалов радиационной защиты и поглощающих материалов по программе создания реакторной установки космического назначения;
- ◆ испытания газонаполненных образцов из нержавеющей стали марки 18ХН9 для исследования влияния облучения на длительную прочность стали и металла её

сварных швов при температуре 550–600 °С и плотности потока быстрых ( $E > 0,1$  МэВ) нейтронов  $5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$  в среде гелия;

♦ исследования ползучести образцов из сплава ВЖ159-ИД при напряжении в диапазоне значений от 43 до 96 МПа и плотности потока быстрых ( $E > 0,1$  МэВ) нейтронов  $5,6 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ , по завершению которых проведены кратковременные механические испытания этих образцов на разрыв в условиях облучения в реакторе при температуре 850 °С на экспериментальной установке «Нейтрон-8»;

♦ облучение новых типов мишеней для наработки молибдена-99 в составе облучательных устройств в проточных каналах реактора.

#### Показатели работы реакторов в 2013 году

| Параметр                                     | СМ   | РБТ-6 | МИР  | РБТ-10/2 | БОР-60 |
|--|------|-------|------|----------|--------|
| Максимальная мощность, МВт                   | 90   | 6     | 47,5 | 10       | 53     |
| Коэффициент использования времени, отн. ед.: |      |       |      |          |        |
| по плану                                     | 0,67 | 0,59  | 0,67 | 0,76     | 0,59   |
| фактически                                   | 0,71 | 0,59  | 0,67 | 0,76     | 0,59   |
| Время работы реактора, сут:                  |      |       |      |          |        |
| по плану                                     | 245  | 216   | 244  | 278      | 215    |
| фактически                                   | 259  | 216   | 244  | 278      | 215    |
| Количество остановок                         | 27   | 33    | 17   | 33       | 9      |
| В том числе unplanned                        | 1    | –     | –    | –        | 1      |

*А.Л. Ижуртов, А.В. Бурукин*

## РАБОТЫ ПО СОЗДАНИЮ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГОДВИГАТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКИ КОСМИЧЕСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

В ОАО «ГНЦ НИИАР» продолжены работы в рамках реализации проектов рабочей группы «Космос и телекоммуникации» Комиссии при Президенте Российской Федерации по модернизации и технологическому развитию экономики России (в части космической деятельности), а именно: опытно-конструкторской работы «Создание транспортно-энергетического модуля на основе ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса» (в части создания реакторной установки).

Установка предполагает использование в своей конструкции новых видов топлива и жаропрочных материалов, свойства и работоспособность которых в настоящее время экспериментально не изучены и не подтверждены. Целью программы исследований ОАО «ГНЦ НИИАР» является получение экспериментальных данных, необходимых как для выбора оптимальных материалов новой установки, так и для обоснования их применения.

Результаты испытаний будут непосредственно использованы предприятиями-разработчиками конструкционных и топливных материалов, конструкторами и должны явиться одной из важнейших составляющих создания конечного результата – инновационной ядерной энергодвигательной космической установки нового поколения.

В 2013 году выполнен комплекс подготовительных научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ:

- ◆ проведены испытания кандидатных топливных и конструкционных материалов, макетов элементов и узлов, штатных твэлов проектируемой реакторной установки;
- ◆ выполнены ампульные испытания образцов тугоплавких сплавов, в частности материала ТСМ-7, в реакторе СМ (облучение каждого из двух устройств в активной зоне реактора в течение около 50 эфф. сут);
- ◆ выполнены обоснование возможности проведения и расчётно-проектная подготовка ускоренных испытаний в ячейке ближнего ряда отражателя реактора СМ образцов одного из вариантов конструктивного исполнения обечайки активной зоны проектируемой реакторной установки, для чего выполнен комплекс нейтронно-физических и теплофизических расчётов облучательного устройства, выпущено техническое задание на его проектирование и разработана конструкторская документация на облучательное устройство;
- ◆ продолжены ампульные испытания в реакторе РБТ-6 образцов материала радиационной защиты (облучение в течение около 170 эфф. сут), проведены послереакторные материаловедческие исследования ряда образцов после первого этапа облучения;
- ◆ подготовлены и проведены ампульные испытания в реакторе СМ макетов твэлов с кандидатным топливным материалом, доработана конструкция облучательного устройства, проведены методические реакторные эксперименты с двух- и четырёхкратным форсированием мощности продолжительностью около 20 эфф. сут каждый, запланировано дальнейшее увеличение их длительности до 125 эфф. сут;
- ◆ продолжены ампульные испытания образцов поглощающих материалов в реакторах РБТ-6 и СМ: облучённые в реакторной установке РБТ-6 в течение около 65 эфф. сут образцы переданы на материаловедческие исследования; завершение эксперимента по облучению в реакторе СМ планируется в 2014 году;
- ◆ проведены ампульные испытания в реакторе СМ макета рабочего органа системы защиты и управления проектируемой реакторной установки; выполнены

обоснование возможности испытаний в ячейках ближнего ряда отражателя реактора СМ и их расчётно-проектная подготовка, в частности реализован комплекс нейтронно-физических и теплофизических расчётов облучательного устройства, разработаны техническое задание на проектирование и конструкторская документация, изготовлено облучательное устройство; начат первый этап испытания, продолжительность которого составляет около 80 эфф. сут;

- ◆ осуществлена подготовка петлевой установки ПГ-1 реактора МИР к проведению испытаний твэлов, ТВС, конструкционных материалов и их соединений.

Впервые силами ОАО «ГНЦ НИИАР» выполнен полный комплекс работ в части технического проекта петлевого канала, включая серию оптимизационных теплофизических и нейтронно-физических расчётов для обоснования конструкции экспериментальной тепловыделяющей сборки, возможности и безопасности проведения испытаний. Выпущен и согласован с заказчиком технический проект петлевого канала, начата его комплектация и изготовление.

Проведён также комплекс работ по ревизии работоспособности, испытаниям, вводу в эксплуатацию технологических систем и систем безопасности петлевой установки: радиационной безопасности, аварийного расхолаживания при течах и обесточивании, регулирования расхода и давления теплоносителя – и уточнению газодинамических характеристик установки. Системы измерений модифицированы и усовершенствованы под задачи и параметры испытаний. Продолжаются работы по осушению петлевой установки, находившейся более двадцати лет в состоянии консервации. Для достижения предъявляемых требований по влагосодержанию её многократно заполняют особо чистым азотом. Внедрён уникальный газоаналитический комплекс, обеспечивающий возможность непрерывного контроля содержания примесей в штатном двухкомпонентном теплоносителе во время всех испытаний.

Оформляются необходимые дополнения в отчёт по обоснованию безопасности реакторной установки МИР. Начало петлевых испытаний ЭТВС намечено на 2014 год.

*О.С. Бендерская, А.Л. Ижатов, С.А. Ильенко,  
И.В. Киселёва, С.В. Романовский, В.А. Свистунов,  
С.В. Серёдкин, В.Н. Шулимов*

## РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ И КОРПУСА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО КАНАЛА ДЛЯ ИСПЫТАНИЯ ТОПЛИВА ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ МИР

В течение 2013 года проводились нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты для обоснования предложенной конструкции экспериментального канала для проведения в реакторе МИР ресурсных испытаний твэлов газоохлаждаемых реакторов в составе многоэлементной ТВС.

Результатов расчётов позволили:

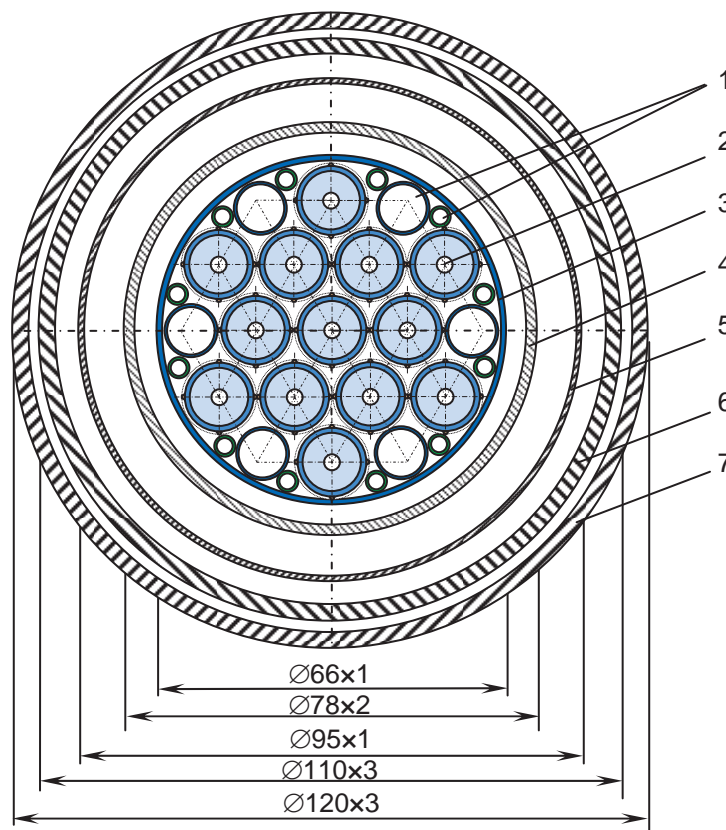
- ◆ выбрать компоновку экспериментальной тепловыделяющей сборки применительно к экспериментальному каналу, подключённому к первому контуру петлевой установки ПГ-1;



♦ определить оптимальное обогащение топливной композиции (диоксид урана) в экспериментальных твэлах, при котором обеспечивается работа реактора в проектном режиме в течение всей кампании и коэффициент неравномерности энерговыделения по сечению ЭТВС не превышает предусмотренного техническим заданием значения;

♦ предложить такую компоновку экспериментального канала, при которой сформированные потоки теплоносителя в выбранной конструкции экспериментального канала обеспечивают надёжное охлаждение ЭТВС, корпуса экспериментального канала и внутрикорпусных элементов.

На рисунке представлено поперечное сечение экспериментального канала с экспериментальной тепловыделяющей сборкой.



Поперечное сечение экспериментального канала с ЭТВС (с указанием наружного диаметра и толщины трубы):  
1 – вытеснитель, 2 – твэл, 3 – чехол ЭТВС, 4 – внешний корпус теплообменника-рекуператора, 5 – тепловой экран, 6 – основной корпус экспериментального канала, 7 – страховочный корпус экспериментального канала

Экспериментальная тепловыделяющая сборка, которую можно рассматривать как фрагмент рабочей кассеты проектируемого реактора, включает тринадцать твэлов. В пучке из тринадцати элементов обеспечены реальные условия охлаждения центрального твэла, среднего и периферийного рядов ЭТВС. При обогащении топлива 1,5–2,0 % по урану-235 коэффициент неравномерности энерговыделения по сечению экспериментальной тепловыделяющей сборки не превышает 1,25, что соответствует требованиям технического задания.

Для предложенной компоновки экспериментального канала с экспериментальной тепловыделяющей сборкой рассчитаны:

- ◆ режимы работы реактора МИР;
- ◆ пространственное распределение температуры твэлов в пучке, температура корпуса экспериментального канала и наиболее нагретых внутрикорпусных элементов конструкции в номинальном режиме испытаний с учётом проектных технологических характеристик первого контура петлевой установки ПГ-1;
- ◆ время работы экспериментального канала в номинальном режиме для набора заданного значения выгорания топлива.

Анализ результатов проведённых расчётов позволяет сделать вывод, что разработанные конструкции экспериментального канала и экспериментальной тепловыделяющей сборки позволяют обеспечить проведение испытаний многоэлементной ЭТВС мощностью до 100 кВт в петлевой установке ПГ-1 реактора МИР в соответствии с требованиями технического задания на эксперимент.

*А.В. Алексеев, О.И. Дреганов,  
С.А. Ильенко, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов*

## ПОДГОТОВКА ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКИ РЕАКТОРА МИР К ИСПЫТАНИЯМ ТВЭЛОВ В СРЕДЕ ГАЗОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В 2013 году продолжились работы по подготовке петлевой установки ПГ-1 реактора МИР к заполнению штатным двухкомпонентным теплоносителем, в среде которого предстоит проводить реакторные испытания экспериментальных твэлов.

После расконсервации петлевой установки ПГ-1 были модернизированы следующие её системы:

- ◆ заполнения и подпитки теплоносителем;
- ◆ возврата удалённого теплоносителя;
- ◆ вакуумирования;
- ◆ пробоотбора и анализа газа.

Перед заполнением первого контура штатной двухкомпонентной смесью внутренние поверхности петлевой установки очищали, используя азотный теплоноситель высокой чистоты с содержанием влаги менее  $10 \text{ см}^3/\text{м}^3$  (ppmv). Подачу азота осуществляли при помощи реконструированной установки разделения сжиженного воздуха методом криогенной ректификации.

Исследование состава примесей в азотном теплоносителе выполняли, применяя современный газоаналитический комплекс, состоящий из двух хроматографических систем «Хромос ГХ-1000» и гигрометра ИВА-9. Данный газоаналитический комплекс позволяет проводить измерения примесного состава теплоносителя на различных этапах отработки технологии поддержания газохимического режима первого контура петлевой установки ПГ-1.

В состав петлевой установки входят алюминиевые газовые баллоны типа LUXFER объемом 40 л каждый, в которые и предполагается закачивать двухкомпонентную смесь. С целью предотвращения попадания примесей в систему первого контура петлевой установки ПГ-1 был проведён входной контроль чистоты внутренних поверхностей этих баллонов, для чего их вакуумировали до остаточного давления 1 Па, а затем заполнили гелием марки 7.0 до давления 0,6–0,8 МПа. В таком состоянии баллоны оставили на двое суток для установления в них газового равновесия. Далее провели анализ примесного состава с помощью многодетекторных хроматографов и гигрометров.

Результаты анализа показали, что в баллонах, помимо гелия, в основном находятся компоненты воздуха, которыми баллоны первоначально были заполнены на заводе-изготовителе. Для уменьшения содержания компонентов воздуха, включая и водяные пары, баллоны повторно вакуумировали до остаточного давления 1 Па и заполнили гелием марки 6.0 до давления 0,7 МПа. Последующий анализ при помощи того же газоаналитического комплекса показал снижение содержания примесей до значений, соответствующих качеству гелия марки 6.0, а содержание водяных паров в баллонах не превышало  $11 \text{ см}^3/\text{м}^3$  (ppmv).

В состав петлевой установки ПГ-1 также входят штатные средства очистки теплоносителя, функционирующие в процессе эксплуатации петлевой установки: байпасный высокотемпературный фильтр для удаления кислорода и низкотемпературный (криогенный) фильтр для удаления влаги. Было показано, что их эффективность следует увеличить, для чего необходимо реализовать режим полнопоточной фильтрации.

При температуре теплоносителя до  $150 \text{ }^\circ\text{C}$  основными примесями являются компоненты воздуха и водяные пары. Экспериментально установлено, что содержание большинства контролируемых примесей в теплоносителе, кроме водяных паров, можно приблизить к их концентрации в исходной двухкомпонентной смеси вакуумированием контура и последующим его заполнением чистым теплоносителем.

При длительном контакте азотного теплоносителя с металлическими поверхностями первого контура петлевой установки ПГ-1 при температуре  $140 \text{ }^\circ\text{C}$  не установлено заметного выхода контролируемых примесей. Подобные исследования в дальнейшем необходимо провести при более высокой температуре при разных значениях мощности петлевой установки ПГ-1.

Необходимо отметить, что наиболее сложной задачей является осушка контура и трубопроводов, так как основное количество влаги, в отличие от других газообразных примесей, в замкнутом объеме содержится не в газовой, а жидкой фазе, адсорбированной на внутренней поверхности стенок элементов оборудования петлевой установки. Температурный диапазон десорбции воды для различных металлов составляет от  $250$  до  $430 \text{ }^\circ\text{C}$ , то есть в обычных условиях на поверхности металла всегда имеется влага.

Было выявлено, что наилучшим способом снижения концентрации паров воды в петлевой установке ПГ-1 на данной стадии подготовки контура (максимальная температура теплоносителя, достигаемая газодувками, не превышает  $150 \text{ }^\circ\text{C}$ ) является многократное повторение циклов: заполнение сухим азотом, циркуляция газодувками с нагревом до  $150 \text{ }^\circ\text{C}$ , сброс горячего газа. Кроме этого, необходима длительная продувка сухим газом трубопроводов, по которым теплоноситель поступает в контур и на анализ.

Выполненный комплекс подготовительных работ позволит провести испытания экспериментальных твэлов в петлевой установке ПГ-1 реактора МИР.

*О.С. Бендерская, В.И. Васильев,  
О.Н. Владимирова, С.А. Двойнишникова*

## ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ПОЛНОМАСШТАБНЫХ ТВЭЛОВ И ТВЭГОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 В РЕЖИМЕ СКАЧКООБРАЗНОГО ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ

При выполнении научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по созданию, модернизации и лицензированию ядерного топлива соответствующие надзорные органы требуют экспериментально обосновывать проектные критерии, определяющие работоспособность тепловыделяющих элементов (ТВЭлов и ТВЭгов) в режимах нормальной эксплуатации, а также в режимах, протекающих с нарушением нормальных условий эксплуатации. Для экспериментального определения критериев по предельно допустимым величинам напряжения в оболочке и давления газообразных продуктов деления внутри ТВЭла, а также верификации расчётных кодов во всем диапазоне эксплуатационных параметров (линейная плотность теплового потока, выгорание топлива) необходимо проведение внутрореакторных испытаний ТВЭлов в режимах со скачкообразным изменением мощности.

В петлевой установке реактора МИР запланирована серия из шестнадцати подобных экспериментов с ТВЭлами и ТВЭгами реактора ВВЭР. По состоянию на конец 2013 года проведено три эксперимента из планируемой серии, первый из которых, получивший условное обозначение NG1, был выполнен в 2012 году.

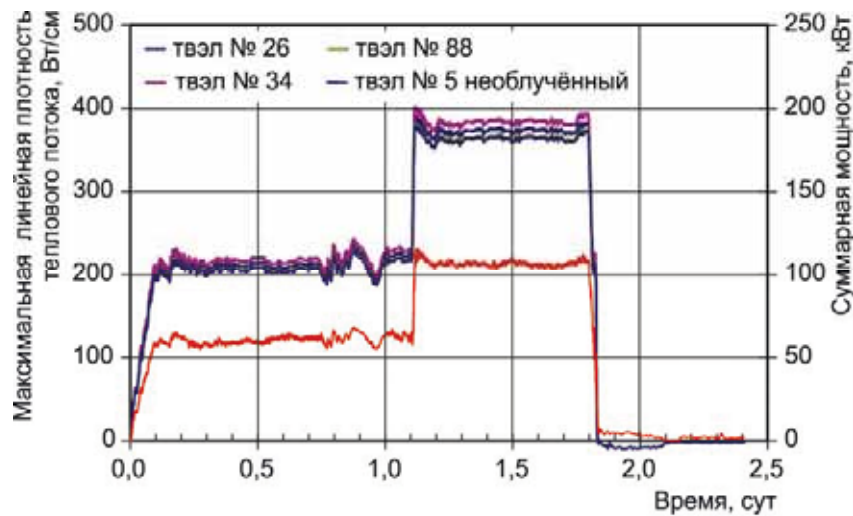
В 2013 году проведены испытания (эксперимент NG2) в режиме скачкообразного изменения мощности трёх полномасштабный ТВЭгов и одного термометрированного ТВЭла реактора ВВЭР-1000 по следующему сценарию:

- ◆ облучение при постоянном значении максимальной линейной плотности теплового потока около 220–230 Вт/см в течение 24 ч;
- ◆ увеличение максимальной линейной плотности теплового потока приблизительно в 1,7 раза примерно за 15 мин;
- ◆ дальнейшее облучение при постоянном значении максимальной линейной плотности теплового потока примерно 375–385 Вт/см в течение около 16 ч.

При испытаниях температура теплоносителя на входе в петлевой канал поддерживалась в диапазоне от 270 до 280 °С, давление теплоносителя на выходе из петлевого канала было около 16 МПа. Для испытаний были отобраны ТВЭги с максимальным выгоранием топлива около 40 МВт-сут/кгU. С целью сравнения экспериментальных результатов сценарии испытаний NG1 и NG2 были практически идентичны. Изменение максимальной линейной плотности теплового потока ТВЭгов в процессе эксперимента NG2 представлено ниже на рисунке.

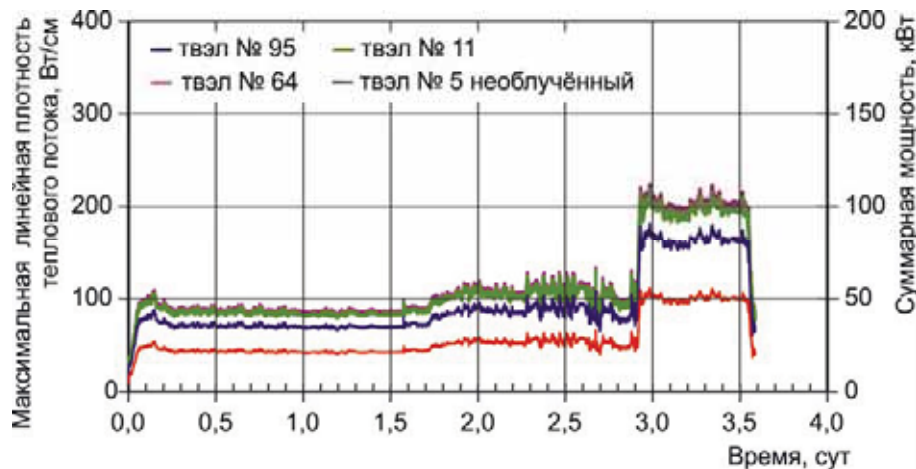
Также в 2013 году в режиме со скачкообразным изменением мощности испытаны три полномасштабных ТВЭла и один термометрированный ТВЭл реактора ВВЭР-1000 с максимальным выгоранием топлива около 78 МВт-сут/кгU. Сценарий этих испытаний (эксперимент NG3):

- ◆ облучение при постоянном значении максимальной линейной плотности теплового потока около 90–110 Вт/см в течение примерно 29 ч;
- ◆ увеличение максимальной линейной плотности теплового потока приблизительно в 2 раза примерно за 25 мин;
- ◆ дальнейшее облучение при постоянном значении максимальной линейной плотности теплового потока примерно 190–210 Вт/см в течение около 16 ч.



Изменение максимальной линейной плотности теплового потока (—, —, —, —) и суммарной мощности (—) облученных и необлученных твэлов / твэгов в процессе эксперимента NG2 со скачкообразным изменением мощности

При испытаниях температура теплоносителя на входе в петлевой канал поддерживалась в диапазоне от 270 до 290 °С, давление теплоносителя на выходе из петлевого канала составляло около 16 МПа. Изменение максимальной линейной плотности теплового потока твэлов в процессе эксперимента NG3 представлено на рисунке.



Изменение максимальной линейной плотности теплового потока (—, —, —, —) и суммарной мощности (—) облученных и необлученных твэлов / твэгов в процессе эксперимента NG3 со скачкообразным изменением мощности

В процессе экспериментов NG2 и NG3 показания штатной системы петлевой установки по контролю герметичности оболочек не превышали допустимых значений, что свидетельствует о сохранении герметичности всех твэгов / твэлов.

Полученные экспериментальные данные могут быть использованы для определения максимально допустимых нагрузок и проверки расчётных кодов, в том числе и при оценке напряженно-деформированного состояния твэгов и твэлов реактора ВВЭР в режимах со скачкообразным изменением мощности.

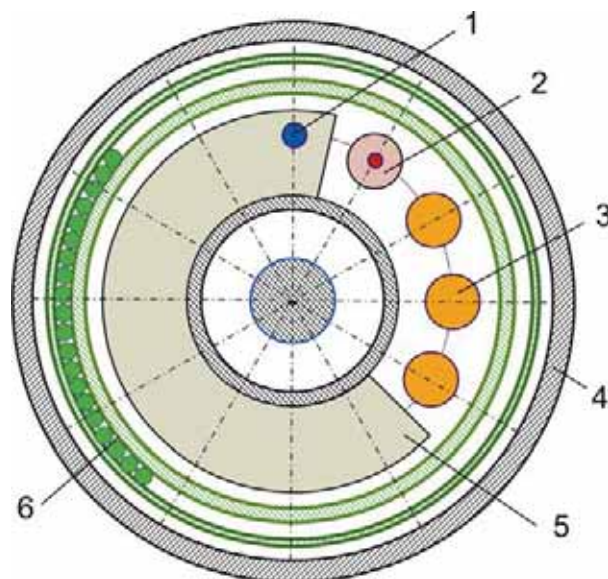
А.Г. Ещеркин, С.В. Лобин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть

## АПРОБАЦИЯ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ МИР ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА ВВЭР В РЕЖИМАХ С ИЗМЕНЕНИЕМ МОЩНОСТИ

При лицензировании новых и модифицированных видов топлива требуются экспериментальные данные для обоснования ряда критериев, характеризующих работоспособность твэлов в режимах как нормальной эксплуатации, так и с нарушением нормальных условий эксплуатации. В отечественной и зарубежной практике исследований работоспособности твэлов важная роль отводится экспериментам со скачкообразным изменением мощности.

Эксперименты подобного типа проводятся с различной скоростью увеличения линейной плотности теплового потока. Ряд зарубежных методик предусматривают, например, испытания при скорости 100–200 (Вт/см)/мин.

Для проведения испытаний топлива в режимах с быстрым изменением линейной плотности теплового потока (со скоростью изменения в диапазоне от 100 до 200 (Вт/см)/мин) в петлевой установке реактора МИР было разработано облучательное устройство, позволяющее проводить испытания как укороченных (рефабрикованных, экспериментальных), так и полномасштабных (длиной примерно до 3,9 м) твэлов реактора ВВЭР. Принципиальная схема облучательного устройства представлена на рисунке.

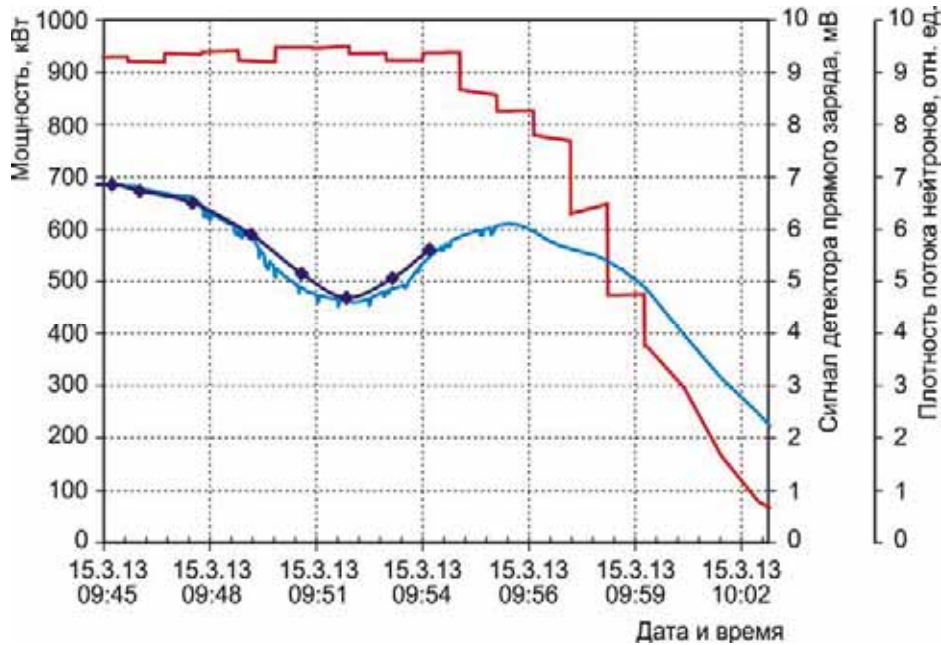


Принципиальная схема облучательного устройства (вид сверху):

- 1 – детектор прямого заряда; 2 – твэл термометрированный;
- 3 – полномасштабный твэл; 4 – корпус петлевого канала;
- 5 – центральная труба с боковым вытеснителем;
- 6 – поглощающий экран

Конструкция облучательного устройства позволяет изменять линейную плотность теплового потока примерно в 2 раза за время менее минуты при постоянной мощности реактора. Изменение происходит за счёт вращения поглощающего экрана вокруг оси облучательного устройства. Вращается экран при помощи вала, соединённого с приводом, который установлен в центральном зале реактора над активной зоной.

Облучательное устройство было апробировано в петлевом канале реактора МИР при постоянном уровне мощности рабочих ТВС, окружающих петлевой канал, после чего в соответствии с программой испытаний была выполнена остановка реактора. На рисунке далее представлено, как менялись некоторые параметры за время проведенного эксперимента: мощность рабочих ТВС; значение сигнала детектора прямого заряда; расчетная плотность потока нейтронов, нормированная на сигнал детектора прямого заряда, соответствующий начальному положению экрана, – при повороте поглощающего экрана облучательного устройства.



Изменение сигнала детектора прямого заряда (—), относительного значения плотности потока нейтронов (—) в месте установки детектора прямого заряда и мощности рабочей ТВС (—) в процессе внутриреакторного эксперимента по апробации облучательного устройства

Одной из важных особенностей предложенного метода изменения мощности является возможность уменьшить погрешность определения линейной плотности теплового потока твэлов, что имеет первостепенное значение в современной практике подобных экспериментов. Для определения мощности твэлов, испытываемых в петлевом канале реактора МИР, применяется метод теплового баланса, при котором учитываются значения мощности тепловых потерь от магистралей между датчиками измерения температуры на входе и выходе из петлевого канала и энерговыделения в конструкционных материалах петлевого канала и облучательного устройства от  $(n, \gamma)$ -излучения. В случае применения облучательного устройства с поглощающим экраном погрешность может быть уменьшена исключением из уравнения теплового баланса вышеописанных слагаемых, что возможно, если известна амплитуда скачкообразного изменения мощности.

Апробация разработанного облучательного устройства показала, что при проведении испытаний твэлов в режимах с изменением мощности возмущающее воздействие на реактор минимально, не нарушаются параметры экспериментов в других петлевых каналах, в том числе и в параллельном петлевом канале той же петлевой установки, что упрощает задачу обеспечения заданных температурных условий подобных испытаний.

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

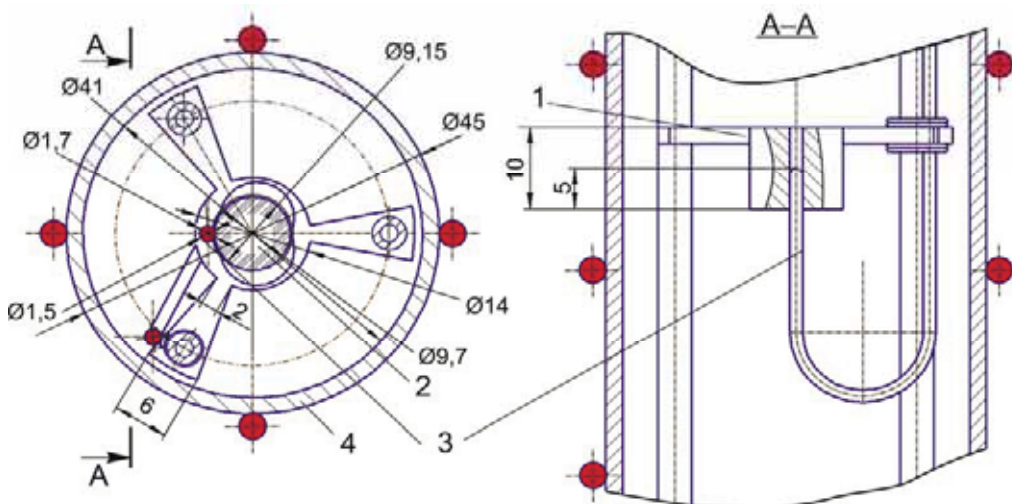
## ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С ВЫСОКИМ ВЫГОРАНИЕМ В УСЛОВИЯХ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В настоящее время одной из актуальных проблем изучения поведения топлива реактора ВВЭР-1000 является получение данных о поведении твэлов с глубоким выгоранием топлива (более 70 МВт·сут/кгU) в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA), особенно информации о том, что происходит с топливным сердечником в момент разрыва оболочки и имеет ли место выход топлива в теплоноситель. Такие данные могут служить основой для выбора предельного значения выгорания топлива во избежание недопустимого загрязнения первого контура реактора в случае наступления максимальной проектной аварии.

В петлевом канале реактора МИР были проведены эксперименты «Большая течь-2» и «Большая течь-3», в которых для экспериментальной тепловыделяющей сборки, состоящей из девятнадцати твэлов, реализованы режимы, характерные для максимальной проектной аварии реактора ВВЭР-1000. Максимальное выгорание топлива экспериментального твэла, разгерметизировавшегося в петлевом канале в процессе разогрева, составляло около 50 МВт·сут/кгU. Разрушения сердечника и выхода топлива в разрыв оболочки при посттестовых исследованиях зафиксировано не было.

В настоящее время в петлевом канале реактора МИР запланирован эксперимент, в котором будет испытан одиночный твэл с выгоранием топлива 72 МВт·сут/кгU. При испытании одиночного твэла отсутствует неравномерность энерговыделения по сечению тепловыделяющей сборки, присущая многоэлементным пучкам твэлов. Обязательным условием эксперимента является измерение температуры оболочки твэла, определяющей развитие и величину её деформации.

На этапе подготовки эксперимента разработано специальное устройство для испытаний ЭТВС в петлевом канале реактора МИР. Поскольку в ОАО «ГНЦ НИИАР» отсутствует технология крепления термоэлектрических преобразователей непосредственно на оболочку облучённого твэла с последующим монтажом линий связи от термоэлектрического преобразователя ко вторичному измерительному прибору, была разработана оригинальная конструкция узла крепления термоэлектрического преобразователя для измерения температуры оболочки (см. рисунок): при установке твэла в дистанционирующие решётки экспериментальной тепловыделяющей сборки оболочка прижимается к рабочему спаю термоэлектрического преобразователя.



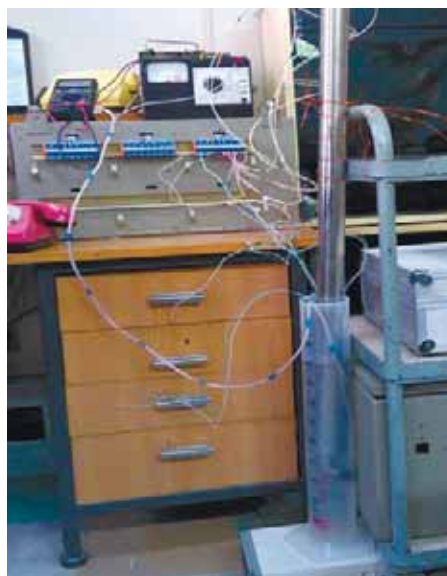
Конструктивная схема узла крепления термоэлектрического преобразователя на оболочке твэла: 1 – дистанционирующая решётка; 2 – твэл; 3 – термоэлектрический преобразователь; 4 – труба с нагревателем



Учитывая важность достоверного определения температуры оболочки твэла, была создана лабораторная модель экспериментальной тепловыделяющей сборки, на примере которой, используя твэл с внутренним электронагревателем, изучены все характеристики узла измерения температуры и разработаны рекомендации для реакторного эксперимента.

На лабораторной модели, представленной на рисунке, также подтверждена правильность принятого технического решения при разработке конструкции экспериментальной тепловыделяющей сборки.

В настоящее время экспериментальное устройство для проведения реакторного эксперимента в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA) в петлевом канале реактора МИР находится на стадии изготовления.



Общий вид лабораторной модели ЭТВС для изучения характеристик узла измерения температуры оболочки твэла

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

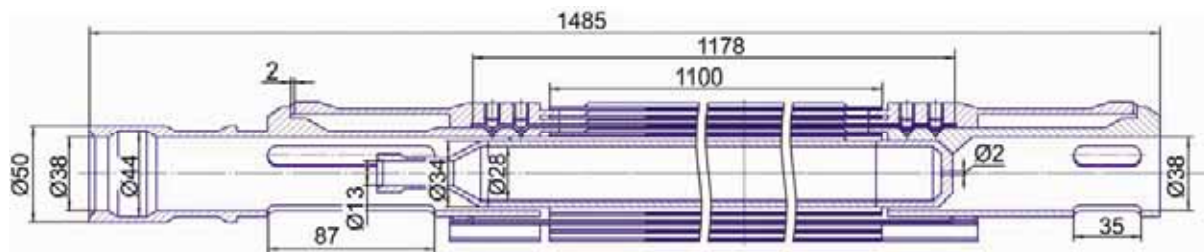
## КОНВЕРСИЯ РЕАКТОРА МИР НА НИЗКООБОГАЩЁННОЕ УРАНОВОЕ ТОПЛИВО

В рамках программы по снижению обогащения топлива для исследовательских и испытательных реакторов RERTR были продолжены расчётные исследования возможности конверсии исследовательского реактора МИР на низкообогащённое урановое топливо. В ходе исследований были рассмотрены два варианта замены штатных тепловыделяющих сборок реактора с высокообогащённым урановым топливом на ТВС с низкообогащённым урановым топливом (обогащение по урану-235 – 19,7 %), содержащим ( $U_9\%Mo + Al$ ) и ( $UO_2 + Al$ ). Основные характеристики ТВС с различным видом топлива представлены в таблице.

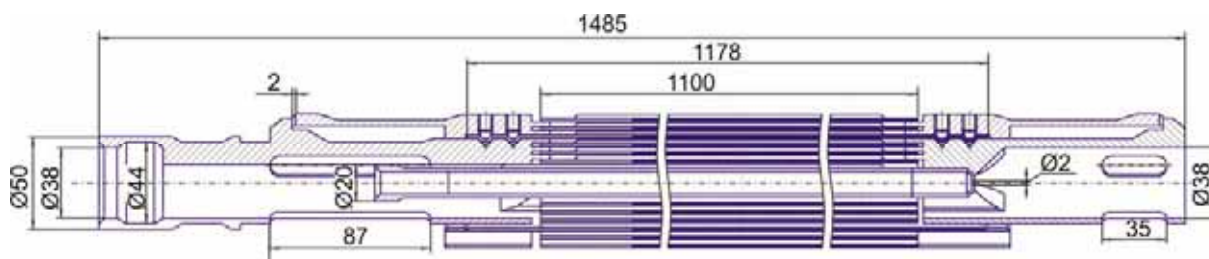
### Характеристики тепловыделяющих сборок с различным видом топлива

| Параметр  | Урановое топливо                 |                  |            |
|---|----------------------------------|------------------|------------|
|   | высокообогащённое<br>$UO_2 + Al$ | низкообогащённое |            |
|   |                                  | $UO_2 + Al$      | $UMo + Al$ |
| Обогащение по урану-235, %                      | 90                               | 19,7             | 19,7       |
| Плотность урана в сердечнике, г/см <sup>3</sup> | 1,01                             | 2,90             | 5,16       |
| Объёмная доля топлива в композиции, отн. ед.    | 0,11                             | 0,317            | 0,33       |
| Масса урана-235 в ТВС, г                        | 350                              | 460              | 460        |
| Толщина, мм:                                    |                                  |                  |            |
| топливного слоя в твэле                         | 0,55                             | 0,94             | 0,66       |
| оболочки твэла                                  | 0,725                            | 0,53             | 0,67       |
| Количество твэлов в ТВС, шт.                    | 4                                | 6                | 4          |

В рамках конверсии реактора МИР разработано техническое задание на проектирование тепловыделяющей сборки с низкообогащённым урановым топливом двух видов, проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты активной зоны реактора в стационарных и аварийных режимах работы. Схематическое изображение конструкции обеих тепловыделяющих сборок приведено ниже на рисунках.

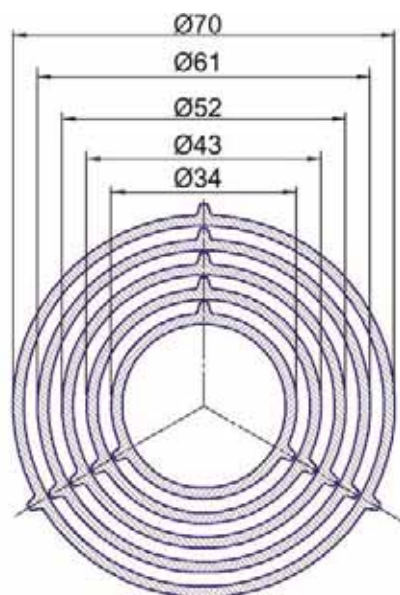


а

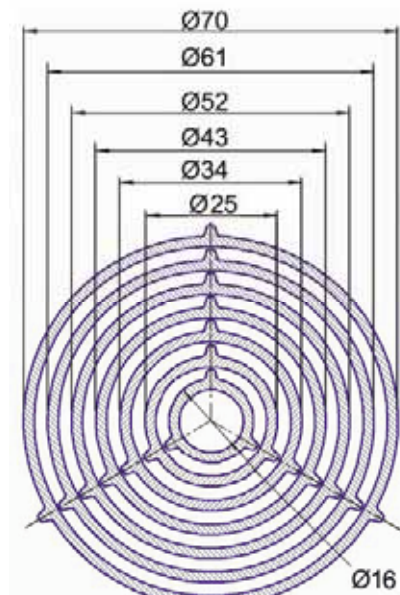


б

Конструктивная схема тепловыделяющей сборки с низкообогащённым урановым топливом: а – (U + 9%Mo + Al); б – (UO<sub>2</sub> + Al)



а



б

Поперечное сечение тепловыделяющей сборки с низкообогащённым урановым топливом: а – (U + 9%Mo + Al); б – (UO<sub>2</sub> + Al)

Результаты расчёта параметров стационарного режима работы и режимов аварийных ситуаций, связанных с разрывом напорного трубопровода первого контура и несанкционированным извлечением компенсирующего стержня максимальной эффективности с проектной скоростью из активной зоны реактора МИР, приведены далее в таблице.

### Характеристики тепловыделяющих сборок с различным видом топлива

| Режим работы   | Топливо    |                      |
|--|------------|----------------------|
|  | U9%Mo + Al | UO <sub>2</sub> + Al |
| <b>Стационарный режим</b>  |            |                      |
| Мощность максимально теплонапряжённой ТВС, МВт   | 3,2        | 3,2                  |
| Скорость теплоносителя, м/с  | 9          | 7,8                  |
| Максимальная температура, °С:  |            |                      |
| топливного сердечника твэла  | 165        | 161                  |
| оболочки твэла   | 159        | 154                  |
| <b>Проектная авария, связанная с нарушением теплоотдачи</b>                                |            |                      |
| Время расплавления максимально теплонапряжённой ТВС, с                                     | 6          | 6                    |
| Максимальная температура оболочки твэла средненапряжённой ТВС, °С                          | 167        | 157                  |
| Время стабилизации режима охлаждения активной зоны, с                                      | 100        | 100                  |
| <b>Проектная авария, связанная с введением реактивности</b>                                |            |                      |
| Максимальная мощность реактора, МВт  | 97,1       | 97,1                 |
| Максимальная температура, °С:  |            |                      |
| топливного сердечника твэла  | 185        | 181                  |
| оболочки твэла   | 176        | 172                  |
| Температура теплоносителя на выходе из рабочего канала, °С                                 | 88         | 87                   |
| Разность между исходной номинальной и максимальной температурами при пиковой нагрузке, °С: |            |                      |
| топливного сердечника твэла  | 20         | 20                   |
| оболочки твэла   | 17         | 18                   |
| Коэффициент запаса до кризиса теплообмена, отн. ед.  | 1,5        | 1,7                  |

Показано, что при разрыве напорного трубопровода первого контура аварийная защита переводит активную зону реактора в подкритическое состояние, а системы аварийного охлаждения реактора обеспечивают безопасный теплоотвод остаточного энерговыделения от всех тепловыделяющих сборок с обоими видами топлива, кроме максимально теплонапряжённой. В максимально теплонапряжённой ТВС на шестой секунде аварии (см. данные соответствующей таблицы) происходит плавление оболочек твэлов как с (UO<sub>2</sub> + Al)-топливом, так и с (U9%Mo + Al)-топливом.

При проектной аварии с несанкционированным извлечением компенсирующего стержня максимальной эффективности требования безопасности удовлетворяются для обоих видов топлива. Аварийная защита способна перевести и поддерживать активную зону реактора в подкритическом состоянии. Температура топливного сердечника и оболочки твэлов при максимальной мощности возрастают примерно на 20 °С (см. данные таблицы), разгерметизации твэлов не происходит.

Как следует из приведённых данных, различие мощностных и температурных параметров стационарного режима работы и режимов аварийных ситуаций, связанных как с разрывом напорного трубопровода первого контура реактора, так и с несанкционированным извлечением компенсирующего стержня максимальной эффективности из активной зоны, для обоих видов топлива незначительно.

Таким образом, ни один из видов низкообогащённого уранового топлива (как на основе  $(UO_2 + Al)$ , так и  $(U9\%Mo + Al)$ ) не обладает существенным преимуществом по нейтронно-физическим и теплогидравлическим характеристикам перед другим.

*А.Л. Ижумов, В.А. Старков, В.В. Пименов*

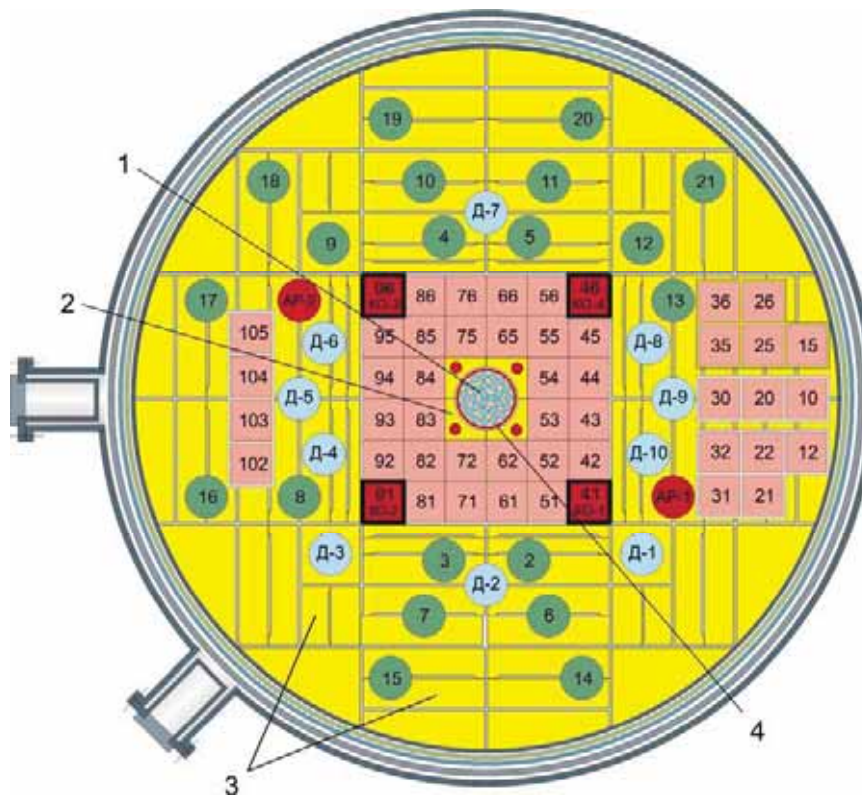
## РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО РЕСУРСА ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ

Высокопоточный исследовательский реактор СМ успешно работает с 1961 года. С момента пуска и до настоящего времени реактор неоднократно модернизировался, но основные физические решения, заложенные в его конструкцию, при этом всегда сохранялись.

Новый этап эксплуатации реактора СМ начался после реконструкции, проведённой в 1991–1993 годах. Безопасность реактора была повышена не только за счёт изготовления нового корпуса, размещённого внутри старого (последний используется как страховочный), но и путём внедрения целого ряда современных инженерно-технических решений и усовершенствования технологических систем, в результате чего вероятность аварийных ситуаций, связанных с работоспособностью материалов, резко снизилась.



Центральный зал реактора СМ



Картограмма активной зоны реактора СМ:

1 – центральный бериллиевый блок; 2 – бериллиевые вкладыши; 3 – бериллиевые блоки отражателя; 4 – центральный компенсирующий орган; 5 (Д-1) – ячейка экспериментального канала; 41 (КО-1) – компенсирующий орган; АР-1 – рабочий орган аварийного регулирования; 61 – ячейка активной зоны с ТВС; АР-2 – рабочий орган аварийного регулирования в бериллиевом вкладыше

Известно, что основным конструкционным материалом, из которого изготовлены корпус, ряд внутрикорпусных устройств и элементов активной зоны реактора СМ, является аустенитная сталь марки Х18Н10Т. Особенности радиационного упрочнения и снижения пластичности этой стали в рабочем температурном интервале эксплуатации элементов реактора ещё не были хорошо известны на стадии проектирования и создания реактора. Поэтому большое значение для повышения безопасности реактора имел также тот факт, что был расширен объём знаний об изменении физико-механических свойств сталей этого типа с ростом повреждающей дозы в температурном интервале эксплуатации (50–80 °С). Все это позволило надёжно прогнозировать работоспособность труднодемонтируемых элементов реактора, увеличить их срок службы и обосновать продление назначенного ресурса центральной зоны реактора СМ.

Аналогичная задача в очередной раз возникла в преддверии завершения двадцатилетнего (после реконструкции 1991–1993 годов) этапа успешной безопасной эксплуатации реактора. Для достижения поставленной цели был проведён анализ технического состояния; условий работы, включая параметры водно-химического режима, нейтронно-физические и температурные характеристики; результатов эксплуатации центральной зоны реактора СМ на момент времени, соответствующий концу 2013 года, и сделаны прогнозные оценки на период до 2018 года.

Анализ данных визуального осмотра элементов центральной зоны реактора в доступных местах и измерений основных реперных расстояний от верхнего торца поворотного круга до основных частей центральной зоны позволил сделать следующие выводы:

1. Коррозионное и механическое повреждение элементов центральной зоны по результатам визуального осмотра не обнаружено.
2. Измеренные реперные отметки взаимного расположения элементов активной зоны реактора находятся в пределах погрешности их определения ( $\pm 5$  мм) и соответствуют проектным данным. Значимых деформаций и повреждений элементов центральной зоны реактора после двадцатилетнего срока эксплуатации не выявлено.
3. Полученные результаты свидетельствует об удовлетворительном техническом состоянии и возможности дальнейшей эксплуатации элементов центральной зоны реактора.

Анализ результатов расчёта прочности элементов конструкции центральной зоны реактора СМ, выполненного с использованием программных средств пакета ANSYS, показал, что в соответствии с ПНАЭ Г-7-002-86\*:

- ◆ требования по оценке статической прочности с позиций допуска к дальнейшей эксплуатации элементов несущей конструкции центральной зоны обеспечиваются;
- ◆ условие по сопротивлению хрупкому разрушению элементов несущей конструкции центральной зоны выполняется;
- ◆ максимальная суммарная циклическая повреждаемость для элемента центральной зоны с наибольшими амплитудами напряжения (для значения повреждающей дозы от нейтронного облучения 41,5 сна) по состоянию на 01.01.2018 г. составит 0,605 отн. ед., что удовлетворяет условию циклической прочности.

Расчётные оценки разрушающего напряжения при коррозионном растрескивании, а также скорости роста трещин в результате «усталости» материала, учитывающие влияние нейтронного облучения и параметров водно-химического режима, выполнены с использованием известных расчётно-экспериментальных моделей. Эти оценки показали малую вероятность перечисленных процессов, инициированных облучением, при достигнутых повреждающих дозах в условиях поддержания качественных показателей теплоносителя первого контура реактора.

Проведённый анализ технического состояния центральной зоны реактора СМ и расчётно-экспериментальные исследования подтвердили возможность продления ресурса конструктивных элементов центральной зоны до начала 2018 года при условии обеспечения режимов эксплуатации в соответствии с регламентом и инструкциями и выполнения периодических осмотров и обследований состояния элементов в период ежегодных планово-предупредительных ремонтов.

*А.Л. Петелин, А.Л. Ижutow, С.В. Романовский,  
В.К. Шамардин, С.А. Сазонтов, В.В. Пименов,  
В.А. Узиков, Л.П. Захарова, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев*

\* Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). Государственный комитет СССР по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике. – М: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.

## РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ КОРРОЗИОННОГО РАСТРЕСКИВАНИЯ ПОД НАПРЯЖЕНИЕМ СПЛАВА INCONEL 718 ПРИ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ СМ

В соответствии с техническим заданием по контракту с французской компанией «Арева» разработана конструкторская документация на облучательное устройство для проведения испытаний образцов из сплава Inconel 718 в среднем (облучательное устройство № 1) и ближнем (облучательное устройство № 2) от активной зоны рядах ячеек отражателя реактора СМ, а также на специальные стенды сопровождения экспериментов. Для облучательного устройства № 1 плотность потока быстрых (с энергией более 1 МэВ) нейтронов должна составлять  $(0,8-1,6)10^{13} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ , для облучательного устройства № 2 она должна быть  $(0,7-1,4)10^{14} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ , а температура облучения должна составлять 300 °С без поверхностного кипения на образцах.

С целью обеспечения требуемых параметров внутриреакторных исследований проведены вариационные нейтронно- и теплофизические расчёты разработанных конструкций облучательных устройств. Оптимизированы размеры радиационных нагревательных блоков и разделителя потока теплоносителя.

Результаты расчётов позволяют обосновать возможность проведения испытаний образцов из сплава Inconel 718 на коррозионное растрескивание под напряжением в ампульном канале с естественной циркуляцией теплоносителя при заданных температурных режимах на образцах без поверхностного кипения в условиях водно-химического режима, характерного для реакторов PWR.

*С.В. Серёдкин, П.С. Палачёв, Н.Ю. Марихин,  
Д.А. Федотова, В.А. Узиков, Т.А. Осипова, Г.Д. Гатауллина*

## ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРОВ ПРИ ПРОДЛЕНИИ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ

При продлении срока эксплуатации конструкций оборудования реакторов расчёты на прочность, определяющие выполнение требований нормативной документации, являются ключевыми.

В 2013 году были выполнены расчёты на прочность, необходимые для обоснования продления срока эксплуатации следующего действующего оборудования исследовательских реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР»:

- ◆ сосудов, работающих под давлением, электролизной установки реактора ВК-50;
- ◆ решётки в сборе критического стенда реактора МИР;
- ◆ опорных конструкций центральной зоны реактора СМ.

Основная цель расчётов прочности сосудов под давлением – это оценка их прочности согласно требованиям НП 044-03 [1] и ПБ 03-598-03 [2].

В задачу расчёта прочности решётки в сборе и опорных конструкций центральной зоны реактора СМ входила оценка прочности в соответствии с ПНАЭ Г-7-002-86 [3] и НП 024-200 [4], соблюдение требований которых обязательно на объектах атомных энергетических установок.

Для проведения вышеупомянутых расчётов прочности металлоконструкций в условиях жёстких ограничений по срокам их выполнения использовался программный комплекс ANSYS (версия 13.0). Универсальная программная система конечно-элементного анализа ANSYS является современным средством компьютерного моделирования, обладает необходимой мобильностью и гибкостью и даёт полную информацию о распределении деформации и напряжения во всём объёме исследуемой конструкции.

Процесс анализа напряжённо-деформированного состояния деталей конструкции состоял из следующих этапов:

1. Разработка в CAD-системе 3D-моделей.
2. Перемещение геометрической модели из CAD-системы в ANSYS в формате, поддерживаемом ANSYS.
3. Построение в препроцессоре ANSYS конечно-элементной сетки геометрических моделей элементов конструкций.
4. Задание свойств материалов, нагрузки и граничных условий.
5. Расчёт температурных полей и перемещение данных в ANSYS.
6. Определение расчётного инструмента (решателя) и его настройка под определённую задачу.
7. Представление результатов расчётов в компактной и наглядной форме.

Расчёты напряжённо-деформированного состояния были выполнены в упругопластической постановке (при упругопластическом деформировании материалов). Условием перехода к пластичности принималось равенство напряжения в пластическом состоянии пределу текучести. Это свидетельствует о пластическом деформировании поверхностного слоя, наличии остаточного напряжения, изменении механических свойств материала.

Упругопластический расчёт распределений полей напряжения и деформации существенно уточнил результаты, полученные ранее в упругой постановке.

Для того чтобы описать поведение конструкции в области пластичности, программный комплекс ANSYS имеет несколько опций. Учитывая характер экспериментальной кривой зависимости напряжения от деформации, показанной ниже на рисунке, для задания свойств материала центральной зоны используется опция полилинейного изотропного упрочнения (Multilinear Isotropic Hardening).

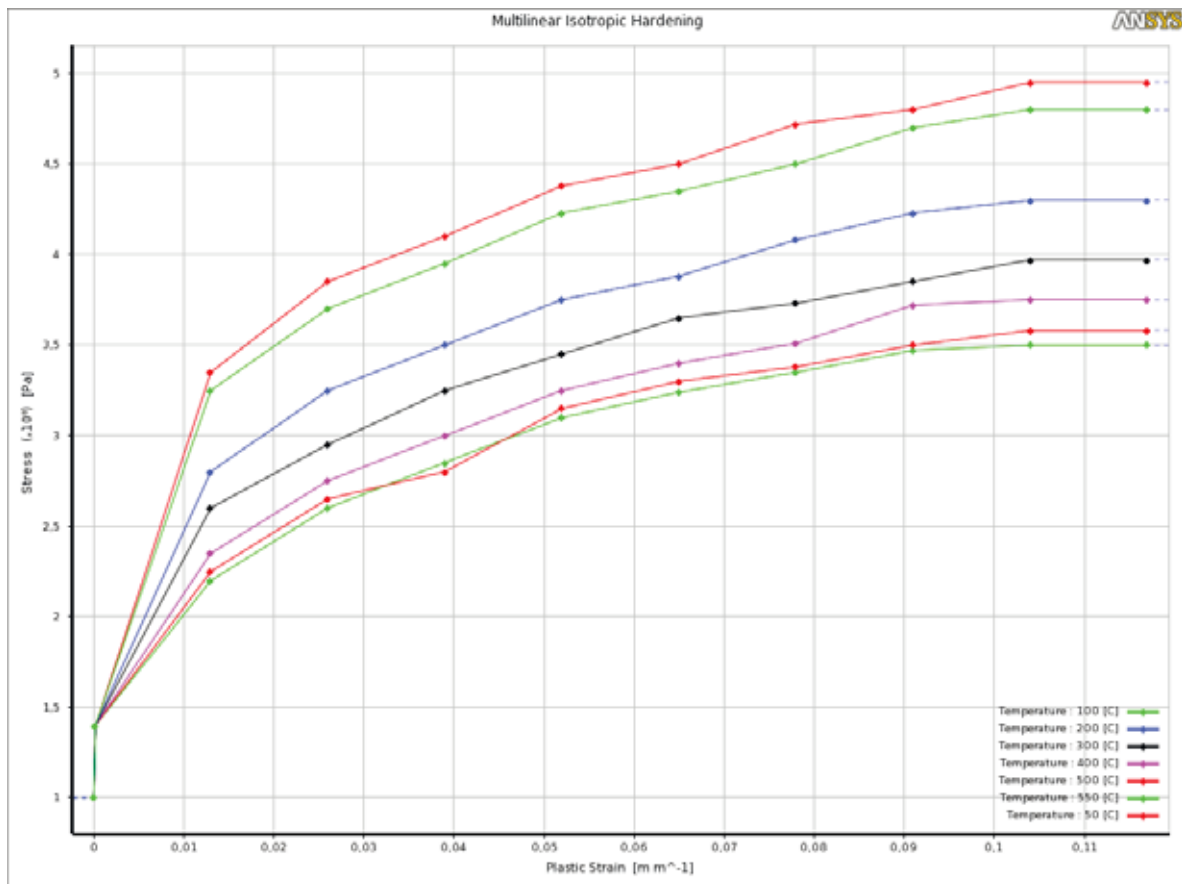
При значительной неравномерности распределения температуры как по толщине элементов, так и в радиальном направлении проводится связанный термпрочностной анализ несущих конструкций центральной зоны с использованием программных средств конечно-элементного пакета ANSYS.

Расчёты показали, что при данных условиях эксплуатации и приложенных нагрузках с использованием номинальных допускаемых значений напряжения и гарантированных значений предела прочности и предела текучести рассматриваемые конструкции удовлетворяют условиям прочности нормативной документации.

Актуальна возможность относительно простой реализации в ANSYS расчётов конструкций, поскольку в последнее время именно метод конечных элементов в конструкторских расчётах используют вместо традиционных расчётов прочности, тем самым упрощая и ускоряя сам процесс расчёта.



Значения напряжённо-деформированного состояния элементов рассматриваемых конструкций, выявленные в процессе расчётов, являются основой для обоснования безопасности и оценки долговечности, ремонтпригодности и гарантийного срока службы, а также продления назначенного срока эксплуатации с учётом принятых запасов прочности.



Вид рабочего окна программы  
с изображением кривых деформирования стали марки XH55MBЦ

Достоверность результатов проведённых исследований подтверждается положительным опытом расчётов металлоконструкций, выполненных в исходной версии ANSYS (13.0) и аттестованных отечественных программах.

Приемлемая скорость работы решателей ANSYS позволяет выполнять многовариантные расчёты прочности в условиях жёстких временных ограничений. Например, на персональном компьютере продолжительность счёта линейной задачи на  $10^6$  элементов составляет 4 мин, а нелинейной на  $5,5 \cdot 10^4$  элементов – 11 мин. При такой быстроте действия вполне реально, рассматривая различные варианты конструкции, хорошо изучить степень влияния на результаты расчёта различных параметров нагружения, что в итоге повышает уровень надёжности результатов расчёта.

#### Список литературы

1. Правила устройства и безопасной эксплуатации сосудов, работающих под давлением, для объектов использования атомной энергии (НП 044-03). Федеральный горный и промышленный надзор России. – М.: Федеральное государственное унитарное предприятие

- «Научно-технический центр по безопасности в промышленности Госгортехнадзора России», 2004. – 69 с.
2. Правила безопасности при производстве водорода методом электролиза воды (ПБ 03-598-03). Федеральный горный и промышленный надзор России. – М.: Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-технический центр по безопасности в промышленности Госгортехнадзора России», 2004. – 115 с.
  3. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). Государственный комитет СССР по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике. – М: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
  4. Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии (НП 024-2000). Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности. – М.: Госатомнадзор России, 2000. – 10 с.

*Л.П. Захарова, Н.В. Куреев*

## АНАЛИЗ И ОЦЕНКА СПЕКТРАЛЬНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКЕ РЕАКТОРА СМ С ВОДЯНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ

Данная работа проводилась с целью обеспечения потребностей предприятий и организаций отрасли достоверными оценёнными и аттестованными данными для нейтронно-физического сопровождения экспериментов по радиационному материаловедению, получения радионуклидов, в том числе далёких трансурановых элементов, и исследований в области ядерной физики.

Экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик в нейтронной ловушке реактора СМ были проведены до замены твэлов активной зоны на новые (до 2004 года). В последующий период времени подобных экспериментов не проводили. Поперечное сечение центральной замедляющей полости реактора СМ показано на рисунке.

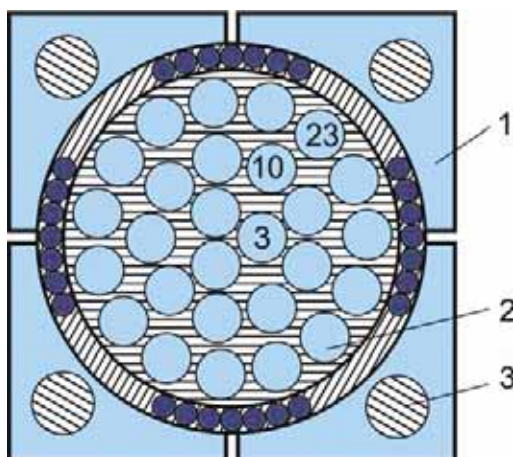


Схема нейтронной ловушки реактора СМ: 1 – бериллиевый вкладыш; 2 – ячейки сепаратора (3, 10, 23 – ячейки, где проводились измерения); 3 – стержень аварийной защиты

При организации нейтронных измерений использовали комплекс методик, основанных на нейтронно-активационном методе и разработанных совместно с ФГАОУ ВПО «НИЯУ „МИФИ”» и ФГУП «ВНИИФТРИ». Комплекс включает методики измерений абсолютной активности, а также методики и программы обработки экспериментальных данных с целью определения скорости реакций, восстановления энергетических спектров нейтронов и получения значений абсолютной плотности потока тепловых и быстрых нейтронов.

Для реактора СМ использованы специально изготовленные и аттестованные по числу ядер с погрешностью 1–2 % спектрометрические наборы активационных детекторов СН-0, СН-С. Энергетическая чувствительность детекторов перекрывала диапазон по энергии нейтронов ( $10^{-8}$ –20 МэВ).

При спектрометрии нейтронов использовались следующие пороговые реакции:  $^{115}\text{In}(n, n')$ ,  $^{58}\text{Ni}(n, p)$ ,  $^{54}\text{Fe}(n, p)$ ,  $^{46}\text{Ti}(n, p)$ ,  $^{47}\text{Ti}(n, p)$ ,  $^{48}\text{Ti}(n, p)$ ,  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$ ,  $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$ ,  $^{93}\text{Nb}(n, 2n)$ . В области низких энергий реализованы  $(n, \gamma)$ -реакции:  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ ,  $^{115}\text{In}(n, \gamma)$ ,  $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)$ ,  $^{59}\text{Co}(n, \gamma)$ ,  $^{55}\text{Mn}(n, \gamma)$ ,  $^{139}\text{La}(n, \gamma)$ ,  $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)$ ,  $^{93}\text{Nb}(n, \gamma)$ ,  $^{45}\text{Sc}(n, \gamma)$ ,  $^{23}\text{Na}(n, \gamma)$ . Наборы нейтронно-активационных детекторов, реализующих  $(n, \gamma)$ -реакции, облучали в алюминиевых и кадмиевых экранах.

Нейтронно-активационный метод измерений включает в себя:

- ◆ облучение нейтронно-активационного детектора в нейтронном поле;
- ◆ измерение наведённой активности по избранной реакции;
- ◆ расчёт активационных интегралов (скорости реакции);
- ◆ определение характеристик нейтронного поля.

Активация детекторов была проведена в трёх ячейках нейтронной ловушки: третьей, десятой и двадцать третьей. После загрузки всех ампул с мониторами в ячейки нейтронной ловушки реактор выводился на мощность примерно 4,5 МВт. Время облучения составило 2,5 ч на постоянной мощности и около 15 мин дополнительно (с учётом времени выхода на мощность и её снижение). Контроль мощности во время облучения проводился с помощью трёх ионизационных камер, входящих в систему управления реактора СМ. Погрешность контроля мощности реактора составила  $\pm 3\%$ .

Время от конца облучения до начала измерений – приблизительно 3 ч, что обеспечило возможность измерения активности для короткоживущих радионуклидов  $^{115}\text{In}(n, n')$ ,  $^{115\text{m}}\text{In}$  и  $^{55}\text{Mn}(n, \gamma)$ ,  $^{56}\text{Mn}$ . Для нормировки экспериментальных данных на значение реальной мощности реактора, равное 90 МВт, ограниченные наборы нейтронно-активационных детекторов были облучены на нескольких уровнях мощности в пятом канале бериллиевого отражателя реактора СМ. Погрешность нормировки учитывалась при обработке результатов.

Измерение активности облучённых нейтронно-активационных детекторов проводили на гамма-спектрометре с детектором из сверхчистого германия (HPGe) типа GEM-25185-P и многоканальным анализатором DSPECplus фирмы «EG&ORTEC». Спектрометр был откалиброван по чувствительности с помощью образцовых стандартных источников гамма-излучения. Полная неопределённость результатов калибровки в диапазоне энергии фотонного излучения от 100 кэВ до 2,0 МэВ составила 1,6 %.

Активность отдельного нейтронно-активационного детектора на момент измерения связана с числом импульсов в пик полного поглощения от фотонов с энергией  $E$  следующим соотношением:

$$A = Si \cdot k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot k_4 \cdot k_5 / \varepsilon(E_i) \cdot P \cdot \gamma \cdot t,$$

где  $A$  – активность отдельного нейтронно-активационного детектора, Бк;  
 $S_i$  – число импульсов в пик полного поглощения с вычетом значений фона;  
 $k_1, k_2, k_3, k_4, k_5$  – поправки, вводимые в зависимости от условий измерений, на самопоглощение фотонов в материале нейтронно-активационного детектора, распад радионуклида во время измерения; просчёты измерительной аппаратуры; суммирование каскадных фотонов в детекторе; отличие размеров нейтронно-активационного детектора от размеров калибровочных источников соответственно, отн. ед.;  
 $\varepsilon(E_i)$  – абсолютная чувствительность регистрации фотонов с энергией  $E_i$ , 1/имп.;  
 $E$  – энергия фотонного излучения, МэВ;  
 $P_\gamma$  – квантовый выход фотонов на распад, %;  
 $t$  – время измерений, с.

Проведённый анализ величины поправок показал, что максимальное значение каждой из них не превышает 2 %. Суммарная погрешность определения скорости реакций находится в пределах 2,5–4 %.

На основе обработки экспериментальных значений скорости реакций открытых и экранированных нейтронно-активационных детекторов, реализующих  $(n, \gamma)$ -реакции, получены значения плотности потока тепловых и надтепловых нейтронов и параметров надтеплого спектра нейтронов. Плотность потока тепловых нейтронов выражена в виде следующих характеристик:

$\Phi_T$  – плотность потока в соответствии с максвелловской формой спектра тепловых нейтронов при эффективной температуре нейтронов, равной 370 К;

$\Phi_{ГР}$  – полная плотность потока в интервале энергии нейтронов 0–0,5 эВ;

$\Phi_{НТ}$  – плотность потока надтепловых нейтронов с энергией приблизительно 1 эВ на единицу летаргии;

$\beta$  – параметр спектра надтепловых нейтронов.

Значения перечисленных характеристик для трёх ячеек нейтронной ловушки при мощности реактора, равной 90 МВт, приведены в таблице.

#### Характеристики нейтронного поля в ячейках нейтронной ловушки

| Параметр          | Номер ячейки*                |                              |                              |
|-------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|
|                   | 3                            | 10                           | 23                           |
| $\Phi_{ГР}$ , МэВ | $2,26 \cdot 10^{15} (\pm 4)$ | $2,12 \cdot 10^{15} (\pm 3)$ | $1,83 \cdot 10^{15} (\pm 4)$ |
| $\Phi_T$ , МэВ    | $1,96 \cdot 10^{15} (\pm 3)$ | $1,61 \cdot 10^{15} (\pm 3)$ | $1,59 \cdot 10^{15} (\pm 3)$ |
| $\Phi_{НТ}$ , МэВ | $1,31 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ | $1,00 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ | $1,23 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ |
| $\beta$           | –0,068                       | –0,055                       | –0,049                       |

\* В скобках указана погрешность, %.

Совокупность значений скорости реакций пороговых и экранированных нейтронно-активационных детекторов, реализующих  $(n, \gamma)$ -реакции, применяют для восстановления энергетических спектров нейтронов в диапазоне энергии от 0,5 эВ до 20 МэВ. В качестве программы восстановления использован информационно-вычислительный комплекс MIXER, реализующий метод направленного расхождения. Он содержит библиотеку

рекомендованных дифференциальных сечений РНМФ-97, собственную библиотеку дифференциальных сечений MIXER, сечения из дозиметрического файла IRDF-90 (The International Reactor Dosimetry File). Следует отметить, что дифференциальные сечения реакций из библиотек перед аттестацией корректировались с помощью специальных измерений в опорных нейтронных полях (спектр мгновенных нейтронов деления урана-235 тепловыми нейтронами и спектр спонтанного деления калифорния-252). В качестве априорных спектров можно использовать большой набор расчётных и экспериментальных реакторных спектров, а также библиотеку рекомендованных реакторных спектров РСФ-89. Комплекс прошёл аттестацию по специальной программе в ФГУП «ВНИИФТРИ».

Энергетические спектры нейтронов, нормированные на значение мощности реактора СМ, равное 90 МВт, позволили получить интегральные значения плотности потоков быстрых нейтронов в трёх ячейках при различных пороговых значениях энергии. Эти значения приведены в таблице ниже.

### Спектральные характеристики нейтронного поля в ячейках нейтронной ловушки

| Диапазон энергии нейтронов, МэВ | Номер ячейки*                |                              |                              |
|---------------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|
|                                 | 3                            | 10                           | 23                           |
| Свыше $5 \cdot 10^{-7}$         | $2,66 \cdot 10^{15} (\pm 5)$ | $2,82 \cdot 10^{15} (\pm 5)$ | $3,05 \cdot 10^{15} (\pm 5)$ |
| Свыше 0,1                       | $1,22 \cdot 10^{15} (\pm 4)$ | $1,30 \cdot 10^{15} (\pm 4)$ | $1,41 \cdot 10^{15} (\pm 4)$ |
| Свыше 0,5                       | $8,00 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ | $8,23 \cdot 10^{14} (\pm 4)$ | $8,92 \cdot 10^{14} (\pm 4)$ |
| Свыше 1,0                       | $5,12 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ | $5,26 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ | $5,66 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ |
| Свыше 3,0                       | $1,09 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ | $1,13 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ | $1,20 \cdot 10^{14} (\pm 3)$ |
| $10^{-8}$ –20                   | $4,92 \cdot 10^{15} (\pm 7)$ | $4,94 \cdot 10^{15} (\pm 7)$ | $4,88 \cdot 10^{15} (\pm 7)$ |

\* В скобках указана погрешность, %.

Интересным фактом является то, что суммарное число нейтронов в трёх рядах нейтронной ловушки сохраняется в пределах погрешности постоянным. Это можно объяснить слабым поглощением нейтронов внутренней конструкцией нейтронной ловушки.

В результате выполненной работы проанализированы ранее полученные экспериментальные данные по плотности потока нейтронов, дифференциальным и интегральным спектрам нейтронов в трех ячейках нейтронной ловушки реактора СМ с водяным замедлителем, выполнена оценка погрешности определения этих данных.

Достоверность полученных экспериментальных данных подтверждается использованием ранее аттестованных методик, средств измерений и обработки результатов, а также практическим применением при нейтронно-дозиметрическом сопровождении испытаний в реакторе СМ на протяжении десяти лет.

Полученные характеристики нейтронных полей в трёх ячейках нейтронной ловушки реактора СМ представлены в Межведомственную комиссию по аттестации стандартных справочных данных.

*Л.А. Вольская, Е.Е. Лебедева, Д.К. Рязанов*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛЗУЧЕСТИ, КРАТКОВРЕМЕННЫХ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И ДЛИТЕЛЬНОЙ ПРОЧНОСТИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В УСЛОВИЯХ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ РБТ-6

Изучение механических характеристик материалов, эксплуатируемых в сложных температурных и силовых режимах при воздействии радиационно-повреждающих факторов, является важной и актуальной задачей исследований, проводимых в ОАО «ГНЦ НИИАР». Свойства таких материалов определяют конструктивную прочность и работоспособность отдельных элементов и изделий атомной техники в целом, но изучены эти свойства недостаточно хорошо. Особенно важны такие исследования для вновь создаваемых материалов. С целью изучения характеристик разрабатываемых сплавов в рамках договоров с ООО «Инженерный центр конструкционных материалов „Прометей-Атом”» (г. Санкт-Петербург) сотрудниками нашего института был выполнен ряд исследований.

Проведены испытания образцов из сплава ВЖ159-ИД на ползучесть при напряжении 43–96 МПа и последующие кратковременные механические испытания с разрывом образцов в условиях нейтронного облучения в реакторе РБТ-6 при температуре 850 °С. Плотность потока быстрых (с энергией более 0,1 МэВ) нейтронов в реакторе РБТ-6 составила  $5,6 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . В результате были получены экспериментальные данные о зависимости деформации ползучести от времени испытаний и значения кратковременных характеристик исследуемого сплава при растяжении с использованием установки «Нейтрон-8».

Был выполнен анализ результатов проведённых исследований. Сопоставлены значения скорости установившейся ползучести и накопленной деформации испытанных образцов в зависимости от заданного уровня напряжения. Определены механические характеристики, полученные при кратковременных испытаниях с разрывом образцов. Было показано, что характер разрушения образцов различается в зависимости от величины нагрузки, приложенной на этапе предварительных испытаний на ползучесть. Это различие связано с проявлением эффектов радиационного упрочнения и охрупчивания материала образца.

Продолжены испытания газонаполненных трубчатых образцов в рамках исследования влияния облучения на длительную прочность металла сварного шва стали марки X18H9. Цель данной работы – сравнительные исследования зависимости длительной прочности от времени испытаний трубчатых образцов из основного металла стали марки X18H9 и металла её сварных швов, подвергнутых термическому старению в процессе эксплуатации, при нагружении давлением в реакторе РБТ-6 и вне реактора. Результаты исследований были необходимы для расчётного обоснования возможности продлить эксплуатационный ресурс элементов конструкции ядерной энергетической установки БН-600.

Облучение проводили в центральных каналах активной зоны реактора РБТ-6 при плотности потока быстрых (с энергией более 0,1 МэВ) нейтронов  $5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$  в среде гелия. Температура испытаний составляла 550–600 °С, интенсивность напряжения

в образцах – 70–260 МПа в зависимости от условий испытаний. В процессе испытаний определяли время разрушения образцов при различных условиях их нагружения.

В результате исследований были получены экспериментальные данные о времени разрушения газонаполненных образцов в условиях облучения и без облучения при разных значениях напряжения в образцах, определена зависимость длительной прочности от времени разрушения (долговечности).

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

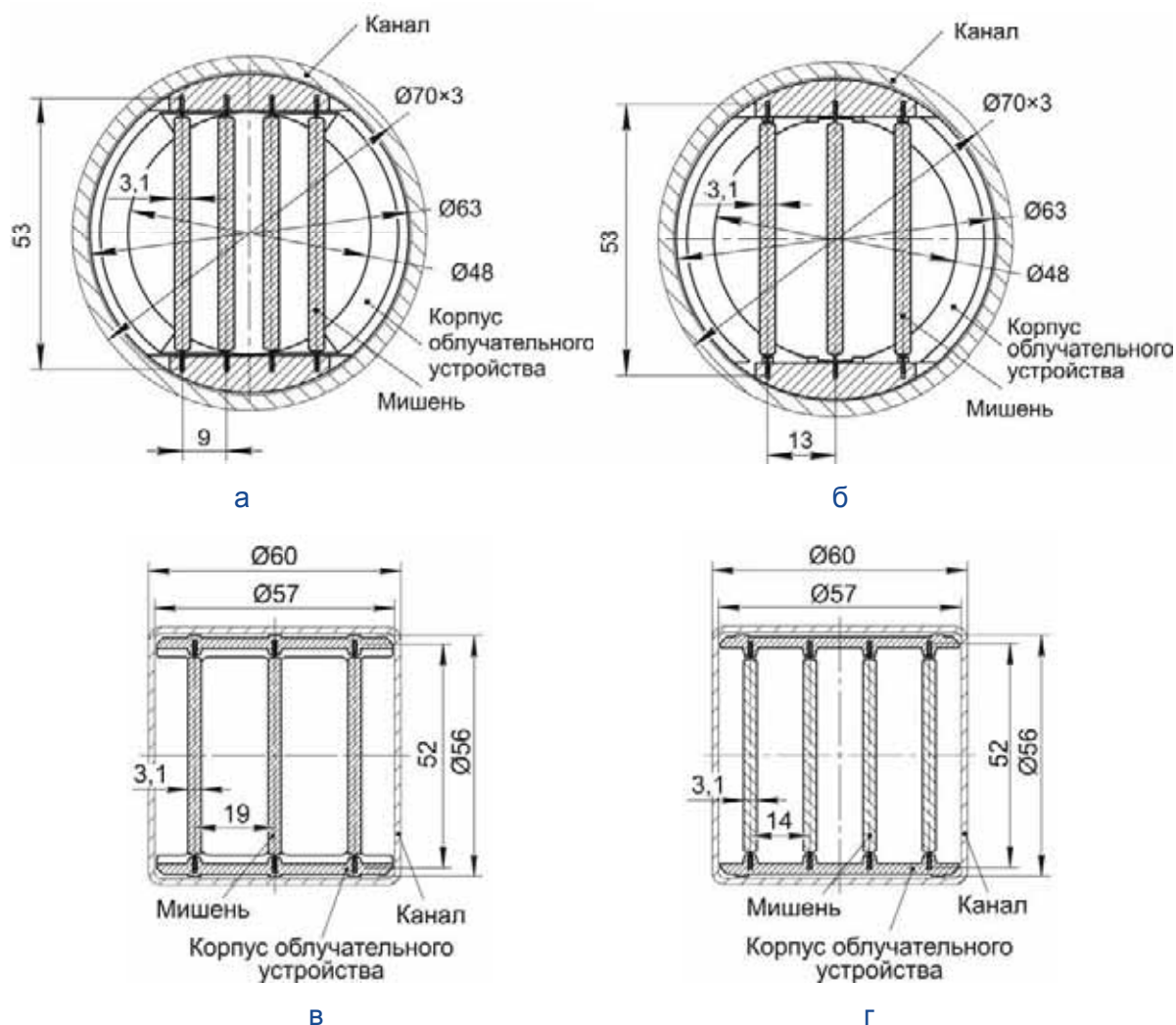
## РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РЕЖИМОВ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРАХ БАССЕЙНОВОГО ТИПА МИШЕНЕЙ С НИЗКООБОГАЩЁННЫМ УРАНОМ ДЛЯ НАРАБОТКИ МОЛИБДЕНА-99

В связи с необходимостью снижения обогащения урана, используемого для накопления осколочного молибдена-99, были выполнены расчётные исследования режимов облучения пластинчатых мишеней на основе низкообогащённого уранового топлива в составе вновь разработанных облучательных устройств двух типов: первого (с тремя мишенями) и второго (с четырьмя мишенями).

### Основные характеристики мишеней в облучательных устройствах

| Параметр  | Тип облучательного устройства            |       |
|---|--|-------|
|   | 1  | 2     |
| Число мишеней в облучательном устройстве              | 3  | 4     |
| Размеры мишени (длина, ширина, высота), мм            | 197,5×53×3,1                             |       |
| Состав сердечника                                     | Сплав урана с алюминием UAl <sub>4</sub> |       |
| Плотность сплава UAl <sub>4</sub> , г/см <sup>3</sup> | 5,1                                      | 5,3   |
| Массовая доля урана в сплаве, %                       | 55                                       | 68,8  |
| Обогащение по урану-235, %                            | 19,75                                    |       |
| Масса в мишени, г:                                    |  |       |
| урана-235   | 12,42                                    | 16,17 |
| алюминия  | 66,6                                     | 51,7  |

На рисунке представлено размещение облучательного устройства с тремя (первый тип) и четырьмя (второй тип) мишенями в ампульных каналах круглого сечения, используемых в настоящее время в реакторных установках РБТ-6 и РБТ-10/2, и квадратного сечения – в предлагаемых каналах.



Размещение облучательного устройства с тремя (а, в) и четырьмя (б, г) мишенями в ампульных каналах реакторов РБТ-6 и РБТ-10/2 круглого (а, б) и квадратного (в, г) сечения

### Результаты нейтронно-физических расчётов параметров облучательного устройства в реакторах РБТ-6 и РБТ-10/2

| Параметр              | Форма сечения канала |      |          |      |            |      |          |      |
|-----------------------|----------------------|------|----------|------|------------|------|----------|------|
|                       | круглая              |      |          |      | квадратная |      |          |      |
| Размещение в реакторе | РБТ-6                |      | РБТ-10/2 |      | РБТ-6      |      | РБТ-10/2 |      |
| Число мишеней         | 3                    | 4    | 3        | 4    | 3          | 4    | 3        | 4    |
| Масса урана-235, г    | 37,3                 | 64,7 | 37,3     | 64,7 | 37,3       | 64,7 | 37,3     | 64,7 |
| Мощность, кВт         | 57,8                 | 70,5 | 48,3     | 58,7 | 63,8       | 85,0 | 53,3     | 70,8 |

Так как мощность облучательного устройства с четырьмя мишенями, следовательно и количество наработанного в результате молибдена-99, больше, чем с тремя



мишенями, то для теплогидравлических расчётов были выбраны варианты облучательно-го устройства с четырьмя мишенями.

### Результаты теплогидравлических расчётов параметров теплоносителя для канала круглого сечения

| Параметр  | Номер зазора между мишенями |     |     |     |     |
|---|-----------------------------|-----|-----|-----|-----|
|   | 1                           | 2   | 3   | 4   | 5   |
| Расход теплоносителя на канал, м <sup>3</sup> /ч (кг/с) | 10,4 (2,84)                 |     |     |     |     |
| Скорость, м/с   | 1,4                         | 0,6 | 0,7 | 0,6 | 1,4 |
| Температура, °С   | 61                          | 74  | 71  | 74  | 61  |

### Результаты теплогидравлических расчётов параметров мишеней для канала круглого сечения

| Параметр   | Номер мишени |     |     |     |
|--|--------------|-----|-----|-----|
|  | 1            | 2   | 3   | 4   |
| Максимальная температура, °С:                                    |              |     |     |     |
| оболочки мишени  | 158          | 142 | 142 | 159 |
| сердечника   | 180          | 164 | 164 | 180 |
| Коэффициент запаса до кризиса по различным корреляциям, отн. ед. | 1,3–4,1*     |     |     |     |

\* Первая цифра рассчитывалась по корреляции Кезиуса-Кима-Ло [Kozios S.P., Kim T.S., Lo R.K. Heat Transfer from Rods Normal to Subcooled Water Flow for Non-Boiling and Surface-Boiling Conditions up to and Including Burnout. – USAEC Report ANL-5822. – Argonne: Argonne National Laboratory, 1958. – 146 p.], вторая – по коду RELAP5/MOD3.2.

### Результаты теплогидравлических расчётов параметров теплоносителя для канала квадратного сечения

| Параметр  | Номер зазора между мишенями |      |      |     |      |
|---|-----------------------------|------|------|-----|------|
|   | 1                           | 2    | 3    | 4   | 5    |
| Расход теплоносителя на канал, м <sup>3</sup> /ч (кг/с) | 13,6 (3,7)                  |      |      |     |      |
| Скорость, м/с   | 1,34                        | 1,84 | 1,84 | 1,8 | 1,34 |
| Температура, °С   | 63                          | 63   | 63   | 63  | 63   |

### Результаты теплогидравлических расчётов параметров мишеней для канала квадратного сечения

| Параметр   | Номер мишени |     |     |     |
|--|--------------|-----|-----|-----|
|  | 1            | 2   | 3   | 4   |
| Максимальная температура, °С:                                    |              |     |     |     |
| оболочки мишени  | 151          | 148 | 148 | 151 |
| сердечника   | 180          | 177 | 177 | 180 |
| Коэффициент запаса до кризиса по различным корреляциям, отн. ед. | 1,9–4,9*     |     |     |     |

\*Первая цифра рассчитывалась по корреляции Кезиоса-Кима-Ло, вторая – по коду RELAP5/MOD3.2.

Анализ результатов проведённых расчётов позволяет сделать вывод, что мощность, а значит и производительность, облучательного устройства с четырьмя мишенями в канале квадратного сечения на 20 % выше, чем в канале круглого сечения. Однако к достоинствам облучательного устройства в канале круглого сечения следует отнести то, что такой канал уже существует. Кроме того, это обеспечит преимущество при реализации перехода реакторов с высокообогащённого уранового топлива на низкообогащённое.

*Г.Д. Гатауллина, Т.А. Осипова, В.В. Пименов,  
О.В. Пименова, В.А. Старков, В.А. Узиков, В.Е. Федосеев*

## ПОВЕРОЧНЫЕ РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МБИР

Важным аспектом проектирования нового реактора является обоснование достоверности результатов расчётных исследований закладываемых в проект характеристик. Одним из вариантов такого обоснования является проведение независимых (поверочных) расчётных исследований характеристик проектируемого реактора по методике, применяемой на действующем реакторе.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» были проведены поверочные нейтронно-физические расчётные исследования компоновки и элементов активной зоны реактора МБИР и определены температурные условия работы твэлов. Исследования выполнены с использованием расчётных комплексов программ, моделей и методик, прошедших верификацию на эксплуатационных и экспериментальных данных реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БОР-60, так как по характеристикам и параметрам этот реактор является наиболее близким (среди действующих реакторов) аналогом реактора МБИР.

При проведении расчётных исследований важно создать адекватную расчётную модель, корректно отображающую пространственную геометрию реактора и его состав и соответствующую возможностям используемых программных комплексов.

Сотрудниками института проанализирован многолетний успешный опыт расчётного сопровождения реактора БОР-60 и выработаны рекомендации по описанию средне-стационарного состояния реактора МБИР при создании расчётной модели. Используя проведённые ранее расчётные исследования, были определены значения параметров, характеризующих достоверность рассчитываемых данных проектируемого реактора для используемых комплексов программ, констант и расчётных моделей.

В соответствии с выработанными рекомендациями был разработан программный модуль, позволяющий создавать расчётную модель реактора МБИР для комплекса программ TRIGEX в полуавтоматическом режиме, то есть с возможностью по желанию пользователя изменять картограмму загрузки, состав, температуру и размеры зон. Кроме того, был подготовлен модуль, позволяющий отображать картограмму загрузки реактора, визуализировать результаты расчёта нейтронно-физических характеристик и оперативно выполнять статистические операции. Данные модули впоследствии планируется использовать при создании комплекса программ для сопровождения эксплуатации и экспериментальных исследований, проводимых на реакторе МБИР.

Используя разработанные программные модули, создали расчётную модель реактора МБИР, провели поверочные расчёты нейтронно-физических характеристик реактора. Основные расчёты нейтронно-физических характеристик реактора МБИР выполнены по комплексу программ TRIGEX [1], для уточнения ряда характеристик использовался прецизионный код MCU [2].

Для варианта компоновки реактора МБИР, предложенного главным конструктором (ОАО «НИКИЭТ») и соответствующего среднестационарному состоянию, были определены следующие характеристики: эффективный коэффициент размножения нейтронов, эффективность рабочих органов системы управления и защиты и их интегральные градуировочные характеристики, аксиальное и радиальное распределение основных нейтронно-физических характеристик, температурные и мощностные коэффициенты и эффекты реактивности.

По результатам расчётов была определена наиболее энергонапряжённая ТВС, и для неё оценены температурные условия работы твэлов.

Проведено также сравнение результатов расчётов ОАО «НИКИЭТ» с результатами исследований, которое показало, что основные характеристики реактора МБИР, полученные при использовании различных методик, комплексов программ и расчётных моделей, совпадают в пределах расчётной погрешности определения данных характеристик. Например, отличие в суммарной эффективности для группы рабочих органов системы управления и защиты, отвечающих за продолжительность кампании и управление реактором (рабочие органы ручного и автоматического регулирования), не превышает 3 %, а групп рабочих органов компенсатора реактивности и аварийной защиты – 5 %.

### *Список литературы*

1. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М.. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт: ФЭИ-2846. – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2000. – 14 с.
2. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др. Программа MCU для расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов: препринт ИАЭ-5741/5. – М.: Российский научный центр «Курчатовский институт», 1994. – 28 с.

*А.Л. Ижutow, А.И. Звир, И.Ю. Жемков,  
Ю.В. Набойщиков, А.Н. Козолуп, А.В. Варивцев,  
О.В. Ишунина, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова*

## НАРАБОТКА МЕДИЦИНСКОГО СТРОНЦИЯ-89 ПРИ ОБЛУЧЕНИИ МИШЕНИ ИЗ ОКСИДА ИТТРИЯ НА ГРАНИЦЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БОР-60

Большее половины ежегодно производимых радионуклидов используется для медицинских целей при диагностике болезней и в клинической радионуклидной терапии [1]. Инъекции изотонического радиоизотопа стронция-89 также применяются при терапии и используются как обезболивающее средство для уменьшения боли в костях, вызванной метастазами рака тяжёлой степени, в свою очередь обычно обусловленных карциномами лёгкого, простаты и груди.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» препарат «Стронций-89 без носителя» получают путём облучения оксида иттрия природного изотопного состава в активной зоне реактора БОР-60 с последующей радиохимической переработкой. Для обоснования возможности наработки на границе активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 радионуклида стронция-89 требуемого качества было проведено сравнение расчётных данных по определению активности накопленного целевого радионуклида в мишени из оксида иттрия в ячейке седьмого ряда бокового экрана реактора и экспериментальных данных по активности измеренного целевого радионуклида в препарате после первой стадии очистки. Качество получаемого препарата обеспечивается малым содержанием вредной примеси стронция-90, предельно допустимое значение доли которого составляет не более  $(2-2,5)10^{-4}$  % по активности на момент отправки препарата заказчику.

Моделирование процессов ядерной трансмутации для наработки медицинского стронция-89 позволит выполнить расчётные исследования по определению накопления целевого радионуклида в мишени из оксида иттрия в ячейке на границе активной зоны реактора БОР-60 в течение одной микрокампании и оценить качество получаемого препарата.

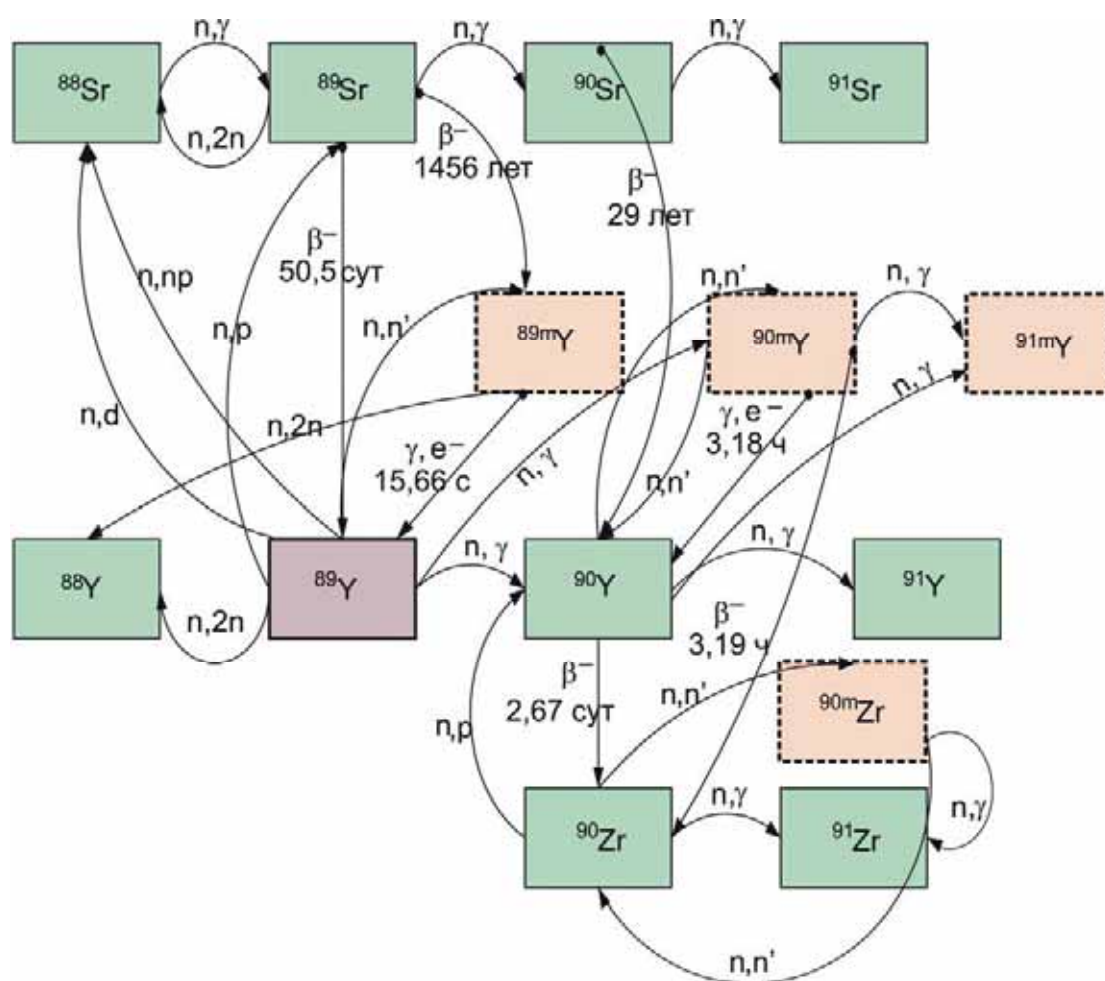
Лечение на ранней стадии онкологического заболевания препаратом стронция-89 может задержать начало дальнейшего повреждения костей. При определённых заболеваниях использование такого радиоактивного медицинского препарата, как  $^{89}\text{SrCl}_2$ , для уменьшения боли в костях часто является лучшим выбором. Препарат стронция-89, поставляемый в форме хлорида стронция для внутривенной инъекции, используется в дозировке 1,48–2,22 МБк/кг (40–60 мкКи/кг) к максимальной дозе, равной 148 МБк (4 мКи).

Физические характеристики стронция-89: период полураспада ( $T_{1/2}$ ) равен 50,5 дням, при распаде в иттрий-89: кинетическая энергия излучаемого электрона  $\beta_{\max}$  равна 1,488 МэВ,  $\beta_{\text{сред}}$  – 0,584 МэВ, является аналогом  $\text{Ca}^{2+}$  (заменитель кальция в костях).

Клинические эффекты стронция-89: биохимический аналог кальция, который имеет тот же самый транспортный механизм в человеческом теле. Препарат стронция-89 в форме  $^{89}\text{SrCl}_2$ , введённый в вену, главным образом накапливается в метастазах кости и обеспечивает длительный анестезирующий эффект, что уменьшает зависимость от анестезии с применением наркотических препаратов. Злокачественные опухоли, образующиеся в молочной и щитовидной железе, толстой кишке, простате, почках и на коже, имеют тенденцию к метастазам в скелете. Максимальная длина свободного пробега  $\beta$ -частиц, возникающих при радиоактивном распаде стронция-89, в кости не превышает 7 мм. Поэтому воздействие препарата ограничено локальной областью скелета и его лучевое воздействие на биологическую ткань вне кости минимально. Препарат стронция-89 является остеотропным веществом, то есть соединяется с минеральными компонентами костной ткани и остаётся внутри кости более

100 дней. Здоровая кость получает малую долю введённой дозы и теряет её довольно быстро – в течение первых двух недель. Одной инъекции хлорида стронция – приблизительно 148 МБк (4 мКи) – достаточно на период от трёх до шести месяцев.

Расчётная схема нуклидных превращений для накопления стронция-89 была составлена по нейтронно-индуцированным ядерным реакциям, при этом все последовательные реакции принимались во внимание. Набор каналов всех нуклидных превращений, какие только возможны для заданных нейтронно-физических условий облучения материала и длительности его облучения, определяли в соответствии с ядерными данными библиотек по сечениям ядерного взаимодействия нейтронов с атомами конкретного образца конструкционного материала и в соответствии с библиотекой данных по распадам радионуклидов. Расчётная схема ядерной трансмутации для накопления стронция-89 представлена на рисунке.



Расчётная схема ядерной трансмутации для накопления стронция-89 с указанием типов реакций и периодов полураспада

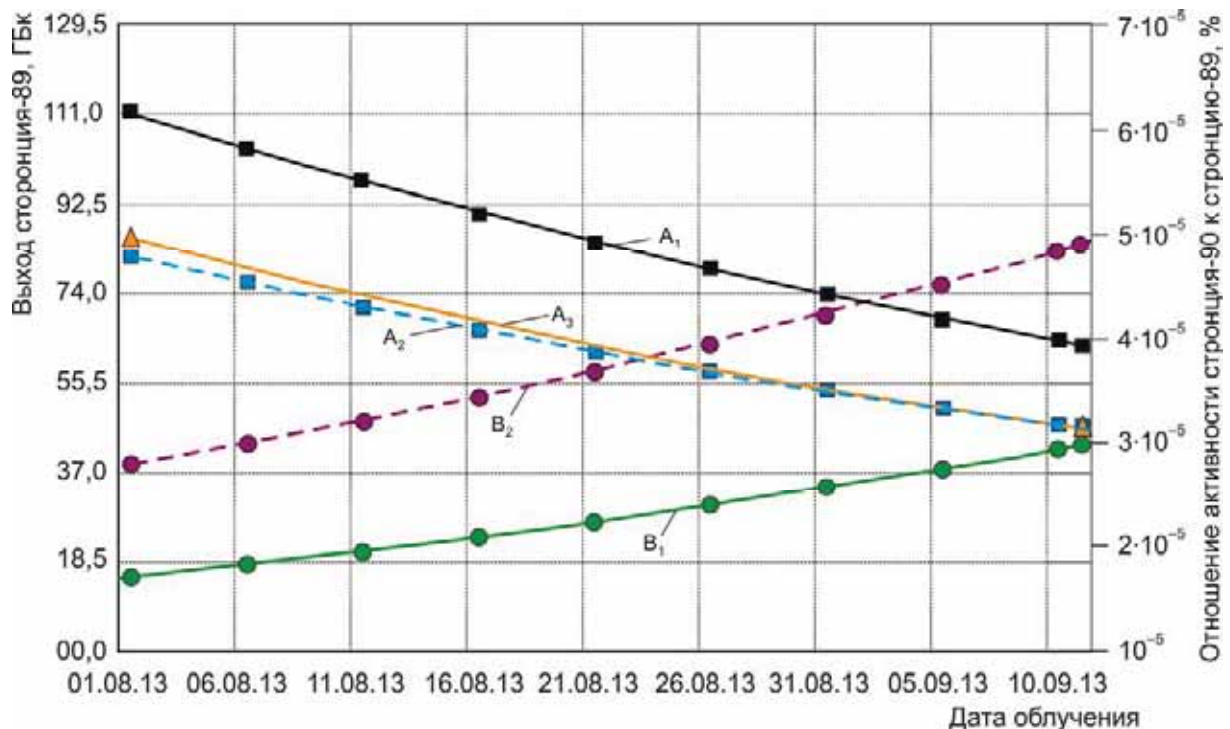
Для проведения расчётных исследований в качестве стартового материала использовался оксид иттрия  $^{89}\text{Y}_2\text{O}_3$  с массовой долей иттрия 78,744 %.

Расчёт ядерной трансмутации для накопления стронция-89 проведён средствами математического моделирования кинетики нуклидных превращений по комплексу программ UPM [2]-PREPRO\_2007 [3]-ADL-3 [4]-ENDF/B-VII.1 [5], где ADL-3 является библиотекой ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, а ENDF/B-VII.1 – библиотекой с константами по распадам радионуклидов. Важным

моментом в моделировании ядерных процессов является выбор библиотеки ядерных данных. По результатам расчётов с применением библиотеки ядерных данных ADL-3 теоретический выход стронция-89 на 43 % превышает его экспериментальное значение, полученное на дату измерения партии препарата после первой стадии очистки.

Для последующих расчётов решено было использовать библиотеку ядерных данных FENDL-2.0. Выбор библиотеки обеспечивает выбор сечений, в том числе и по пороговой реакции ( $n, p$ ), которые позволяют осуществлять наработку искомого радионуклида, близкую к экспериментальным данным. Однако в этом случае при моделировании кинетики нуклидных превращений не учитываются изомерные переходы радионуклидов в полной схеме ядерной трансмутации. В результате проведённых расчётных исследований по комплексу программ UPM-PREPRO\_2007-FENDL-2.0 [6]-ENDF/B-VII.1 получены теоретический выход активности стронция-89 в облучённых таблетках оксида иттрия и отношение активности стронция-90 к стронцию-89 при облучении в ячейке седьмого ряда на границе активной зоны реактора БОР-60.

По данным расчёта и эксперимента значения отношения активности стронция-90 к стронцию-89 не превышают предельно допустимого значения – не более  $(2-2,5)10^{-4} \%$  – по активности на момент отправки препарата заказчику. В условиях седьмого ряда реактора БОР-60 расчётная активность стронция-89 на момент завершения облучения составляет 81,77 ГБк (2,21 Ки) при исходной массе таблеток из оксида иттрия в ампуле, равной 771,74 г.



Динамика накопления стронция-89 и доли стронция-90 от времени облучения в реакторе БОР-60, где А – расчётный выход стронция-89 в таблетках оксида иттрия, В – соотношение активности стронция-90 к стронцию-89; полученные по сечениям библиотеки ADL-3 (1) и FENDL-2.0 (2), а также экспериментально (3)

С учётом длительности периода разделки и переработки расчётное значение активности стронция-89 оценивается значением 46,62 ГБк (1,26 Ки). По данным экспериментального измерения на опытной установке активность стронция-89 в препарате

«Стронций-89 без носителя» составила 46,25 ГБк (1,25 Ки) при относительной погрешности измерения  $\pm 6\%$ .

По результатам проведённых расчётных исследований накопления стронция-89 при облучении мишеней оксида иттрия в составе облучательного устройства в ячейке на границе активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 значение теоретического выхода стронция-89 удовлетворительно согласуется с экспериментальными данными по измерению его активности в полученной партии препарата после первой стадии очистки.

### Список литературы

1. Chuvilin D. Yu., Meister J. D., Abalin S. S. and all. An interleaved approach to production of  $^{99}\text{Mo}$  and  $^{89}\text{Sr}$  medical radioisotopes // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, July 2003. Vol. 257, Is. 1. P. 59–63. – Режим доступа: <http://link.springer.com/article/10.1023%2FA%3A1024737108225#page-1>. Дата обращения: 28.04.2014.
2. Белозёрова А.Р. Алгоритмизация задачи ядерной трансмутации // Тезисы докладов межотраслевого XXIII семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника–2012)», г. Обнинск, 30 октября – 2 ноября 2012 г. – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ–ФЭИ», 2012. С. 50–52.
3. PREPRO2000 Home Page [Электронный ресурс]. – Maintained and Distributed by The Nuclear Data Section International Atomic Energy Agency – Austria: Vienna International Centre. – Режим доступа: <https://www-nds.iaea.org/public/ndf/prepro2007/>. Дата обращения: 06.05.2014.
4. Грудзевич О.Т., Зеленецкий А.В., Игнатюк А.В., Пашенко А.Б. Библиотека ядерно-физических данных для расчётов активации и трансмутации // Атомная энергия, 1994. Т. 76, вып. 2. С. 124–130.
5. Evaluated Nuclear Data File [Электронный ресурс] // Nuclear Data Sheets, December 2011. Vol. 112, Is. 12. P. 2887–2996. – Режим доступа: <http://www.nndc.bnl.gov/exfor/ndf00.jsp>. Дата обращения: 06.05.2014.
6. Fusion Evaluated Nuclear Data Library [Электронный ресурс]: FENDL-2, May 1998 Version. – Nuclear Data Section Division of Physical and Chemical Sciences International Atomic Energy Agency. – Austria: Vienna International Centre. – Режим доступа: <http://www-nds.iaea.org/fendl/index.html>. Дата обращения: 06.05.2014.

*А.Р. Белозёрова, П.С. Буткалюк, И.Ю. Жемков,  
Ю.В. Набойщиков, Е.Г. Романов,  
В.А. Тарасов, Г.А. Шиманский*

## ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ КОМПЛЕКСЫ ДЛЯ ВНУТРИКАМЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ НА ДЛИТЕЛЬНУЮ ПРОЧНОСТЬ И ПОЛЗУЧЕСТЬ

В настоящее время в целях повышения эффективности использования топлива, разработки новых, экономически эффективных топливных циклов для действующих и создаваемых АЭС, укрепления конкурентных позиций на глобальном рынке ядерного топлива для легководных реакторов реализуются комплексы научно-технических про-

грамм, направленных на совершенствование существующих и создание перспективных конструкций ТВС и твэлов реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000, PWR, в том числе и ТВСА различных модификаций, ТВС-2М, ТВС АЭС-2006, ТВС-Квадрат (с квадратной дистанционирующей решёткой), рабочих кассет второго и третьего поколений.

Эффективность использования топлива в очень большой степени зависит от материала оболочки твэла. Для подтверждения правильности выбора материала, а также обоснования работоспособности оболочек твэлов необходимо проводить ряд исследований образцов, облучённых в условиях, приближенных к режимам эксплуатации твэлов в составе ТВС на АЭС. Ограниченное количество и высокая стоимость испытываемых образцов, большая продолжительность испытаний обусловили особое внимание к обеспечению надёжного контроля технологических параметров в процессе испытаний.

Для решения этих задач в ОАО «ГНЦ НИИАР» было создано два программно-технических комплекса по управлению внутрикамерными испытаниями образцов оболочек твэлов на длительную прочность и ползучесть – № 1 и № 2. В процессе эксплуатации под требования конкретных испытаний в конструкцию обоих программно-технических комплексов неоднократно вносились изменения и осуществлялась их модернизация. Разработка программного обеспечения на основе специализированного для автоматизированной системы управления технологическим процессом программного SCADA-пакета TRACE MODE позволила значительно сократить сроки создания, а в совокупности с открытой архитектурой и заложенными резервами по каналам ввода / вывода сигналов уменьшить временные затраты на перенастройку и модернизацию комплексов.

Программно-технический комплекс № 1 по управлению испытаниями на длительную прочность и ползучесть реализован на основе программируемого контроллера ADAM-5000/TCP, связанного с ним по сети Ethernet управляющего персонального компьютера и удалённого рабочего места оператора также на базе персонального компьютера. Все оборудование данного программно-технического комплекса располагается вблизи радиационно-защитной камеры в электротехническом и силовом шкафах. На сегодняшний день этот комплекс позволяет управлять четырьмя нагревателями печей, в которых размещены образцы оболочек твэлов (максимальное количество каналов управления нагревателями – восемь), при этом контроль температуры осуществляется по восьми термопарам типа хромель-алюмель, половина из которых используется в качестве дублирующих средств измерения и контроля. При необходимости дублирующие термопары могут быть переведены в разряд основных и задействованы в процессе управления температурой.

Программно-технический комплекс № 2 по управлению испытаниями на длительную прочность и ползучесть также имеет сетевую структуру и реализован на основе одноплатного контроллера XE-900 и удалённого рабочего места оператора на базе персонального компьютера. Управление программно-техническим комплексом № 2, как и программно-техническим комплексом № 1, может осуществляться как при помощи человекомашинного интерфейса контроллера XE-900 расположенных вблизи защитной камеры установок отжига и непрерывного измерения диаметра образца, так и с удалённого рабочего места оператора, находящегося в зоне постоянного пребывания персонала. До недавнего времени программно-технический комплекс № 2 позволял управлять шестью нагревателями компенсаторов и шестью нагревателями печей, в которых были размещены образцы оболочек твэлов (максимальное количество каналов управления нагревателями – четырнадцать), при этом контроль температуры осуществлялся по восемнадцати термопарам типа хромель-капель, из которых шесть термопар использовались для дублирования контроля температуры оболочек, а для контроля давления применялись семь микроэлектронных датчиков давления.



В настоящее время один канал управления нагревателем компенсатора и канал управления нагревателем печи используются для проведения испытаний на новой установке отжига с функцией непрерывного измерения диаметра образца.

Так как программно-технический комплекс № 2 обладает большими функциональными возможностями по проведению испытаний топливных образцов и более развитой структурой ниже приведено его более подробное описание.

**Испытания на длительную прочность и ползучесть.** Основная задача программно-технического комплекса № 2 по управлению испытаниями на длительную прочность и ползучесть – реализация заданных алгоритмов испытаний образцов оболочек твэлов. Высокая точность поддержания значений температуры образцов и давления в них обеспечивается использованием метода, основанного на пропорционально-интегрально-дифференциальном законе регулирования. Из-за достаточно большой инерционности процессов, влияющих на температуру образцов, в качестве регулирующего воздействия было выбрано количество полупериодов питающего напряжения силовых симисторных ключей нагревателей электропечей при широтно-импульсном режиме управления ими. Такой вид регулирования в сочетании с переключением ключей в момент перехода напряжения питания через ноль характеризуется относительно невысоким уровнем излучаемых помех.

Из-за ограниченного количества и высокой стоимости облучённых в реакторе образцов программно-технический комплекс № 2 должен сводить к минимуму вероятность превышения заданной температуры испытания. Для достижения этой цели наряду с диагностикой превышения допустимого уровня нагрева образцов и снижения в них давления в состав оборудования программно-технического комплекса № 2 введено устройство обнаружения «зависания» процессорной платы и реализовано горячее резервирование датчиков контроля температуры образцов. В случае превышения значений допустимого отклонения показаний основного и резервного датчиков заданной предельной величины проводится отключение нагревателя этой печи, блокируется отсчёт времени отжига и выводится соответствующее сообщение оператору. После ввода оператором в систему номера исправного рабочего датчика процесс отжига возобновляется с единственным датчиком контроля температуры образца. При обнаружении «зависания» процессора при помощи пускового устройства отключается напряжение питания, подаваемое на ключи управления нагревателями.

Программно-технический комплекс № 2 имеет сетевую структуру, основным элементом которой является информационно-управляющий центр, связанный по каналу Ethernet с удалённым рабочим местом контроля и управления – рабочим местом оператора.

Информационно-управляющий центр позволяет:

- ◆ осуществлять сбор, обработку и архивирование данных и результатов расчётов;
- ◆ формировать согласно пропорционально-интегрально-дифференциальному закону регулирования и управлять исполнительными механизмами установки отжига;
- ◆ выполнять команды оператора на перемещение измерителя диаметра образца;
- ◆ диагностировать «зависание» процессорной платы и отказ датчиков температуры и при необходимости приостанавливать или полностью прекращать процесс отжига образцов;
- ◆ представлять измерительную и управляющую информацию на экран видеомонитора;
- ◆ взаимодействовать по локальной вычислительной сети с рабочим местом оператора. Оборудование центра размещено в шкафу управления и силовом шкафу,

которые расположены вблизи радиационно-защитной камеры с установками отжига и непрерывного измерения диаметра образца в процессе отжига.

Рабочее место оператора реализовано на базе офисного компьютера и предназначено для представления на экран видеомонитора той же информации и в том же объёме, что и в информационно-управляющем центре, а также для передачи в информационно-управляющий центр команд управления оператором. Средства рабочего места оператора расположены в помещении постоянного пребывания персонала и используются для дистанционного контроля и управления оператором процесса отжига.

В состав оборудования шкафа управления информационно-управляющим центром входят:

- ◆ процессорная плата XE-900 и связанная с ней по шине PC/104 плата ввода / вывода цифровых сигналов UNIO-96;
- ◆ четыре восьмивходовых модуля ввода сигналов термодатчиков ADAM-4118 и два восьмивходовых модуля ввода аналоговых сигналов ADAM-4117, имеющих интерфейсы RS-485 и подключённых к процессорной плате через преобразователь интерфейсов RS-485/ RS-232;
- ◆ пять блоков МИДА-БП для запитывания датчиков давления;
- ◆ плата ввода дискретных сигналов TBI-24/OC-1;
- ◆ монтажная несущая плата TB-24LC с установленными на ней двухканальными симисторными модулями вывода 70G-OAC5A-L (12 шт.);
  - ◆ генератор звуковой сигнализации;
  - ◆ нестандартная плата обнаружения «зависания» процессора;
  - ◆ видеомонитор;
  - ◆ источники вторичного электропитания;
- ◆ контроллер SMSD-1,5 шагового двигателя совместно с разработанной платой управления для перемещения устройства измерения диаметра образца в новой установке отжига.

В силовом шкафу информационно-управляющего центра размещены:

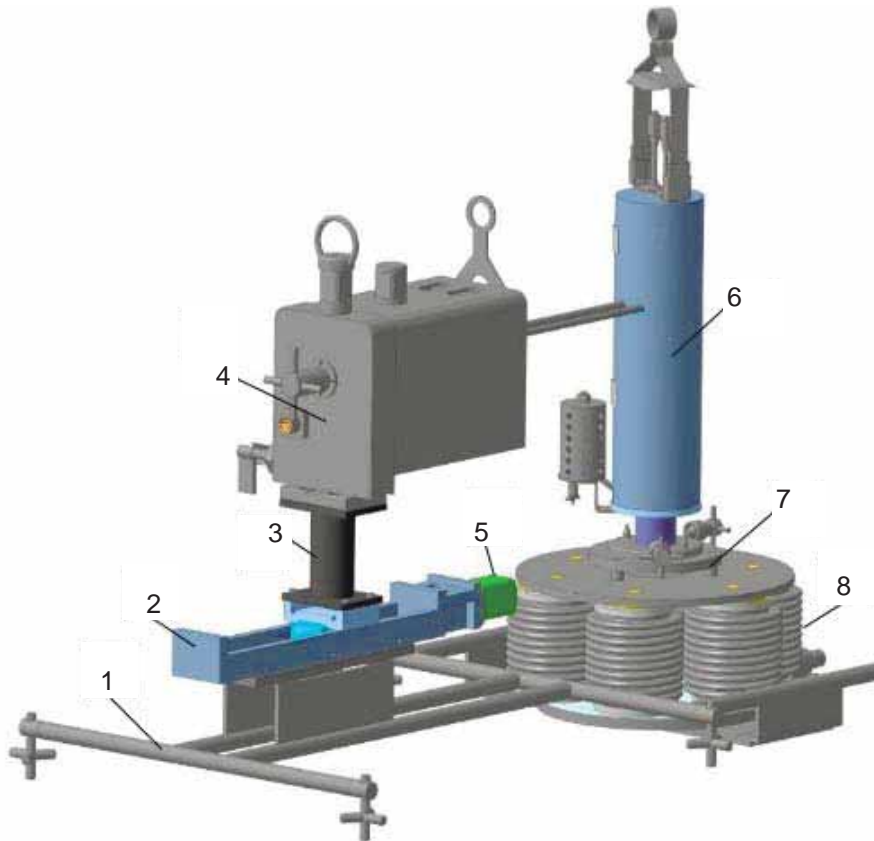
- ◆ мощный силовой трансформатор с регулируемым коэффициентом трансформации, формирующий напряжение для питания симисторных ключей;
- ◆ пусковое устройство, включённое последовательно с первичной обмоткой трансформатора;
- ◆ четырнадцать мощных симисторных ключей, подключённых к нагревателям;
- ◆ источник бесперебойного питания, к выходу которого подключены источники вторичного электропитания для шкафа управления информационно-управляющим центром.

Программное обеспечение данного комплекса реализовано на основе SCADA-системы TRACE MODE (Россия), работающей под управлением операционной системы Windows 2000.

**Испытания, связанные с непрерывным измерением диаметра образца оболочки твэла.** Испытания образцов, нагруженных внутренним давлением, в процессе изотермического отжига проводили на установке, изображённой далее на рисунке.

Перед началом испытания каждый образец проходит ряд измерений и герметизируется на специальной стойке. Стойка с образцом устанавливается

на основе системы нагружения. В прижимном сильфонном блоке подачи газа (аргона) создается давление 0,5 МПа, что обеспечивает герметизацию образца с системой нагружения.



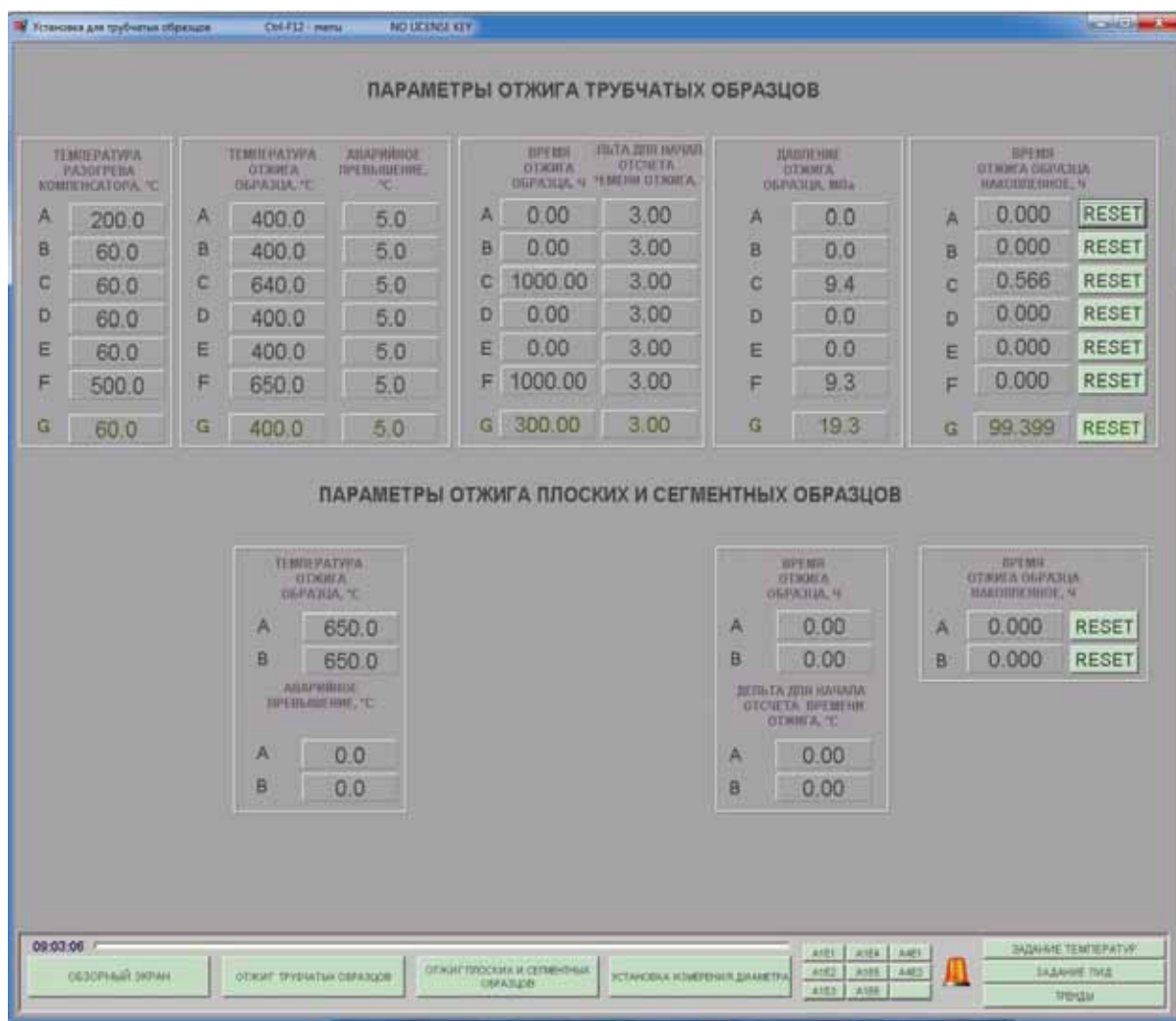
Внешний вид установки измерения диаметра образцов, нагруженных внутренним давлением, в процессе отжига: 1 – рама; 2 – актуатор перемещения измерителя; 3 – стойка измерителя; 4 – измеритель (эксензометр МАУТЕС); 5 – шаговый двигатель; 6 – печь; 7 – основание системы нагружения; 8 – прижимной сильфонный блок

В систему управления вводятся параметры отжига образца (подробнее – на рисунке далее):

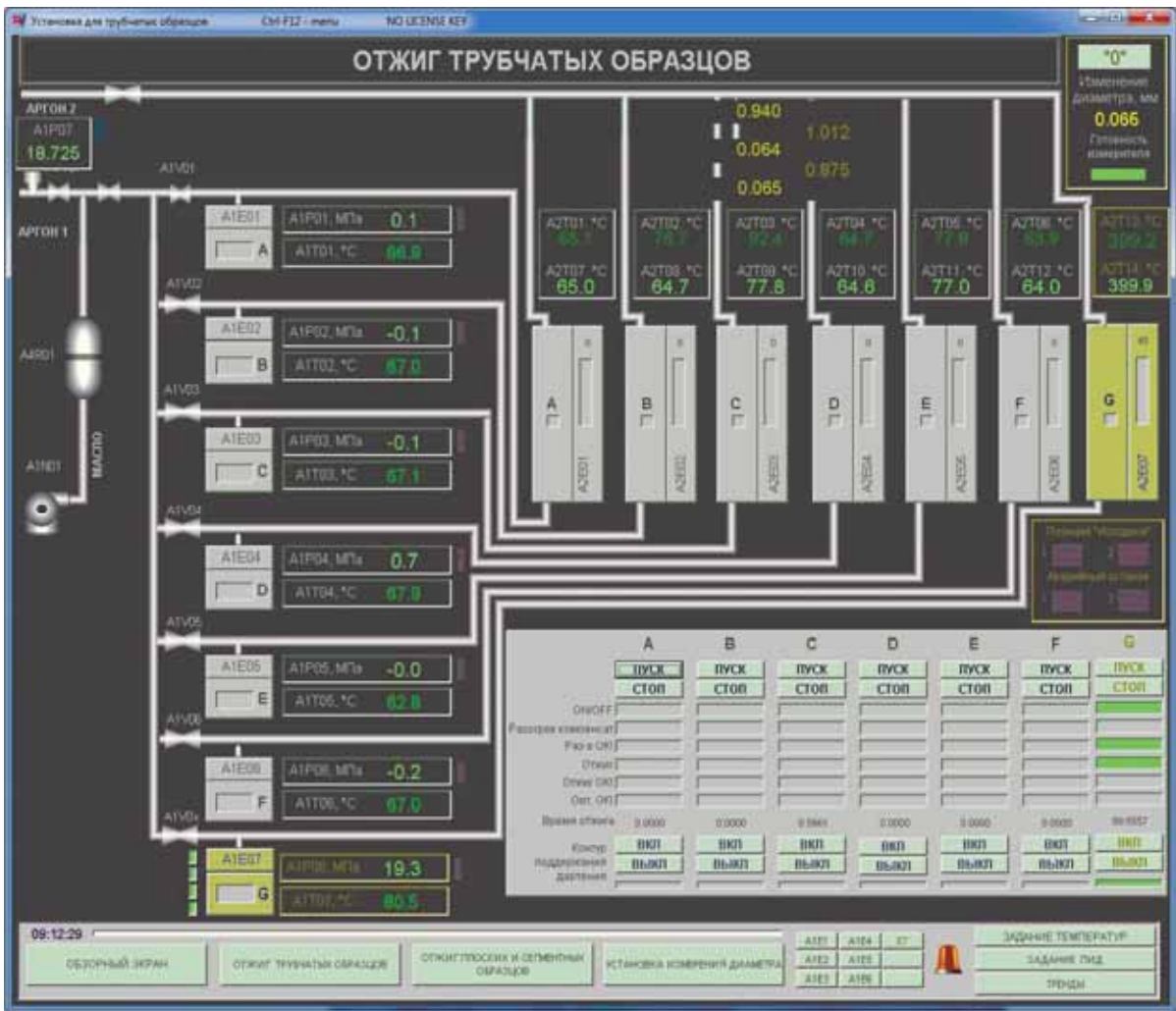
- ◆ первоначальная температура разогрева компенсатора,
- ◆ температура отжига образца,
- ◆ аварийное превышение температуры отжига образца,
- ◆ время отжига образца,
- ◆ давление в образце во время отжига.

Печь устанавливается на образец и фиксируется на основании при помощи конических прижимных винтов. Системой управления подается команда на установку измерителя в рабочее положение. Движение измерителя обеспечивает актуатор с помощью шагового двигателя. Движение измерителя осуществляется по заданному количеству шагов, обеспечивая тем самым неизменность места измерения. После выхода измерителя на позицию измерения проводится сведение щупов эксензометра

в рабочее положение и на мониторе системы управления загорается зеленый индикатор «готовность измерителя» (см. рисунок). Измерения диаметра обнуляются, включается отжиг. После выхода печи на заданную температуру в образце подачи газа создается необходимое давление, включается контур поддержания давления, начинается отсчёт времени отжига.



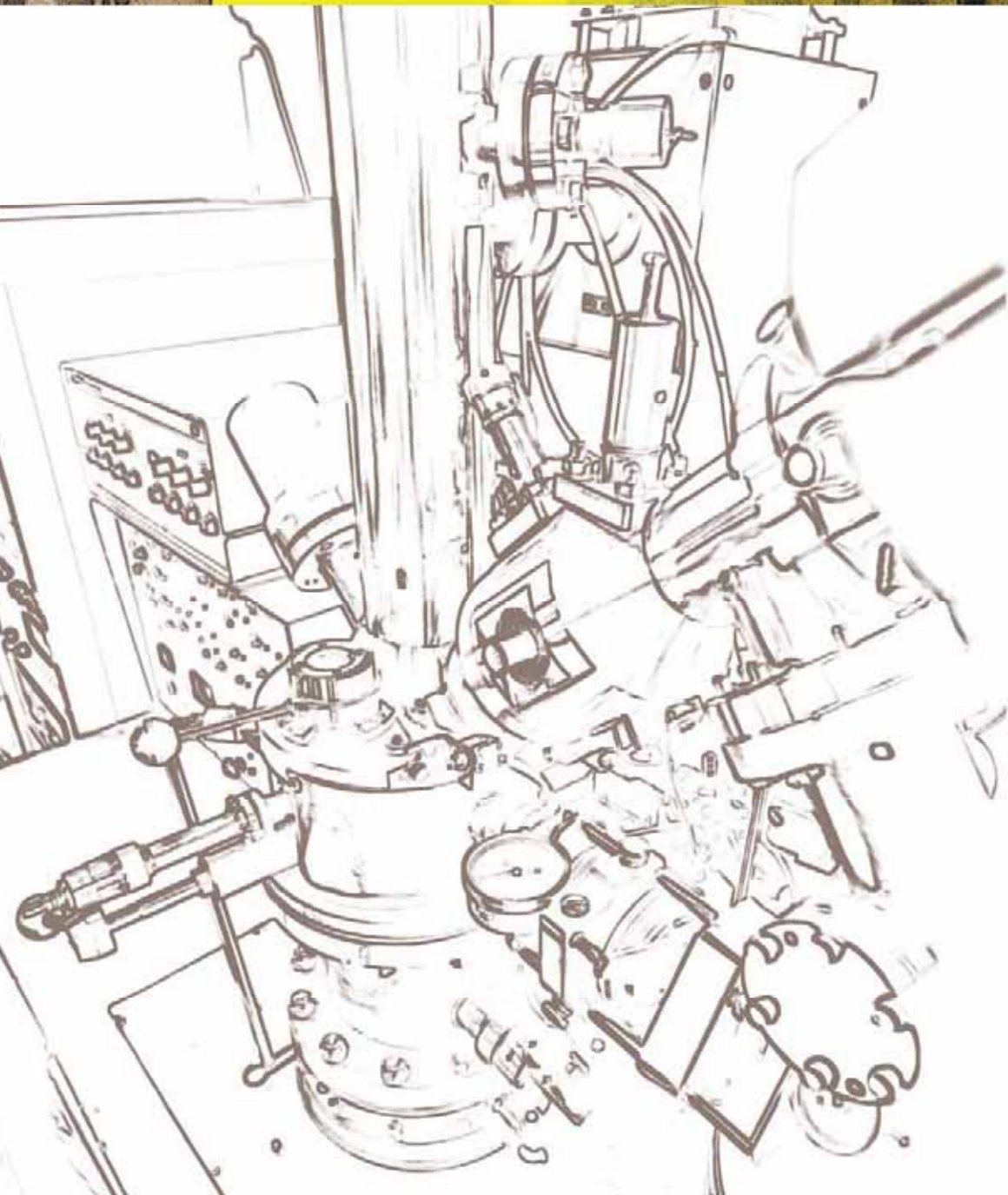
Вид рабочего окна «Параметры отжига образца»



Вид рабочего окна «Отжиг образца»

Данные измерения диаметра образцов фиксируются каждые 20 с на электронном носителе информации.

Ю.А. Власов, С.Г. Ерёмин,  
А.В. Кривошеев, В.Н. Придачин





# 2

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

**ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013**

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Основным способом повышения эффективности производства электроэнергии на АЭС с реакторами ВВЭР является снижение расхода урана на единицу вырабатываемой мощности, которое достигается увеличением загрузки урана в тепловыделяющие сборки и повышением его обогащения. Увеличение загрузки урана осуществляется за счёт удлинения топливных сердечников твэлов при сохранении габаритных размеров тепловыделяющих сборок и оптимизации размеров топливных таблеток (увеличения наружного диаметра и уменьшения диаметра центрального отверстия).

В 2013 году в ОАО «ГНЦ НИИАР» были продолжены послереакторные исследования усовершенствованных типов твэлов и ТВС реактора ВВЭР-1000. Получены экспериментальные данные о состоянии твэлов с удлинённым топливным сердечником и таблеткой, у которой наружный диаметр равен 7,6 мм, а внутренний – 1,2 мм, отработавшей на первом блоке Балаковской АЭС сборки ТВС-2М. Показано, что состояние твэлов с повышенной загрузкой урана по основным критериям соответствует состоянию штатных твэлов реакторов ВВЭР-1000. Ни по одному из параметров, определяющих работоспособность изделий, не установлено признаков исчерпания их ресурса. Проведены исследования негерметичного твэла ТВСА-5М, разгерметизировавшегося в условиях плотного контакта топлива с оболочкой, с целью оценки общего состояния топлива и оболочки, выяснения природы образовавшихся дефектов оболочки, определения влияния разгерметизации твэла на выход продуктов деления. Показано, что разгерметизация такого твэла приводит к меньшим повреждениям топлива и оболочки по сравнению с твэлами с сохраняющимся зазором между топливом и оболочкой: не происходит связанного с перегревом изменения структуры топлива и образования массивных гидридов в оболочке по длине активной части твэла.

Для обоснования безопасных режимов длительного сухого хранения отработавшего ядерного топлива в ОАО «ГНЦ НИИАР» проводятся исследования поведения полномасштабных облучённых твэлов реактора ВВЭР-1000 в стенде, расположенном в радиационно-защитной камере, в условиях, моделирующих нормальный режим эксплуатации сухого хранилища. Испытания твэлов проводят в несколько этапов. После каждого этапа испытаний продолжительностью около одного года твэлы извлекают из стенда и проводят их неразрушающие исследования, затем твэлы возвращают в стенд и испытания продолжают. В настоящее время проведено пять этапов испытаний твэлов, все испытываемые твэлы сохранили герметичность. Не обнаружено изменений коррозионного состояния и механических свойств оболочек твэлов, которые могли бы способствовать разгерметизации твэлов во время длительного сухого хранения. Полученные экспериментальные данные будут использованы для верификации моделей поведения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 при сухом хранении. Испытания твэлов планируется продолжать в течение нескольких лет.

В качестве материала оболочек твэлов активных зон плавучих энергоблоков и атомных станций малой мощности предполагается использовать циркониевые сплавы, которые должны обеспечить длительное время работы на мощности, сохраняя стойкость к равномерной коррозии и гидрированию, отсутствие чувствительности к водно-химическому режиму теплоносителя и склонности к язвенной коррозии. Оптимизация элементного состава сплавов Э110 и Э635 рассматривается в качестве основного способа обеспечения повышенной коррозионной стойкости оболочек твэлов. Для выявления относительных преимуществ модифицированных сплавов в ОАО «ВНИИНМ» был изготовлен комплект твэлов с оболочками из циркониевых сплавов Э110 и Э635 с различными вариациями легирования. Реакторные испытания твэлов проводились в петлевых каналах исследовательского реактора МИР. Проведённые послереакторные исследования твэлов, испытанных в одинаковых условиях, позволили корректно сравнить изменения структуры и свойств разных вариантов материалов оболочек под облучением и выявить более предпочтительный из них.



Известно, что одним из факторов, ограничивающих работоспособность тепло-выделяющих элементов ядерных реакторов, является коррозия оболочек в результате физико-химического взаимодействия с топливом и продуктами деления. Для твэлов реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем эта проблема наиболее актуальна из-за высокой температуры оболочек и топлива, высокого выгорания топлива и, как следствие, большого количества продуктов деления, а также интенсивного их поступления к оболочке. Исследованы особенности коррозии оболочек экспериментальных твэлов с (U, Pu)N-топливом, облучённых в реакторе БОР-60 до выгорания топлива 12 %. Получены данные о распределении продуктов деления в поперечных сечениях твэлов и их миграции к оболочке. Показано, что нитридное топливо по сравнению с оксидным более инертно к оболочке из нержавеющей стали. Коррозия оболочек из стали марки ЧС-68 в холоднотемпературном состоянии со стороны топлива распространялась на глубину не более нескольких десятков микрометров в разных сечениях твэлов и локализовалась на отдельных участках оболочки.

Проведены исследования макетов твэлов для реактора СВБР-100 после первого этапа облучения в реакторе БОР-60. Топливные сердечники твэлов были изготовлены из оксидного  $UO_2$ -топлива, полученного по разным технологиям (водная штатная технология и водная нанотехнология), оболочки тепловыделяющих элементов – из стали марки 16X12ВМСФБР-Ш (ЭП-823-Ш). Исследовано влияние облучения на механические свойства материала оболочек твэлов. Результаты исследования микроструктуры материала оболочек с помощью просвечивающей электронной микроскопии показали, что причиной уменьшения пластичности в верхней и центральной части твэла является накопление мелкодисперсных выделений, а причиной низкотемпературного упрочнения с потерей пластичности – накопление радиационных дислокационных петель. Полученные экспериментальные данные в целом продемонстрировали удовлетворительное состояние твэлов, их ресурс не исчерпан. Реакторные испытания продолжаются.

В 2013 году были завершены работы по разработке и изготовлению головного образца установки механического прокола оболочек твэлов и определения параметров газа во внутритвэльном пространстве, необходимые для оснащения защитной технологической камеры реактора БН-800 Белоярской АЭС. Методика выполнения измерений давления и объёма газа в твэлах аттестована государственным региональным центром стандартизации, метрологии и испытаний.

В 2013 году получили дальнейшее развитие методики исследования теплофизических свойств облучённых материалов, они были применены для изучения теплоёмкости, температуропроводности и скорости выделения запасённой энергии облучённого графита. Результаты данной работы войдут в обновлённую базу данных по свойствам графита кладки реакторов типа РБМК, а также могут быть использованы применительно к высокотемпературным газовым реакторам.

Разработана методика подготовки образцов оксидных плёнок, образовавшихся на поверхности оболочек твэлов из циркониевых сплавов, для исследования методом трансмиссионной электронной микроскопии. С применением данной методики проведены исследования микроструктуры необлучённых и облучённых оксидных плёнок циркония с анализом их фазового и химического состава.

*Е.А. Звир*

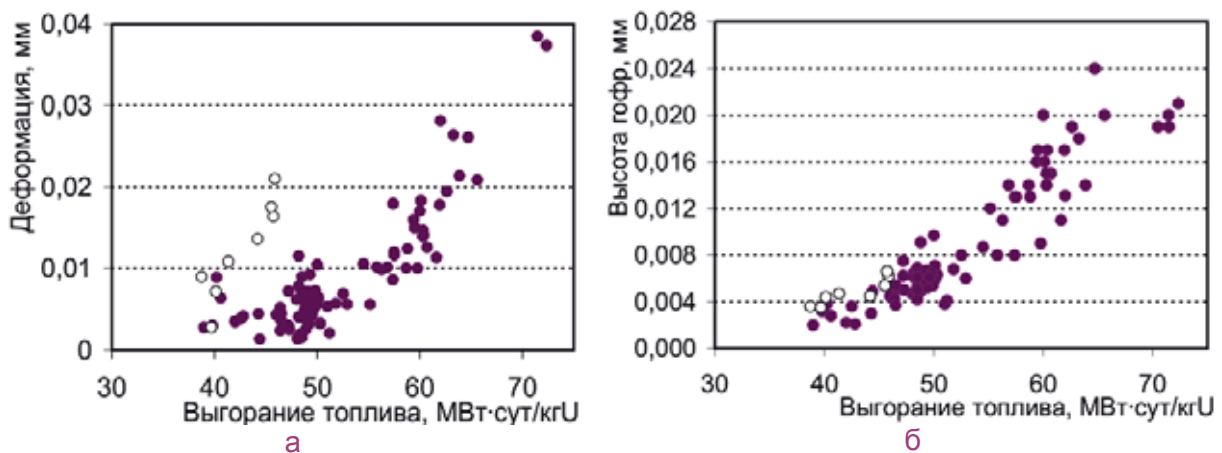
## ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С ПОВЫШЕННОЙ ЗАГРУЗКОЙ УРАНА

Увеличение мощности реакторных установок и продолжительности эксплуатации тепловыделяющих сборок – способ повышения эффективности производства электроэнергии на АЭС. Такая эффективность достигается за счёт увеличения загрузки урана в активную зону и осуществляется путём удлинения топливного сердечника, оптимизации размеров топливной таблетки (увеличения наружного диаметра и уменьшения диаметра центрального отверстия) и повышения обогащения топлива.

В настоящее время происходит перевод энергоблоков России на эксплуатацию в восемнадцатимесячном топливном цикле на мощности 104 % от номинальной, с перспективой повышения до 110 %. Реализация топливных загрузок возможна за счёт использования топливного сердечника с увеличенной на 150 мм длиной и таблетки, у которой наружный диаметр равен 7,6 мм, а внутренний – 1,2 мм (7,6/1,2 мм). Увеличение длины топливного сердечника осуществляется поэтапно: на первом этапе (переходный топливный цикл) – за счёт использования бланкетов в верхней и нижней части твэлов, на втором – за счёт увеличения длины активной части с 3 530 до 3 680 мм.

Цель работы состояла в получении экспериментальных данных по состоянию твэлов с удлинённым топливным сердечником (таблетка 7,6/1,2 мм), включая зоны бланкетов (таблетка 7,57/2,35 мм), отработавшей в течение трёх кампаний ТВС-2М для обоснования внедрения усовершенствованного ядерного топлива. Были проведены исследования пяти твэлов с выгоранием топлива 39,7–45,7 МВт·сут/кгU. Сопоставление представленных на рисунке данных по деформации твэлов ТВС-2М с таблеткой 7,6/1,2 мм и штатных твэлов с таблеткой 7,57/2,35 мм позволяет сделать следующие выводы:

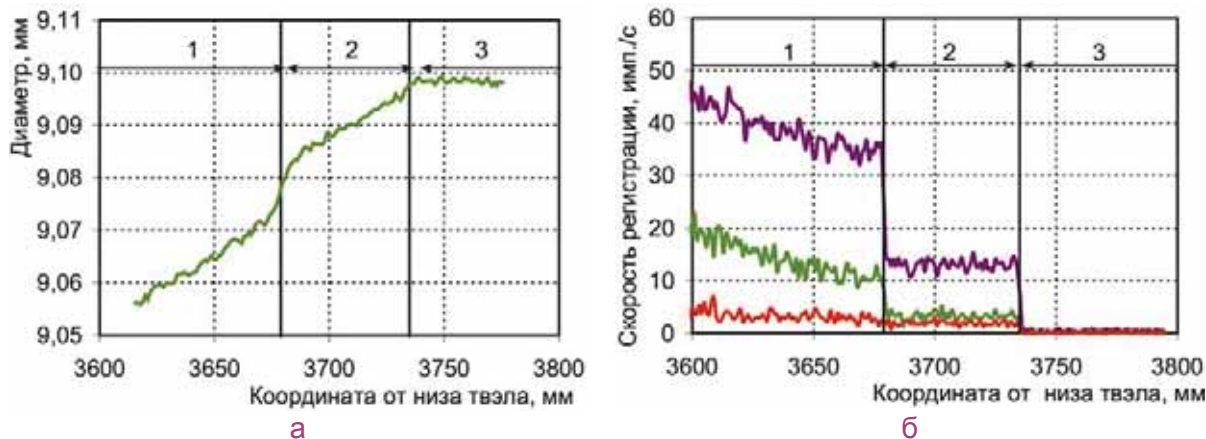
- ◆ обратная деформация на оболочках твэлов с повышенной загрузкой урана регистрируется уже при выгорании топлива около 40 МВт·сут/кгU, в то время как у штатных твэлов – начиная с 50 МВт·сут/кгU;
- ◆ использование таблетки 7,6/1,2 мм приводит к уменьшению средней величины зазора между топливом и оболочкой в исходном состоянии с 160 мкм до 130 мкм, в результате чего механическое взаимодействие между топливом и оболочкой начинается при меньших значениях выгорания топлива; увеличения высоты гофр при этом не наблюдается.



Зависимость деформации оболочек (а) и высоты гофр (б)  
от выгорания топлива для штатных твэлов (●) и твэлов ТВС-2М (○)

На участке газосборника значение диаметра постоянно и близко к исходному, о чём свидетельствует рисунок далее. С уменьшением высотной координаты из-за резкого

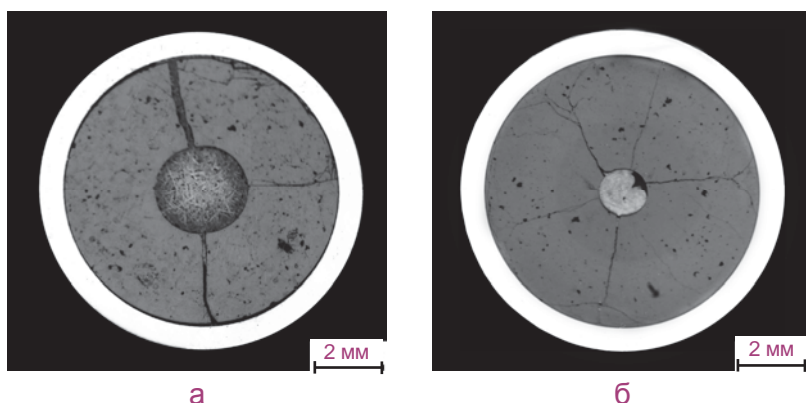
увеличения потока нейтронов и температуры оболочки наблюдается уменьшение диаметра, обусловленное большей скоростью радиационно-термической ползучести материала оболочки под действием давления теплоносителя.



Средний диаметр (а) и распределение продуктов деления (б): цезия-137 (—), цезия-134 (—), рутения-106 (—) – на различных участках твэла:  
1 – активная часть; 2 – бланкет; 3 – газосборник

Из результатов гамма-спектрометрических исследований получено, что профиль выгорания на активной части топливного сердечника, а соответственно и осевой коэффициент неравномерности, являются типичными для твэлов реактора ВВЭР-1000. Осевого перераспределения летучих нуклидов цезия-134 и цезия-137, а также твёрдых продуктов деления: циркония-95, рутения-106 и других – не произошло. Длина топливных сердечников в среднем увеличилась на 27 мм. По скачкообразному изменению эффективной скорости счёта (регистрации) гамма-квантов продуктов деления выделяется зона бланкета. Скорость счёта цезия-137 на участке бланкета постоянна и примерно в 2,7 раза меньше, чем на верхнем участке активной части. Значения выгорания топлива в верхних бланкетах находятся в интервале от 7,0 до 8,9 МВт-сут/кгU.

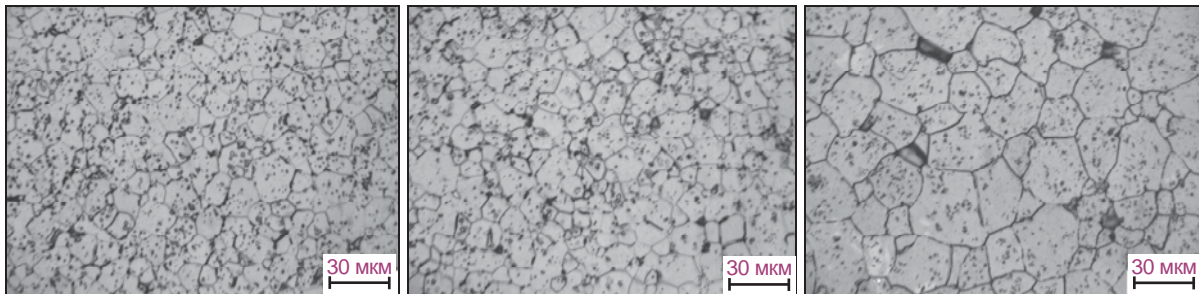
В результате разрушающих исследований получены следующие данные. Таблетки нижнего бланкета и центральной части топливного сердечника фрагментированы преимущественно радиальными трещинами (три и пять крупных фрагментов на рисунке ниже). В периферийном слое присутствуют тангенциальные трещины.



Макроструктура поперечного сечения твэла на участке нижнего бланкета (а) и в середине топливного сердечника (б)

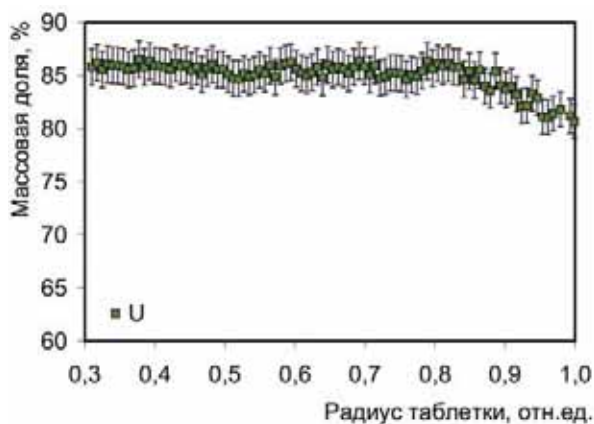
В центральной части топливного сердечника на большей части периметра топливо плотно сцеплено с внутренней поверхностью оболочки, что свидетельствует об отсутствии зазора между топливом и оболочкой на момент окончания эксплуатации.

Рекристаллизации топлива не произошло, размер зёрен в таблетках бланкета заметно меньше, чем в активной части (см. рисунок). В таблетках бланкетов и активной части поры преимущественно округлой формы, диаметром 1–2 мкм, равномерно распределённые по сечению, за исключением периферийного слоя таблеток активной части, где размер пор и их концентрация выше.

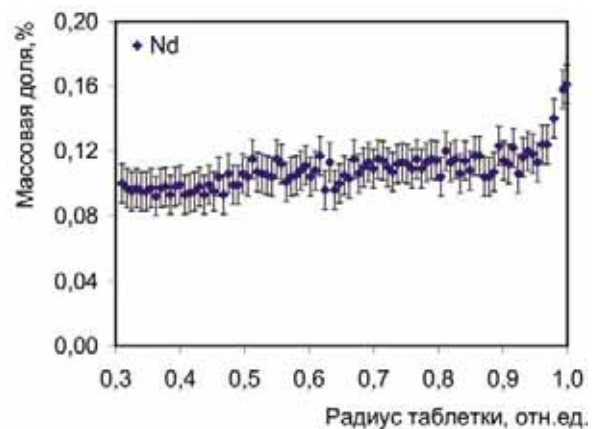


а б в  
Микроструктура топлива на участках нижнего (а) и верхнего (б) бланкета и в середине топливного сердечника (в)

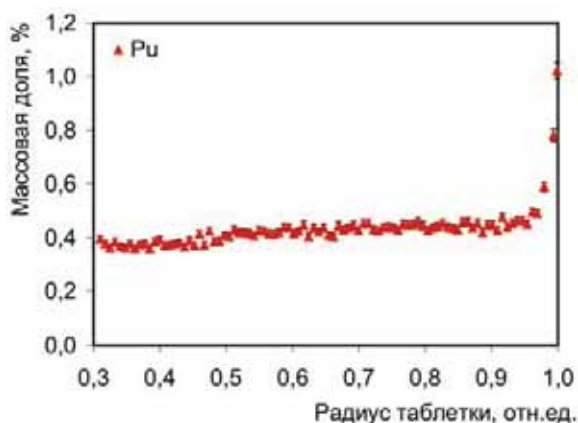
Распределение продуктов деления и делящихся компонентов по радиусу таблетки верхнего бланкета соответствует распределению выгорания топлива (см. рисунок). Массовая доля плутония, накопление которого связано с резонансным поглощением ураном-238 промежуточных нейтронов, в обоих бланкетах достигла 0,4 %, а в периферийном слое – 1 %.



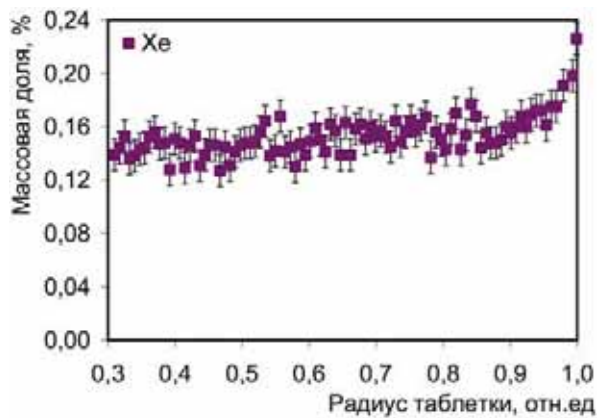
а



б



в



г

Распределение продуктов деления и делящихся компонентов: урана (а), ниобия (б), плутония (в), ксенона (г) – в верхнем бланкете твэла

Накопление и распределение продуктов деления и плутония в активной части такие же, как в других твэлах реактора ВВЭР-1000. По сравнению с расчётным накоплением содержание ксенона в матрице топлива в центральной части таблетки и на периферии пониженное. В первом случае это объясняется термическим выходом ксенона во внутри- и межзёрненные поры. Во втором случае это связано с образованием *rim*-слоя, в котором при достижении локального выгорания топлива около 50 МВт·сут/кгU происходит реструктуризация топливной композиции (образование повышенной пористости, измельчение зерна)\*.

Прочностные свойства оболочки твэла в районе бланкетов в среднем немного выше, чем в середине твэла, а пластические характеристики ниже, но разница невелика. При температуре 380 °С значения предела прочности и условного предела текучести находятся в диапазоне 236–305 и 221–290 МПа соответственно, а значения удлинения не опускаются ниже 17 %.

В целом состояние твэлов с повышенной загрузкой урана соответствует состоянию штатных твэлов реактора ВВЭР-1000. Ни по одному из параметров, определяющих работоспособность изделий, не установлено признаков истощения ресурса.

*Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, В.С. Поленок,  
О.Г. Сидоренко, Г.П. Кобылянский, О.Н. Никитин*

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛА С ПОВЫШЕННЫМ ОКИСЛЕНИЕМ ОБОЛОЧКИ И НЕГЕРМЕТИЧНОГО ТВЭЛА ОТРАБОТАВШЕЙ ТВСА-5М

В институте были проведены послереакторные исследования негерметичной ТВСА-5М, отработавшей пять кампаний на первом блоке Калининской АЭС, с целью получения данных для обоснования работоспособности твэлов нового поколения с топливной таблеткой, у которой наружный диаметр равен 7,6 мм, а внутренний – 1,2 мм. По результатам работы был идентифицирован негерметичный твэл и определена причина его разгерметизации – сквозное повреждение оболочки посторонним предметом. Кроме того, при визуальной инспекции в наружном ряду пучка под уголком каркаса был обнаружен твэл с повышенным окислением на протяжённых участках оболочки.

По результатам работы определена причина повышенного окисления оболочки углового твэла, проведена оценка общего состояния топлива и оболочки негерметичного твэла, а также влияния разгерметизации твэла в условиях плотного контакта топлива с оболочкой на выход продуктов деления.

**Исследования твэла с повышенным окислением оболочки.** По результатам исследований установлено, что участки повышенного окисления твэла имеют ширину

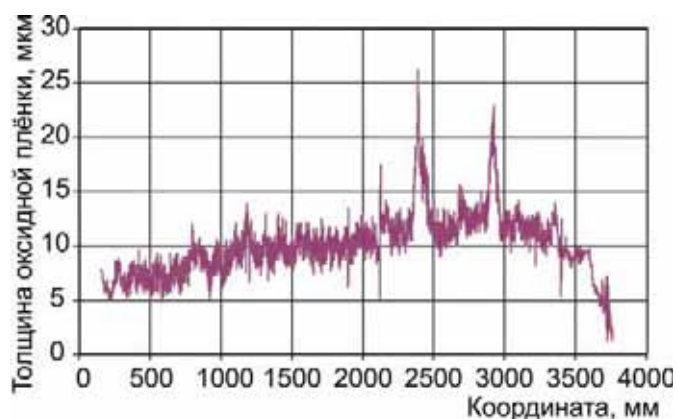
\* Крюков Ф.Н., Кузьмин С.В., Лядов Г.Д. и др. Рентгеноспектральный микроанализ ксенона в облучённом топливе тепловых реакторов // Атомная энергия, 2006. Т. 100, вып. 2. С. 92–96.

до трети периметра оболочки и расположены по одной образующей на участках протяжённостью от 25 до 90 мм. В качестве иллюстрации на рисунке приведено изображение одного из таких участков.

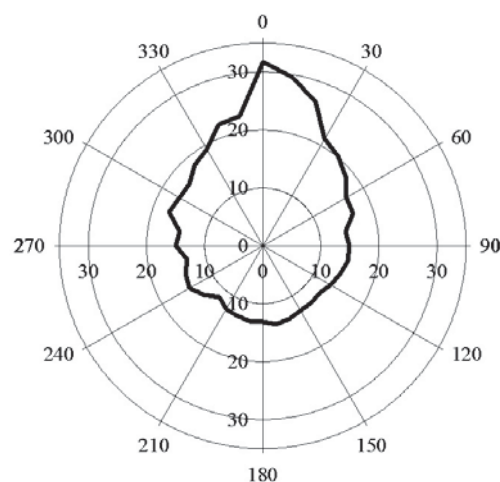


Внешний вид одного из участков повышенного окисления оболочки твэла

Измерения толщины оксидной плёнки на поверхности данного твэла вихретоковым и металлографическим методами показали, что она достигает значений 30 мкм (участок дистанционирующих решёток № 9 и 10) и 27 мкм (участок дистанционирующих решёток № 11 и 12), в то время как с противоположной стороны твэла её значения находятся в пределах 8–12 мкм, характерных и для твэла, взятого за образец (твэла-свидетеля). Почти по всему периметру оболочки плёнка имеет тангенциальные и радиальные трещины, отслоений от металлической основы не наблюдается.

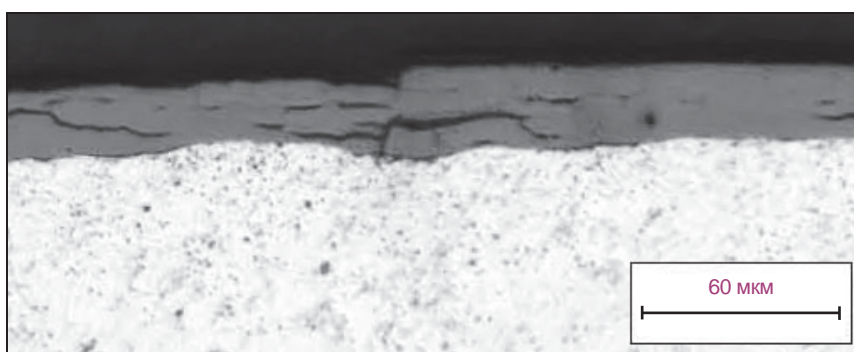


а



б

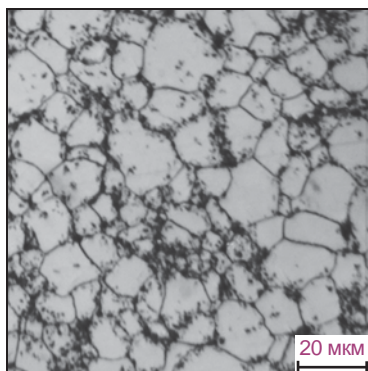
Распределение толщины оксидной плёнки твэла с повышенным окислением оболочки, полученное вихретоковым методом: а – по образующей максимального окисления; б – по азимуту на координате\*, равной 2400 мм



Внешний вид наружной поверхности оболочки твэла на координате, равной 2370 мм

\* Здесь и далее в рисунках этой статьи все координаты даны от бурта нижней заглушки твэла.

Следует отметить, что результаты измерения количества и состава газа под оболочкой твэла показали, что выход газообразных продуктов деления составил 4,7 %, что укладывается в интервал значений, полученный для ранее исследованных твэлов ТВСА-5М, и дополнительно свидетельствует об отсутствии рекристаллизации топлива.



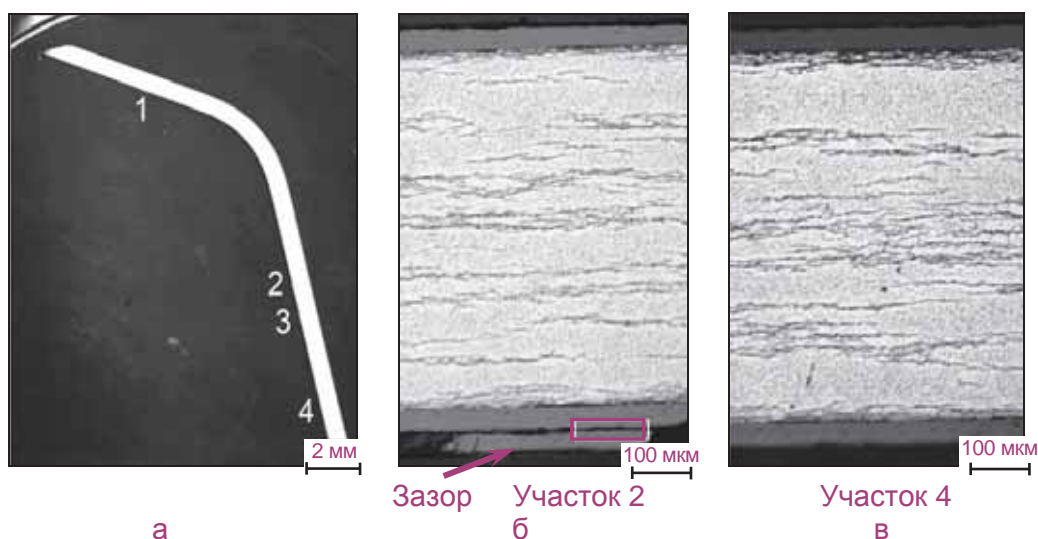
Микроструктура поперечного сечения топливной таблетки твэла с повышенным окислением оболочки на координате, равной 2885 мм

Результаты исследования уголка каркаса, прилегающего к твэлу с повышенным окислением оболочки, показали следующее:

1. Оксидная плёнка на внутренней и наружной поверхностях всех исследованных сечений равномерна по толщине, хорошо сцеплена с металлической основой, в ней присутствуют мелкие поры, растрескивания практически нет.

2. Пластинчатые гидриды в значительной степени сконцентрированы вдоль оси прокатки. Лишь у самой поверхности часть гидридных пластин имеет отличающуюся ориентацию.

3. В пролёте между дистанционирующими решётками № 9 и 10 в местах возможного сближения твэла, характеризующегося повышенным окислением оболочки, и уголка каркаса (участки № 1 и № 2) толщина оксидной плёнки составляет 73–84 мкм, тогда как на участке № 4 не превышает 53 мкм (см. рисунок). На этих участках плёнка разделена продольными и поперечными трещинами, при подготовке шлифов значительная часть её выкрошилась. Фреттинг-износа оболочки и уголка не зарегистрировано, что свидетельствует об отсутствии их контакта.



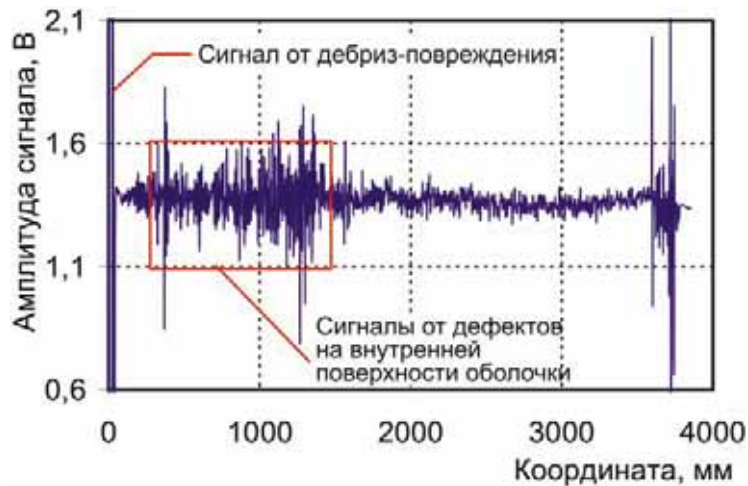
Макро- (а) и микроструктура (б, в) участков (1–4) уголка каркаса в пролёте между дистанционирующими решётками № 9 и 10

По результатам исследований установлено, что причиной повышенного окисления твэла и уголка каркаса является их сближение вследствие их же прогиба на участке между дистанционирующими решётками, а также ухудшение теплосъёма и образование паровой фазы около поверхности с соответствующим ускорением процесса коррозии. Однако подкипание теплоносителя не привело к ухудшению основных характеристик твэла, определяющих его работоспособность.

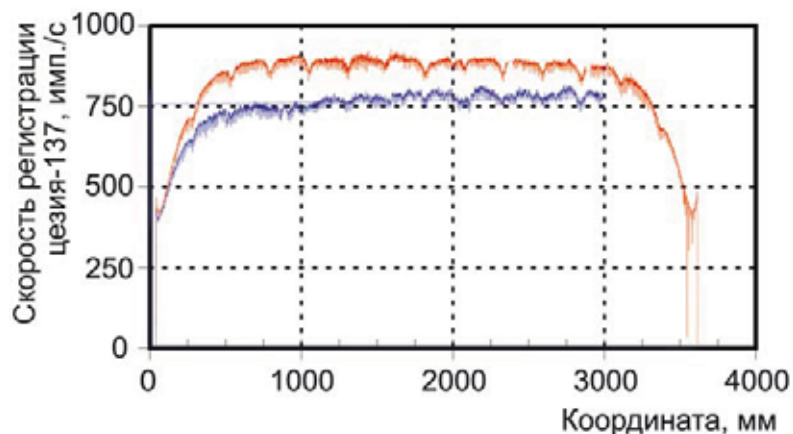
**Исследования негерметичного твэла.** Особенностью негерметичного твэла было то, что его разгерметизация произошла в течение последнего цикла эксплуатации при выгорании топлива около 60 МВт·сут/кг U в отсутствие зазора между топливом и оболочкой. Обнаруженные при исследовании этого твэла отличия его состояния от состояния твэлов с меньшим выгоранием топлива главным образом являются следствием отсутствия зазора между топливом и оболочкой.

По данным вихретоковой дефектоскопии дефекты на внутренней поверхности оболочки наблюдаются на удалении примерно до 1,5 м от дебриз-повреждения.

По результатам гамма-сканирования кривая распределения радионуклида цезия-137 для негерметичного твэла лежит ниже, чем для твэла, взятого за образец (твэла-свидетеля), что говорит о выходе цезия из твэла.



а



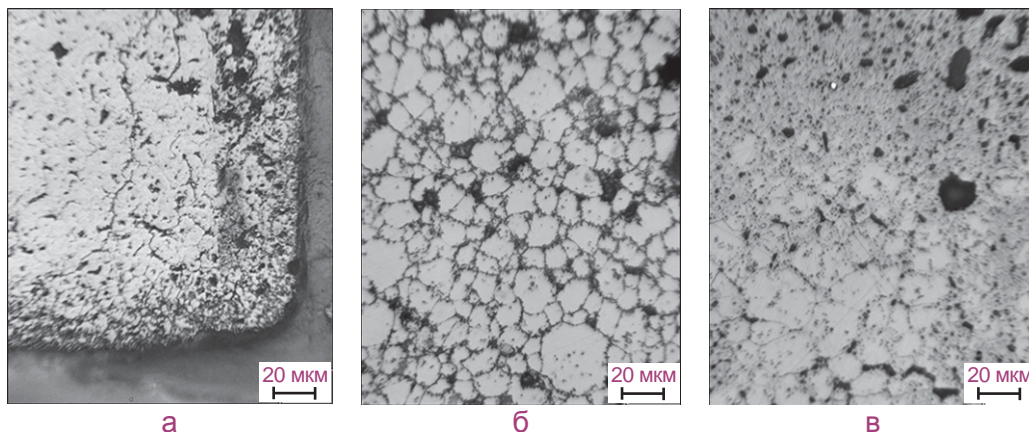
б

Вихретоковая диаграмма (а) и гамма-сканограмма (б) негерметичного твэла (—) и твэла-свидетеля (—)

Исследование структуры топлива показало отсутствие перегрева топлива до температуры интенсивного газового распухания в периферийной части и собирательной рекристаллизации в центре топливной таблетки, обычно наблюдаемых

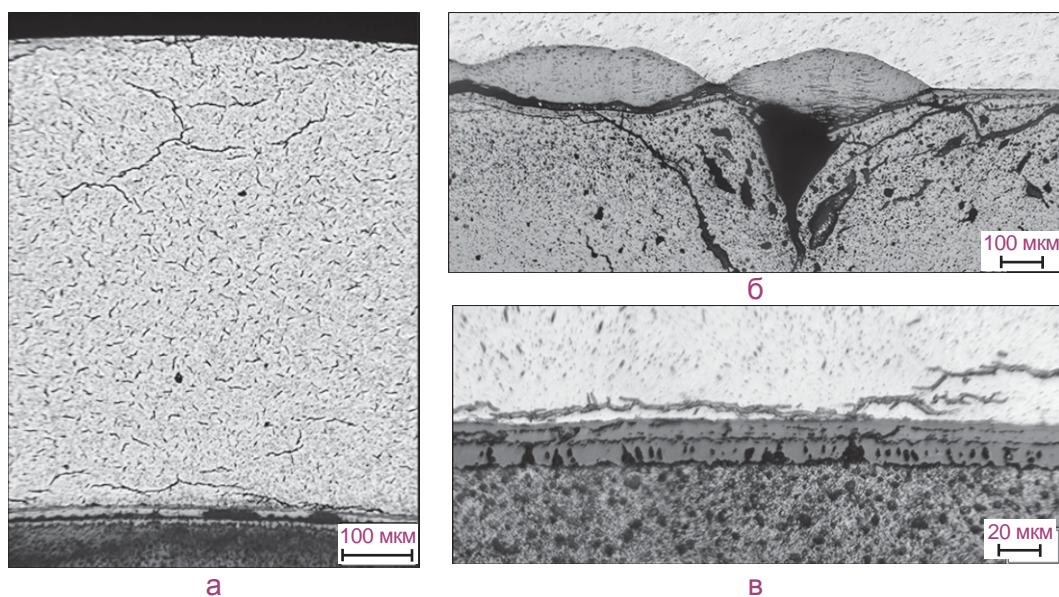


в негерметичных твэлах с сохраняющимся зазором. Разгерметизация привела к окислению топлива по всему сечению топливной таблетки в нижней части и внешних слоёв таблетки в верхней части твэла.



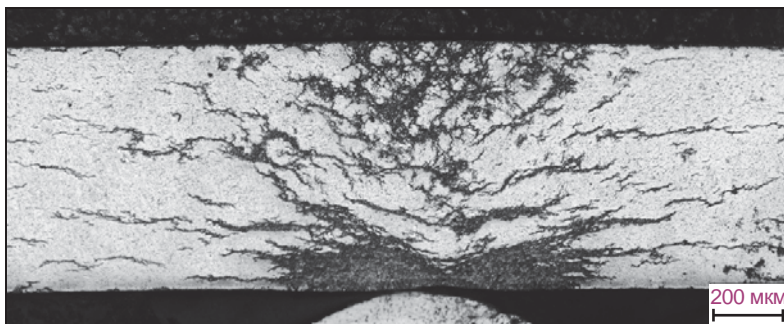
Микроструктура окисленного топлива на поверхности центрального отверстия (а), в центре (б) и на периферии (в) топливной таблетки (травление)

В оболочке по длине активной части твэла выявлено увеличение концентрации хаотично ориентированных гидридов, но образования массивных гидридов, типичного для твэлов с меньшим выгоранием топлива, не произошло. Сигналы от дефектов, зарегистрированные при вихретоковой дефектоскопии, были обусловлены нодулярным окислением внутренней поверхности оболочки. Участки образования нодулей прилегли к стыкам топливных таблеток, через которые происходил приток пара к оболочке. Вне участков нодулярного окисления внутренняя поверхность оболочки была равномерно окислена. Толщина слоя оксида – около 20 мкм, из которых примерно 10 мкм составляет оксид, образовавшийся при эксплуатации твэла в герметичном состоянии после наступления плотного контакта топлива с оболочкой.



Микроструктура оболочки по длине активной части твэла (а), оксидной плёнки на внутренней поверхности оболочки (травление) на участке стыка топливных таблеток (б) и вне участков нодулярного окисления (в)

В компенсационном объёме твэла на участках контакта витков пружинного фиксатора с оболочкой произошло образование массивных гидридов, распространяющихся на всю толщину оболочки твэла.



Микроструктура оболочки твэла  
на участке контакта с пружинным фиксатором (травление)

В целом результаты исследования показали, что разгерметизация твэла с высоким выгоранием топлива приводит к меньшим повреждениям топлива и оболочки по длине топливного сердечника в сравнении с твэлами, у которых сохраняется радиальный зазор: не происходит связанного с перегревом изменения структуры топлива и образования массивных гидридов в оболочке по длине активной части твэла.

Гидрирование оболочки в области компенсационного объёма привело к типичному для негерметичных твэлов реактора ВВЭР образованию массивных гидридов, распространяющихся на всю толщину оболочки. Эти гидриды представляют максимальную опасность с точки зрения хрупкого разрушения оболочки после разгерметизации.

*Е.А. Звир, В.А. Жителев, А.В. Строжук,  
В.С. Поленок, Г.В. Шевляков, О.Г. Сидоренко,  
А.В. Горячев, Л.В. Куреева, И.Н. Волкова*

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 ПОСЛЕ ИСПЫТАНИЙ, МОДЕЛИРУЮЩИХ СУХОЕ ХРАНЕНИЕ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК

Для обоснования безопасных режимов длительного сухого хранения отработавшего ядерного топлива необходимо спрогнозировать его поведение в течение всего срока хранения с учётом переходных режимов, аномальных событий, а также проектных и запроектных аварий, которые могут происходить при хранении отработавшего ядерного топлива. Такой прогноз может быть выполнен только на основе какой-либо расчётной модели поведения топлива при длительном сухом хранении. Для верификации этой модели необходимо провести испытания отработавшего ядерного топлива в условиях, максимально моделирующих сухое хранение.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» проводятся исследования поведения облучённых твэлов реактора ВВЭР-1000 для обоснования длительного хранения отработавших тепловыделяющих сборок этого реактора в вентилируемых железобетонных контейнерах хранилища отработавшего ядерного топлива на Запорожской АЭС.

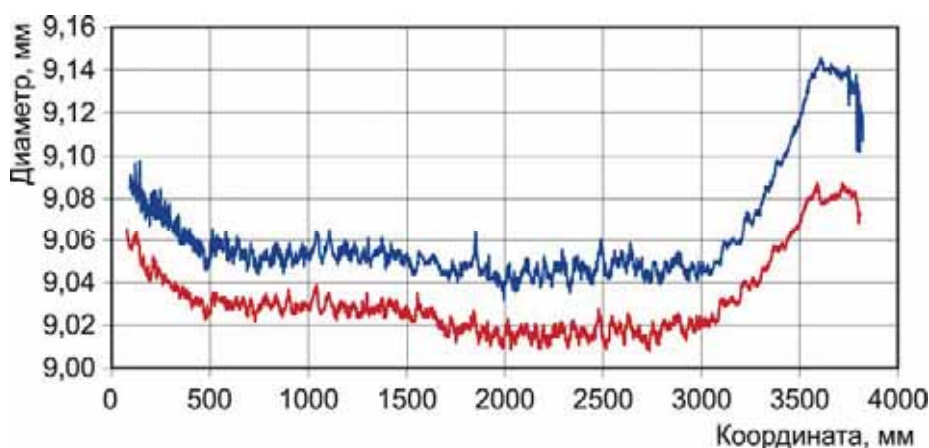
Одним из основных требований к топливу, обеспечивающих безопасность его длительного сухого хранения, является сохранение герметичности оболочек твэлов в течение всего срока хранения. В проекте хранилища на Запорожской АЭС в качестве критерия сохранения герметичности оболочки твэлов принята максимально допустимая окружная деформация оболочки, равная 2 %.

Моделирование условий сухого хранения отработавших тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 выполняется с помощью электрообогреваемого стенда. Ранее уже были проведены испытания твэлов в условиях переходных режимов, аномальных событий, проектных и запроектных аварий.

В настоящее время проводятся длительные термические испытания твэлов в инертной среде при температуре 380 °С. Эти испытания моделируют нормальный режим эксплуатации хранилища отработавшего ядерного топлива. Испытываются твэлы, эксплуатировавшиеся в составе тепловыделяющей сборки на Запорожской АЭС в течение трёх и четырёх топливных циклов, среднее выгорание топлива в твэлах – в диапазоне примерно от 44 до 49 МВт-сут/кгU.

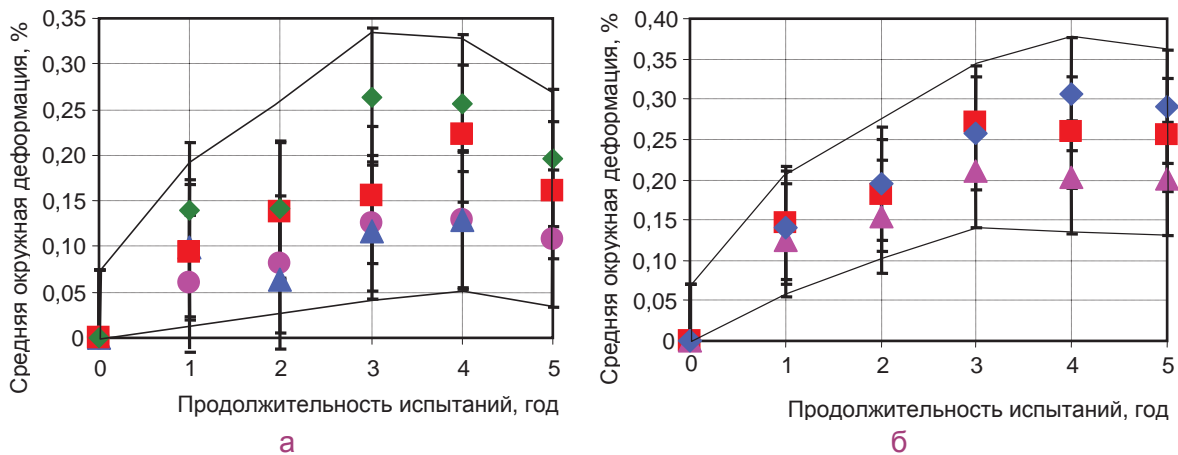
Испытания твэлов проводят в несколько этапов. После каждого этапа испытаний продолжительностью около одного года твэлы извлекают из стенда и проводят их неразрушающие исследования, затем твэлы возвращают в стенд и испытания продолжают. После трёх, пяти, семи и восьми с половиной лет испытаний должны проводиться разрушающие материаловедческие исследования твэлов. В настоящее время проведено пять этапов испытаний твэлов общей продолжительностью более пяти лет. Все испытываемые твэлы сохранили герметичность.

В качестве примера на рисунке ниже приведено распределение среднего диаметра (усреднение проведено по четырём тангенциальным ориентациям) по длине твэла до начала и после пяти лет испытаний (около 43208 ч). Этот твэл эксплуатировали в реакторе в течение четырёх топливных циклов.



Распределение среднего диаметра по длине твэла до (—) и после пяти лет (—) испытаний

По результатам обработки полученных профилограмм оболочек твэлов вычисляли их окружную деформацию. Далее приведена зависимость средней окружной деформации оболочек твэлов от продолжительности испытаний. Окружную деформацию вычисляли для центрального участка оболочки с координатами от 500 до 3000 мм.



Зависимость средней окружной деформации оболочки твэлов после трёх (а) и четырёх (б) топливных циклов эксплуатации от продолжительности испытаний

На рисунках отчётливо видна стадия неустановившейся ползучести в начале испытаний с последующим постепенным уменьшением её скорости. При сравнении твэлов с различным количеством топливных циклов эксплуатации видно, что чем больше величина выгорания топлива, тем больше окружная деформация оболочки.

После пяти лет термических испытаний для твэлов, эксплуатировавшихся четыре топливных цикла, среднее значение окружной деформации не превысило 0,3 %, для твэлов, эксплуатировавшихся три топливных цикла, – 0,2 %; максимальное значение окружной деформации в сечении оболочки не превысило 0,37 %, что значительно ниже допустимого порогового значения в 2 %.

По результатам разрушающих материаловедческих исследований двух герметичных твэлов, эксплуатировавшихся три и четыре топливных цикла, после пяти лет термических испытаний установлено, что:

- ◆ на уровне топливного сердечника на наружной поверхности оболочек наблюдаются оксидные плёнки толщиной 14–53 мкм, что на 12–47 мкм больше, чем у твэлов, не подвергавшихся термическим испытаниям;
- ◆ в районе сварных соединений толщина оксидных плёнок достигает 17–32 мкм;
- ◆ не наблюдается заметного дополнительного наводороживания оболочек твэлов, массовая доля водорода не превышает значения около 0,007 %, ориентация гидридов, ставших более крупными после термических испытаний твэлов, преимущественно тангенциальная;
- ◆ в результате термических испытаний произошёл почти полный возврат прочностных характеристик оболочек твэлов, что обусловлено, вероятно, отжигом радиационных дефектов, образовавшихся в результате эксплуатации твэлов в реакторе;
- ◆ пластические характеристики увеличились, но не достигли уровня, характерного для необлучённых кольцевых образцов, по-видимому, из-за коррозионных процессов.

Обнаруженные изменения коррозионного состояния и механических характеристик оболочек твэлов не являются критическими с точки зрения возможности разгерметизации твэлов во время длительного сухого хранения.

Полученные экспериментальные данные будут использованы для верификации моделей поведения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 при сухом хранении. Испытания твэлов планируется продолжать еще в течение нескольких лет.

*Е.А. Звир, П.А. Ильин, П.И. Гринь,  
Г.П. Кобылянский, Г.И. Маёршина*

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

В качестве материала оболочек твэлов активных зон плавучих энергоблоков и атомных станций малой мощности предполагается использовать циркониевые сплавы, которые должны обеспечить длительное время работы на мощности в условиях аммиачного водно-химического режима с учётом того, что значительную часть времени твэлы будут эксплуатироваться в условиях поверхностного кипения теплоносителя.

Из-за развития с течением времени язвенной (нодульной) коррозии оболочек под облучением работоспособность твэлов с оболочками из циркониевого сплава Э110 в указанных условиях ограничена [1].

Одним из возможных путей повышения коррозионной стойкости сплава Э110 является дополнительное легирование. В ОАО «ВНИИНМ» разрабатывается модифицированный сплав Э110М с увеличенным содержанием железа и кислорода. Эта модификация сплава Э110 направлена на повышение стойкости сплава к язвенной коррозии и / или увеличение инкубационного периода её зарождения.

Другой путь борьбы с язвенной коррозией – использование циркониевых сплавов типа Э635. Основным преимуществом сплава Э635 (Zr-1%Nb-1,2%Sn-0,35%Fe) перед сплавом Э110 является отсутствие язвенной коррозии оболочек во всех условиях испытаний. Сплав малочувствителен к водно-химическому режиму теплоносителя и содержанию в нём кислорода. Его применение перспективно для активных зон с повышенными ресурсными характеристиками.

В то же время следует отметить, что равномерная коррозия оболочек из сплава Э635 выше, чем у оболочек из сплава Э110; наблюдается повышенное по сравнению со сплавом Э110 гидрирование оболочек из сплава Э635, что в определённых условиях может вызвать снижение пластических характеристик [2]. С целью улучшения эксплуатационных характеристик сплава Э635 в ОАО «ВНИИНМ» разработан сплав Э635М (Zr-0,8%Nb-0,8%Sn-0,35%Fe) [3]. Сплав Э635М отличается от сплава Э635 более низким содержанием олова и ниобия, также в нём оптимизировано соотношение железа и ниобия.

Можно предположить, что сплав Э635М должен сохранить положительные свойства Э635 (отсутствие язвенной коррозии во всех условиях испытаний и чувствительности к водно-химическому режиму теплоносителя, а также содержанию в нём кислорода) и в то же время превосходить его по стойкости к равномерной коррозии и гидрированию, а также по пластическим характеристикам.

Большие надежды связаны также с применением другого варианта циркониевого сплава из этой системы – сплава Э635 оптимизированного (Zr-1%Nb-0,8%Sn-0,35%Fe), где по сравнению со сплавом Э635 изменено только содержание олова и нижний предел значения содержания кислорода. Этот сплав также превосходит сплав Э635 по основным характеристикам, но, в отличие от сплава Э635М, должен хорошо проявлять себя в активных зонах с теплоносителем, содержащим литий, как, например, в реакторе PWR с массовой долей лития на уровне 0,0002–0,0005 % (2–5 ppm).

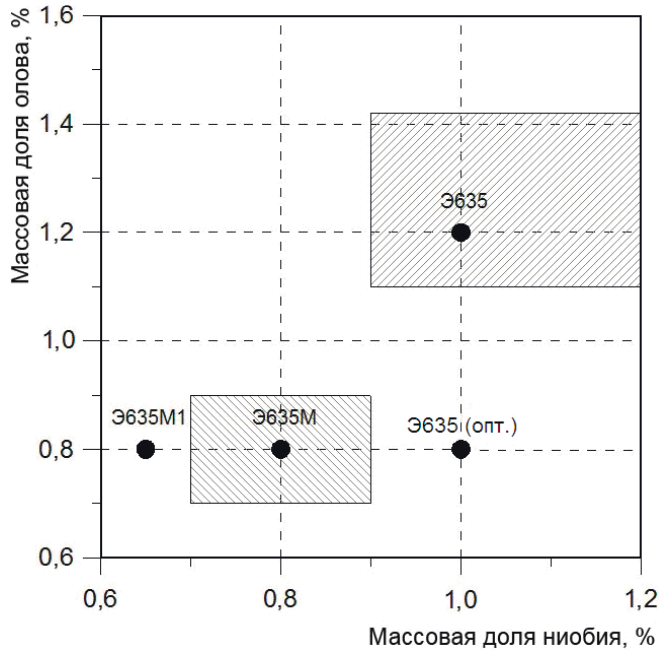
Для выявления относительных преимуществ модифицированных сплавов в ОАО «ВНИИНМ» был изготовлен комплект твэлов с оболочками из циркониевых сплавов Э110, Э110М (три варианта), Э635, Э635М (опытный вариант), Э635 (оптимизированный). Составы рассматриваемых сплавов приведены в таблице.

## Химический состав оболочек

| Сплав                   | Массовая доля элемента, % |        |        |          |
|-------------------------|---------------------------|--------|--------|----------|
|                         | Олово                     | Ниобий | Железо | Кислород |
| Э110 (штатный)          | –                         | 1,0    | 0,01   | 0,03     |
| Э635 (штатный)          | 1,2                       | 1,0    | 0,35   | 0,04     |
| Э110М1*                 | –                         | 1,0    | 0,12   | 0,13     |
| Э110М2*                 | –                         | 1,0    | 0,07   | 0,11     |
| Э110М3*                 | –                         | 1,0    | 0,15   | 0,10     |
| Э635 (оптимизированный) | 0,8                       | 0,96   | 0,3    | 0,09     |
| Э635М1*                 | 0,8                       | 0,65   | 0,28   | 0,09     |

\* Здесь и далее последняя цифра обозначает номер варианта (модификации).

Длина твэлов составляла 246 мм, диаметр – 9,13 мм, активная часть твэлов была заполнена ядерным топливом (гранулы  $UO_2$ , массовая доля  $^{235}U$  в уране – 17 %)



Соотношение содержания ниобия и олова в сплавах Э635 и Э635М (вместе с пределами), Э635 (опт.) и Э635М1

и залита матричным материалом (алюминиево-кремниевоникелевый сплав).

Следует отметить, что опытная модификация сплава Э635М1 по химическому составу отличалась от сплава Э635М пониженным содержанием ниобия и железа – несколько меньше нижних пределов содержания этих элементов. Полученные результаты представляют большой интерес, поскольку это первые исследования облучённых твэлов с оболочками из сплавов Э635 (опт.) и Э635М.

Реакторные испытания твэлов проводились в петлевых каналах исследовательского реактора МИР в составе облучательного устройства «Гирлянда» в условиях аммиачного воднохимического режима.

Основные параметры теплоносителя в стационарных режимах в период испытаний облучательного устройства «Гирлянда»:

Давление теплоносителя на выходе из петлевого канала, МПа ..... 14,5–16,0

Температура воды на входе в петлевой канал, °С ..... 260–285

Расход теплоносителя через петлевой канал, т/ч ..... 12,5–13,6

Длительность испытаний твэлов при работе реактора на мощности составила 22970 ч, общее время испытаний – 48940 ч. Расчётное значение максимального накопления осколков деления в твэлах составило около 0,6 г/см<sup>3</sup>. Расчётное значение флюенса быстрых нейтронов ( $E > 0,1$  МэВ) достигло значения  $6 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$ . В начальный период испытаний (около 100 сут) максимальная линейная плотность теплового потока превышала 350 Вт/см, температура поверхности оболочек составляла 335 °С, теплоотвод

с поверхности производился в режиме поверхностного кипения. В дальнейшем максимальная линейная плотность теплового потока не превышала 300 Вт/см.

После завершения реакторных испытаний были выполнены послереакторные исследования твэлов с применением широкого спектра различных методик.

В ходе визуального осмотра твэлов не было выявлено нарушений их целостности, искривлений, вздутий или вмятин, все сварные соединения находились в удовлетворительном состоянии.



Около 170 мм



Около 140 мм

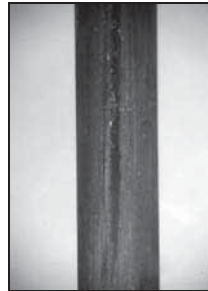


Около 90 мм

а



Около 200 мм



Около 170 мм



Около 110 мм

б



Около 180 мм



Около 150 мм



Около 80 мм

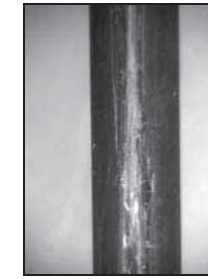
в



Около 160 мм



Около 130 мм



Около 80 мм

г

Внешний вид твэлов с оболочками из сплава Э110 (а) и его модификаций: Э110М1 (б), Э110М2 (в), Э110М3 (г) – после облучения (с указанием координаты от низа твэла)

Поверхность твэлов с оболочками из сплава Э110 и его модификаций после облучения стала матовой, тёмно-серого цвета. Однозначно идентифицировать язвенную коррозию удалось только на твэле с оболочкой из штатного сплава Э110 на участке около 90–110 мм от низа твэла, так как в этом месте визуально наблюдался рельеф на поверхности оболочки. Во всех остальных случаях поверхность твэлов была гладкая. Также на поверхности твэлов наблюдались области светло-серого цвета в виде мелких точек и линий, которые, возможно, являются начальной стадией нодулярной коррозии. Наибольшее количество таких пятен наблюдалось на твэле с оболочкой из штатного сплава Э110, наименьшее – на твэле с оболочкой из сплава Э110М2. Какой-либо зависимости в распределении пятен по высоте твэлов обнаружить не удалось.



Около 200 мм

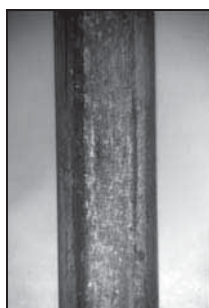


Около 130 мм

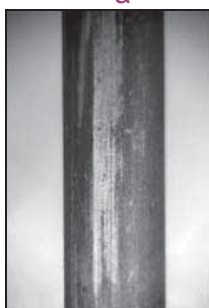


Около 100 мм

а



Около 50 мм



Около 130 мм

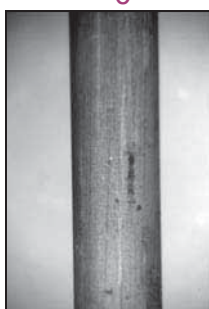


Около 80 мм

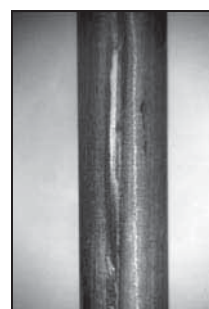
б



Около 190 мм



Около 90 мм



Около 60 мм

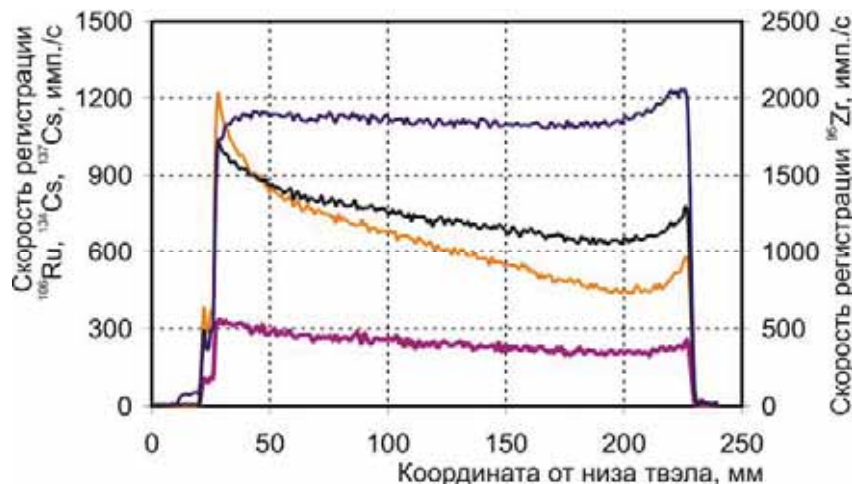
в

Внешний вид твэлов с оболочками из сплава Э635 (а) и его модификаций: Э635 опт. (б) и Э635М1 (в) – после облучения (с указанием координаты от низа твэла)

Карты распределения всех изотопов, полученные при гамма-сканировании твэлов, не содержали каких-либо аномалий. Характер распределения продуктов деления обусловлен неравномерностью нейтронного потока по высоте твэлов. Выгорание топлива

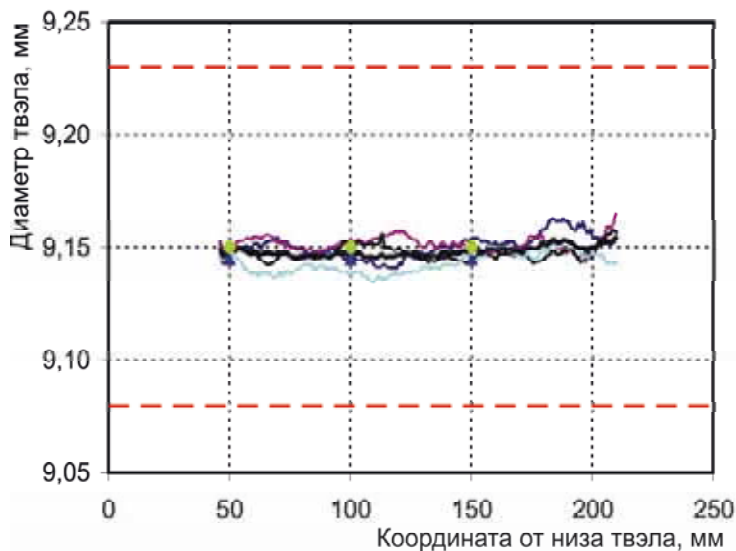


максимально в нижней части, так как при облучении твэлы были расположены выше центра активной зоны; значение выгорания топлива по мере приближения к верху твэла монотонно снижается. На верхнем и нижнем краях топливного сердечника наблюдается локальное повышение выгорания топлива из-за увеличения потока нейтронов.



Результаты гамма-сканирования твэла с оболочкой из штатного сплава Э110 с указанием кривых распределения циркония-95 (—), цезия-134 (—), цезия-137 (—) и рутения-106 (—)

Диаметр твэлов в ходе облучения не изменился, об этом свидетельствуют результаты профилометрии.



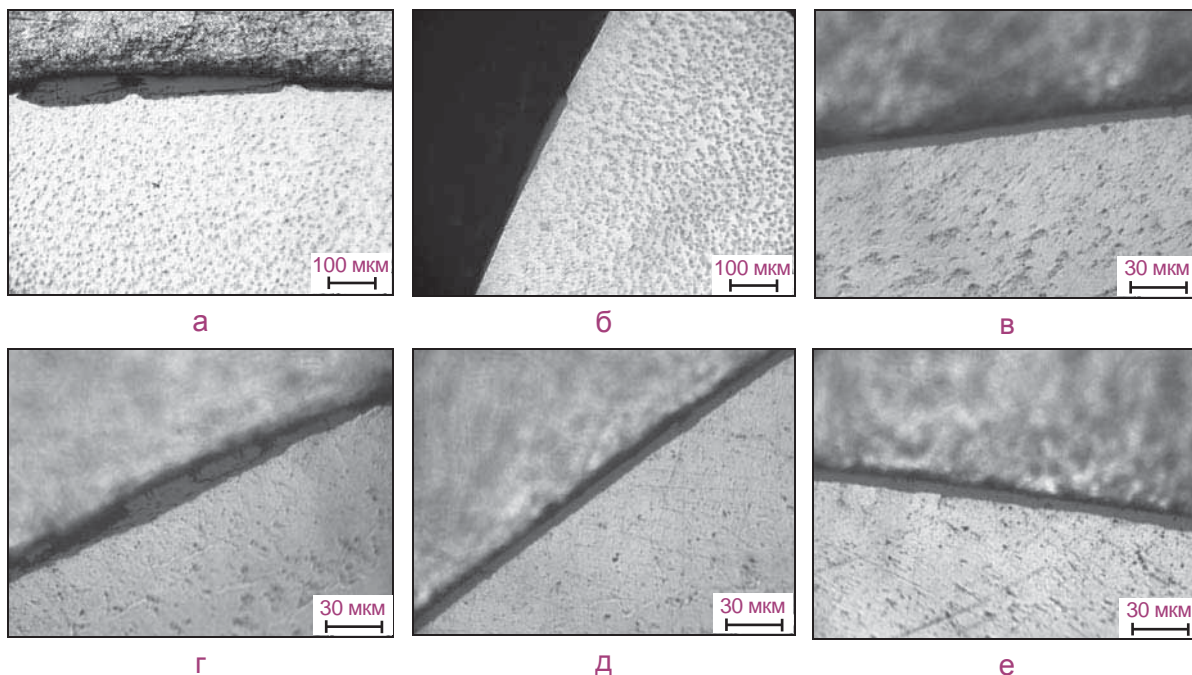
Результаты профилометрии твэла с оболочкой из сплава Э635М1 с указанием границы допуска на диаметр оболочки твэла по чертежу (---), среднего значения диаметра в различных ориентациях твэла: 0° (—), 45° (—), 90° (—), 135° (—); паспортных данных для 0° (▲) и 90° (●)

В результате металлографических исследований поперечных сечений твэлов было обнаружено, что состояние оболочек всех исследованных твэлов в целом удовлетворительное и каких-либо дефектов, свидетельствующих о нарушении целостности изделий, не обнаружено. На внешней поверхности всех твэлов наблюдается равномерная оксидная плёнка, которая имеет хороший контакт с оболочкой.

### Максимальная толщина коррозионных повреждений оболочек твэлов

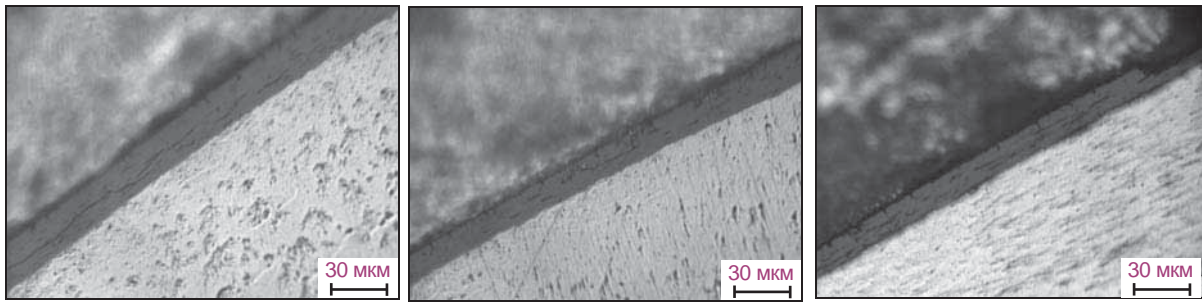
| Сплав                   | Максимальная толщина равномерной оксидной плёнки, мкм | Максимальная толщина язв, мкм |
|-------------------------|---|-------------------------------|
| Э110 (штатный)          | 10  | 57                            |
| Э110М1                  | 7   | 15                            |
| Э110М2                  | 9   | Не обнаружено                 |
| Э110М3                  | 8   | То же                         |
| Э635 (штатный)          | 25  | »                             |
| Э635 (оптимизированный) | 18  | »                             |
| Э635М1                  | 22  | »                             |

Толщина плёнки на оболочках из сплавов Э110 и его модификаций не превышает 10 мкм. Однако на поверхности оболочки из сплава Э110 наблюдаются отдельные нодули с максимальной толщиной 57 мкм и 23 мкм. Также небольшой нодуль толщиной 15 мкм обнаружен на поверхности оболочки из сплава Э110М1.

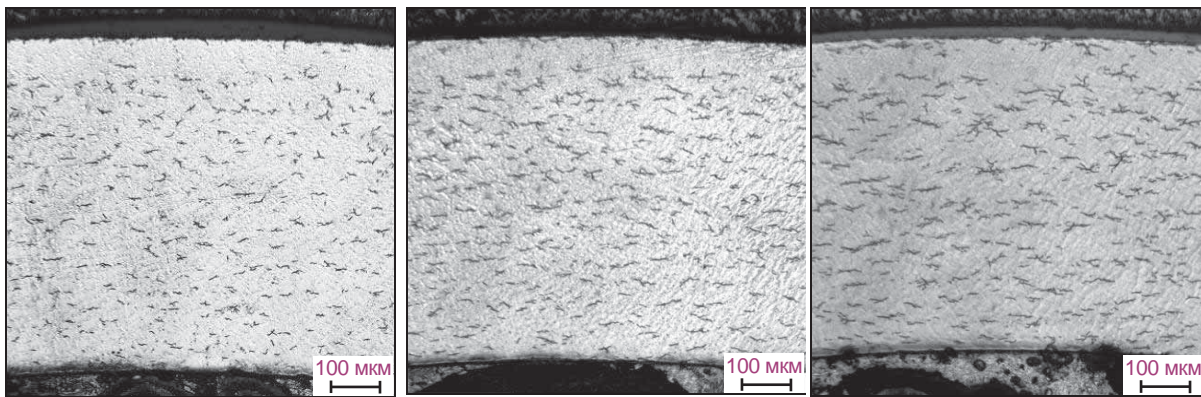


Микроструктура внешней поверхности оболочек твэлов из сплава Э110 (а, б) и его модификаций: Э110М1 (в, г); Э110М2 (д), Э110М3 (е)

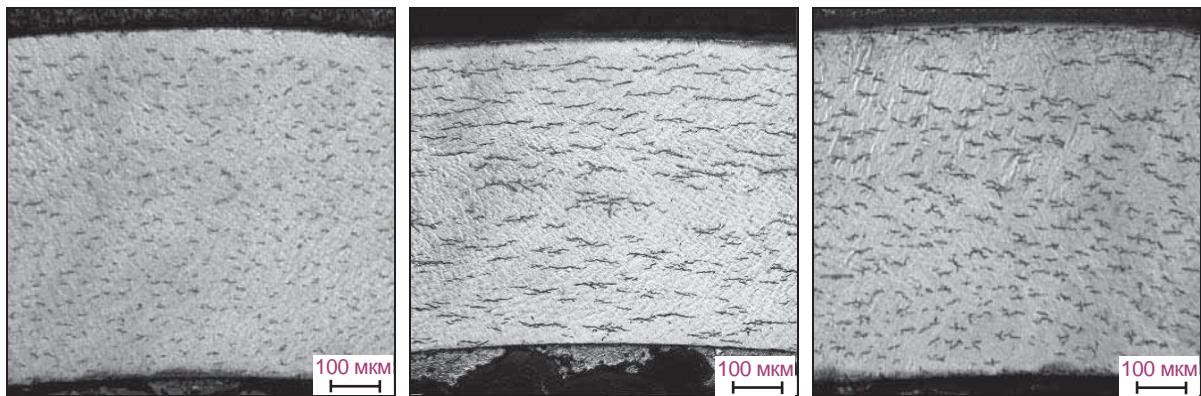
Толщина оксидной плёнки на оболочках из сплавов Э635 существенно выше. Максимальная толщина плёнки наблюдается на оболочке из сплава Э635 и составляет 25 мкм, на оболочке из сплава Э635 (опт.) толщина плёнки составляет 18 мкм, а из сплава Э635М1 – 22 мкм. Нодулярная коррозия на поверхности оболочек из сплавов Э635, Э635 (опт.) и Э635М1 отсутствует, в структуре оксидных плёнок наблюдаются многочисленные протяженные тангенциальные трещины. Во всех исследованных сечениях толщина плёнки сильно меняется по периметру оболочки. Например, в одном из сечений на оболочке из сплава Э635М1 толщина оксидной плёнки изменяется от 4 до 15 мкм.



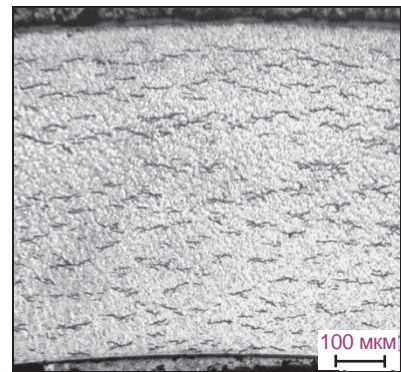
а б в  
 Микроструктура внешней поверхности оболочек твэлов  
 из сплава Э635 (а) и его модификаций: Э635 опт. (б), Э635М1 (в)



а б в



г д е



ж

Внешний вид гидридов в оболочках твэлов  
 из сплава Э110 (а) и его модификаций:  
 Э110М1 (б); Э110М2 (в), Э110М3 (г),  
 из сплава Э635 (д) и его модификаций:  
 Э635 опт. (е), Э635М1 (ж)

В оболочках из сплавов Э110, Э110М1, Э110М2 и Э110М3 наблюдаются как пластинчатые, так и точечные гидриды. Пластинчатые гидриды имеют преимущественно тангенциальную ориентацию, и их длина не превышает 65 мкм. При этом гидриды достаточно равномерно распределены по периметру и толщине оболочек.

В оболочках из сплавов Э635, Э635 (опт.) и Э635М1 наблюдаются заметно более протяжённые, по сравнению со сплавами Э110, Э110М1, Э110М2 и Э110М3, пластинчатые гидриды, которые также имеют преимущественно тангенциальную ориентацию.

Во всех твэлах было измерено содержание водорода в оболочках, при этом оксидная плёнка с оболочек не удалялась. Значение массовой доли водорода в оболочках твэлов из сплавов Э110, Э110М1, Э110М2 и Э110М3 одинаковое в пределах погрешности измерений и не превышает 0,0065 %. По сравнению с оболочками из сплавов на основе Э110 содержание водорода в оболочках из сплавов Э635, Э635 (опт.) и Э635М1 существенно выше, в оболочках из сплавов Э635 и Э635М1 – более чем в 2 раза.

#### Массовая доля водорода в оболочках твэлов

| Сплав                   | Массовая доля водорода, $\times 10^{-4}$ % |
|-------------------------|--|
| Э110 (штатный)          | 60 ± 6                                     |
| Э110М1                  | 60 ± 6                                     |
| Э110М2                  | 65 ± 7                                     |
| Э110М3                  | 65 ± 7                                     |
| Э635 (штатный)          | 153 ± 15                                   |
| Э635 (оптимизированный) | 87 ± 9                                     |
| Э635М1                  | 140 ± 14                                   |

Обращает на себя внимание существенное отличие содержания водорода в оболочке из сплава Э635 (опт.) (массовая доля – 0,0087 %) от оболочек из сплавов Э635 (массовая доля – 0,0153 %) и Э635М1 (массовая доля – 0,0140 %), и это притом, что в распределении гидридов в оболочках такой разницы не отмечается. Одна из вероятных причин такого явления заключается в том, что значительное количество водорода может находиться не только в металле образца, но и в оксидной плёнке. На вырезанных образцах могло быть разное количество оксида, так как толщина плёнки изменяется как по высоте, так и по периметру данных твэлов. Кроме того, оксидная плёнка могла осыпаться при приготовлении образца.

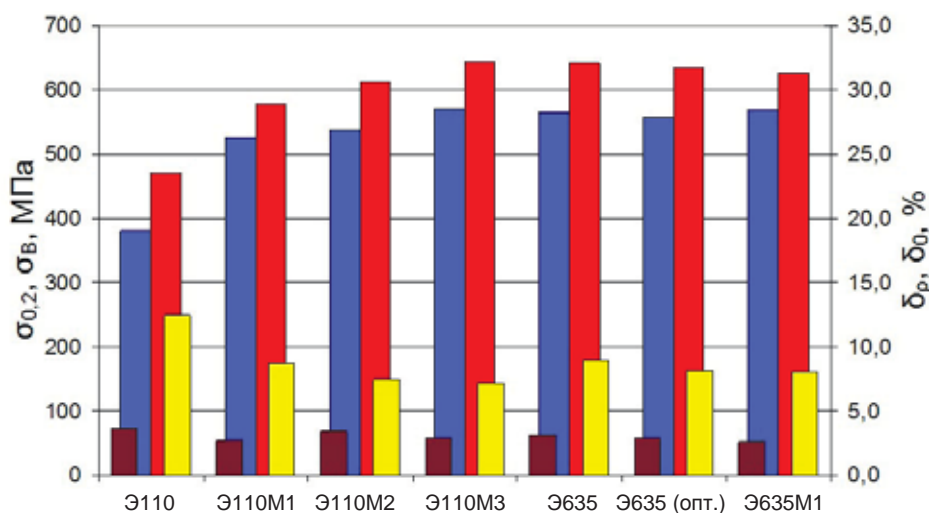
Для оценки изменений механических свойств материала оболочек под действием реакторного облучения были проведены кратковременные механические испытания на растяжение кольцевых образцов на полукруглых опорах диаметром 4,0 мм при температуре 20 и 300 °С без вакуума. Скорость движения активного захвата составила около 1 мм/мин. Рабочую длину рассчитывали по формуле:

$$L = \frac{1}{2} \pi (D_{\text{cp}} - 0,85d_0),$$

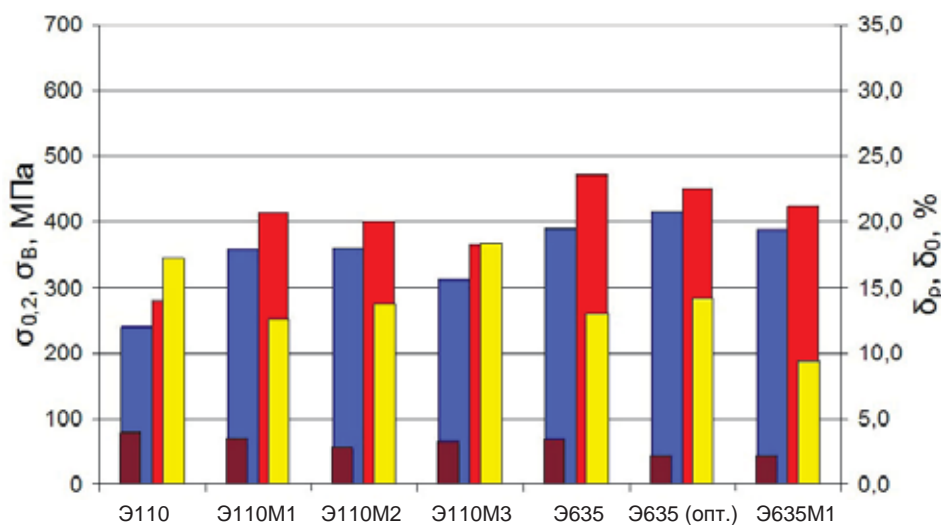
где  $D_{\text{cp}}$  – средний диаметр кольца, мм;

$d_0$  – диаметр опор, мм.

Анализ результатов показывает, что прочность ( $\sigma_{0,2}$  – предел текучести,  $\sigma_B$  – предел прочности (временное сопротивление)) и пластичность ( $\delta_P$  – равномерное относительное удлинение,  $\delta_o$  – общее относительное удлинение) материала оболочек всех твэлов при температуре испытаний находятся на высоком уровне.



а



б

Результаты механических испытаний на растяжение кольцевых образцов при температуре 20 (а) и 300 °С (б), где ■ –  $\sigma_{0,2}$ ; ■ –  $\sigma_B$ ; ■ –  $\delta_P$ ; ■ –  $\delta_o$

Оболочки из сплавов Э110, Э110М1, Э110М2 и Э110М3 существенно отличаются друг от друга по прочности. При температуре 200 °С минимальной прочностью обладает сплав Э110 (предел прочности равен 471 МПа), максимальной – сплав Э110М3 (предел прочности равен 643 МПа). Испытания при температуре 300 °С показали, что прочность всех сплавов снижается в 1,4–1,8 раза, минимальной прочностью обладает сплав Э110 (предел прочности равен 280 МПа), максимальной – сплав Э110М1 (предел прочности равен 415 МПа), наибольшее снижение прочности наблюдается у сплава Э110М3 (в 1,8 раза). Пластичность данных сплавов при температуре испытаний 20 °С находится

в диапазоне 7,2–12,5 % и возрастает с повышением температуры испытаний до 300 °С с 12,6 до 18,4 %.

Значения предела прочности оболочек из сплавов Э635, Э635 (опт.) и Э635М1 при температуре испытаний 20 °С отличаются незначительно и находятся на уровне 626–642 МПа. Испытания при температуре 300 °С показали, что прочность всех сплавов снижается в 1,4–1,5 раза, минимальной прочностью обладает сплав Э635М1 (предел прочности равен 423 МПа), максимальной – сплав Э635 (предел прочности равен 473 МПа). Общее относительное удлинение сплавов этого ряда при температуре испытаний 20 °С составило 8,1–8,9 %, при 300 °С оно увеличилось до 9,4–14,2 %.

Важной особенностью проведённых исследований является сопоставимость условий испытаний: одинаковые достигнутые параметры облучения позволяют корректно сравнить изменения структуры и свойств материалов оболочек разных вариантов под облучением и выявить наиболее предпочтительные из них.

Исследования показали, что все твэлы сохранили свою форму, их состояние удовлетворительное, искривлений, вмятин и других изменений формы не произошло. Карты распределения продуктов деления в твэлах после испытаний не содержат каких-либо аномалий. Поверхность твэлов с оболочками из сплава Э110 и его модификаций матовая, тёмно-серого цвета, на ней наблюдаются пятна белого цвета в виде мелких точек и линий, которые похожи на проявление начальной стадии нодулярной коррозии. Надёжно идентифицировать незначительную язвенную коррозию при визуальном осмотре удалось только на твэле с оболочкой из штатного сплава Э110. Какой-либо зависимости в распределении пятен по высоте твэлов обнаружить не удалось. Поверхность твэлов с оболочками из модификаций сплава Э635 также матовая, серого цвета различных оттенков, встречаются однотонные участки тёмно- и светло-серого цвета, а также участки, на которых полосы, пятна и точки светло-серого цвета располагаются на тёмном фоне, при этом какой-либо зависимости в распределении участков по высоте твэлов не наблюдается.

Диаметр твэлов и площадь их поперечных сечений в ходе облучения практически не изменились.

Поверхность изделий покрыта оксидной плёнкой, максимальная толщина которой выявлена на штатных оболочках (10 мкм – на оболочке из сплава Э110 и 25 мкм – на оболочке из сплава Э635), толщина плёнки на оболочках из модифицированных сплавов несколько ниже. Кроме того, были обнаружены язвенная коррозия с максимальной толщиной нодулей 57 мкм на оболочке из штатного сплава Э110 и небольшой нодуль толщиной 15 мкм на оболочке из сплава Э110М1. Язвенная коррозия на оболочках из сплавов ряда Э635 не обнаружена.

Гидриды в оболочках имеют преимущественно тангенциальную ориентацию; в оболочках из сплава Э635 и его модификациях гидридов больше и они крупнее.

Значение массовой доли водорода в оболочках из сплава Э110 и его модификациях одинаковое в пределах погрешности измерений и не превышает 0,0065 %. В оболочках из сплава Э635 и его модификациях водорода существенно больше. Однако следует учесть, что на определяемое по применяемой методике содержание водорода может оказывать влияние оксидная плёнка на поверхности оболочки: чем толще плёнка, тем больше значение массовой доли. В будущих исследованиях такого рода необходимо принимать меры к устранению этой методической неопределённости.

Модифицирование сплавов на основе Э110 (Э110М1, Э110М2 и Э110М3) существенно отразилось на механических свойствах оболочек. Минимальное значение предела прочности выявлено у штатного сплава Э110, максимальное – у сплавов Э110М3 и Э110М1. Влияние модифицирования на прочность оболочек из сплавов Э635, Э635 (опт.), Э635М1 и их пластические свойства незначительно.

*Список литературы*

- 1 Г.В. Кулаков, А.В. Ватулин, С.А. Ершов и др. Разработка твэлов плавучих энергоблоков и атомных станций малой мощности // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Материаловедение и новые материалы», 2012. Выпуск 1 (72). С. 14–25.
- 2 А.В. Ватулин, И.Н. Волкова, А.Е. Новосёлов. Коррозия сплава Э635 в активной зоне атомного ледокола // Атомная энергия, 2011. Т. 111, вып. 4. С. 235–237.
- 3 Никулина А.В. Циркониевые сплавы в атомной энергетике // Металловедение и термическая обработка металлов, 2004. № 11. С. 8–12.

*В.В. Александров, К.В. Борисов, И.В. Кудрина,  
А.А. Шельдяков, В.Ю. Шишин, Г.В. Кулаков\*,  
А.В. Коновалов\*, М.М. Перегуд\*, А.В. Никулина\**

## ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ МАКЕТОВ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА СВБР-100 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Экспериментальные твэлы – макеты твэлов для реактора СВБР-100 – испытывались в составе семитвэльной экспериментальной тепловыделяющей сборки в реакторе БОР-60 в течение девяти микрокампаний с целью получения сведений о влиянии облучения на состояние топлива, оболочки и твэла в целом. На конец первого этапа облучения в твэлах были достигнуты следующие максимальные значения параметров:

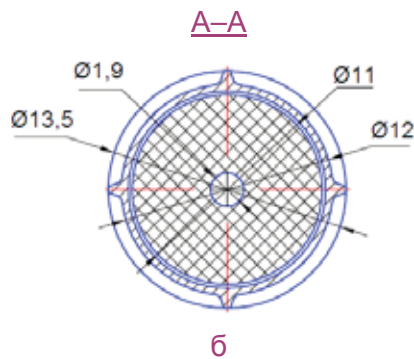
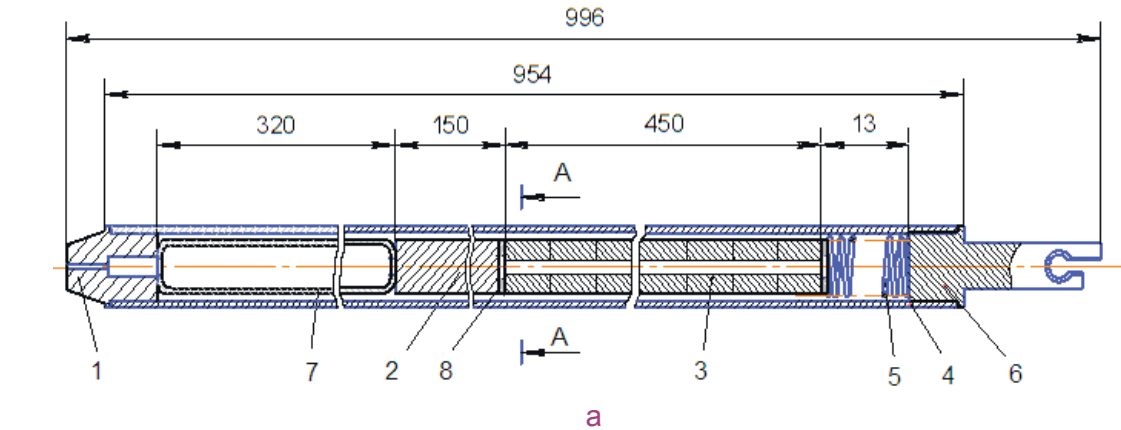
|  |             |
|--|-------------|
| Линейная плотность теплового потока, кВт/м .....                   | (43 ± 3)    |
| Тепловая мощность ЭТВС, кВт .....                                  | 123         |
| Выгорание топлива, % .....   | (1,6 ± 0,1) |
| Флюенс быстрых нейтронов, ×10 <sup>22</sup> см <sup>-2</sup> ..... | (5,8 ± 0,6) |
| Повреждающая доза в стали, сна .....                               | (27 ± 3)    |

Топливные сердечники изготовлены из оксидного UO<sub>2</sub>-топлива, полученного по разным технологиям: водной штатной технологии и водной нанотехнологии. В твэле, эскиз которого изображён на рисунке, с топливом, полученным по штатной технологии, между топливным сердечником и оболочкой находилась прокладка из молибдена в виде фольги. Оболочка твэла – четырёхрёберная труба из стали марки 16X12ВМСФБР-Ш (ЭП-823-Ш).

---

\* Сотрудники ОАО «ВНИИНМ».

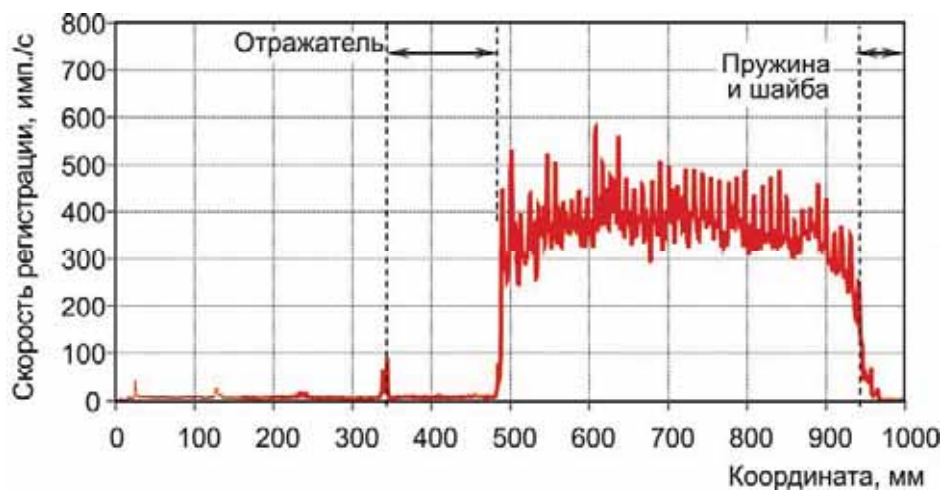
По результатам визуального осмотра макетов твэлов каких-либо аномалий или дефектов, в частности трещин, язв, механических повреждений, на поверхности не обнаружено.



Эскиз (а) и поперечное сечение (б) макета твэла с топливом, изготовленным по штатной технологии:

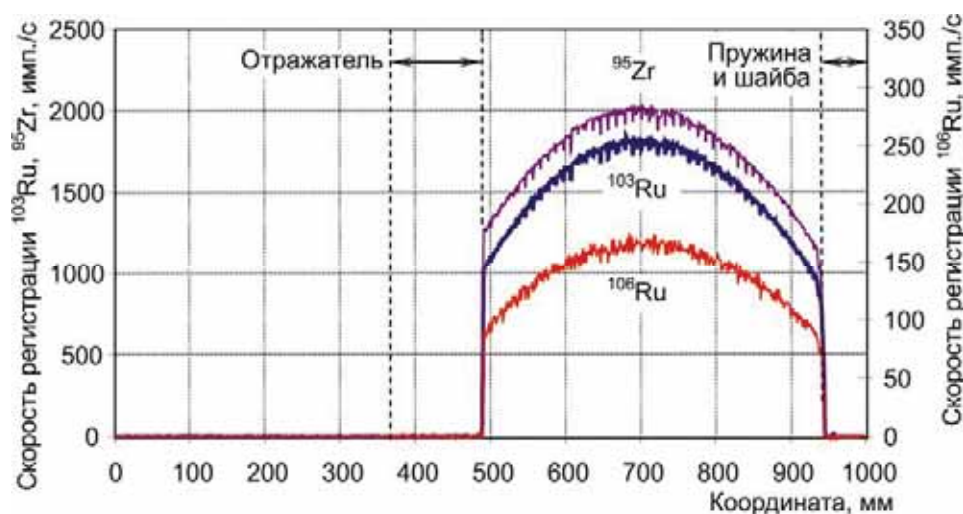
- 1 – хвостовик нижний;
- 2 – отражатель;
- 3 – топливный сердечник;
- 4 – оболочка;
- 5 – пружина;
- 6 – хвостовик верхний;
- 7 – газосборник нижний;
- 8 – молибденовая шайба

Результаты гамма-сканирования, представленные на рисунке, свидетельствуют о том, что состояние топливных сердечников в обоих твэлах примерно одинаковое, распределение продуктов деления типично для таблеточного оксидного топлива.



Распределение цезия-137 по длине твэла с топливом, изготовленным по штатной технологии





Распределение рутения-103 (—), рутения-106 (—) и циркония-95 (—) по длине твэла с топливом, изготовленным по штатной технологии

Результаты рентгеновского просвечивания, представленные на рисунке ниже, выявили наличие сколов на боковой поверхности некоторых топливных таблеток и нарушение геометрической целостности верхних топливных таблеток в обоих твэлах.

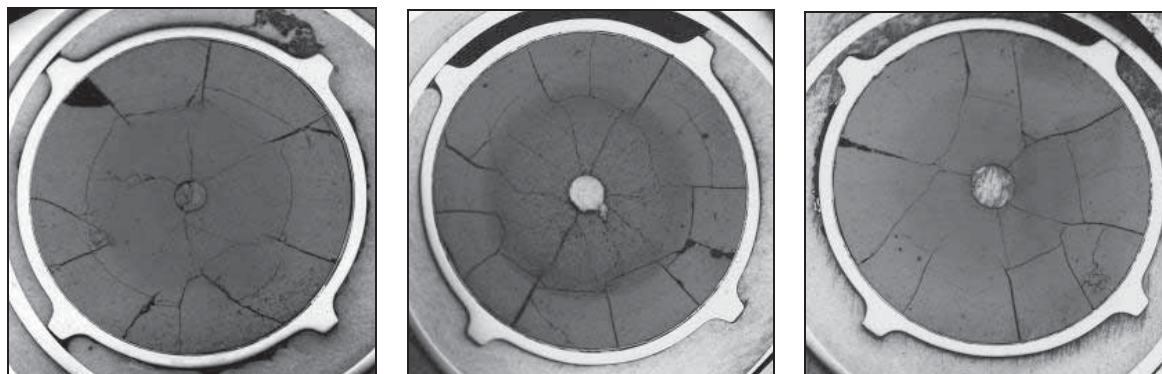


Рентгеновские снимки твэлов с топливным сердечником, изготовленным по нанотехнологии (а) и штатной технологии (б), где 1 — растрескавшаяся таблетка в верху топливного сердечника; 2–4 — дефекты на стыках топливных таблеток

Значимого изменения диаметра твэлов после первого этапа реакторных испытаний не выявлено. По результатам вихретоковой дефектоскопии оболочек твэлов не обнаружено аномалий и возможных дефектов. Результаты определения количества газа, свободного объёма и давления под оболочкой макетов твэлов реактора СВБР подтвердили,

что твэлы после эксплуатации герметичны. Объём газообразных продуктов деления, вышедших из топлива в газовую фазу, приведённый к нормальным условиям, составляет  $(37,8 \pm 1,4)$  см<sup>3</sup> для твэла с топливом, изготовленным по штатной технологии, и  $(45,7 \pm 1,7)$  см<sup>3</sup> для твэла с топливом, изготовленным по нанотехнологии.

Была исследована микроструктура топлива и оболочек твэлов на поперечных и продольных шлифах в трёх сечениях каждого твэла.



а

б

в

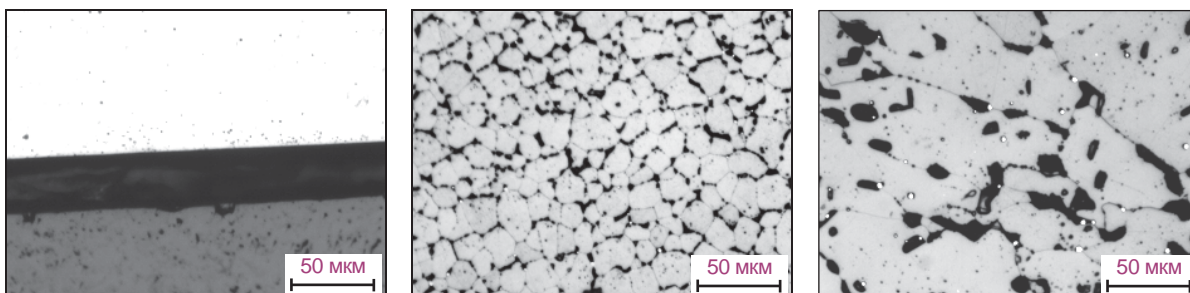
Макрофотографии продольных и поперечных сечений твэла, с топливом, изготовленным по нанотехнологии, по высоте в нижней (а), центральной (б) и верхней (в) частях твэла

Были также определены размеры и форма зёрен и пор в топливном сердечнике.

### Результаты измерений зёрен и пор в топливе

| Технология изготовления | Положение по топливному сердечнику | Средний размер зерна, мкм / номер размера зерна по ASTM |                    |                  | Средний размер пор, мкм / пористость, % |                    |                  |
|-------------------------|------------------------------------|---|--------------------|------------------|---|--------------------|------------------|
|                         |                                    | около оболочки  | в середине радиуса | в центре топлива | около оболочки                          | в середине радиуса | в центре топлива |
| Штатная                 | Верх                               | 9,7 / 10,8  | 18,2 / 9,0         | 21,0 / 8,5       | 2,1 / 6,0                               | 2,7 / 13,3         | 2,1 / 25,1       |
|                         | Центр                              | 9,3 / 10,9  | 12,5 / 10,0        | 42,2 / 6,5       | 2,6 / 8,2                               | 3,2 / 27,4         | 6,7 / 15,5       |
|                         | Низ                                | 8,3 / 11,2  | 11,0 / 10,4        | 15,1 / 9,5       | 2,3 / 7,1                               | 3,4 / 21,9         | 3,6 / 19,6       |
| Нано-технология         | Верх                               | 8,3 / 11,2  | 9,8 / 10,7         | 12,1 / 10,1      | 0,7 / 5,4                               | 2,4 / 13,1         | 2,8 / 18,7       |
|                         | Центр                              | 8,2 / 11,3  | 11,8 / 10,2        | 39,8 / 6,7       | 2,6 / 6,6                               | 3,4 / 21,4         | 12,5 / 27,2      |
|                         | Низ                                | 10,6 / 10,5   | 11,4 / 10,3        | 15,4 / 9,4       | 2,6 / 9,9                               | 2,5 / 16,2         | 3,1 / 21,4       |

Показано, что микроструктура топлива в обоих твэлах существенно не отличается и типична для оксидного уранового топлива после облучения при умеренных параметрах. В результате металлографических исследований и измерений микротвёрдости каких-либо дефектов или особенностей в состоянии сварных швов не выявлено.

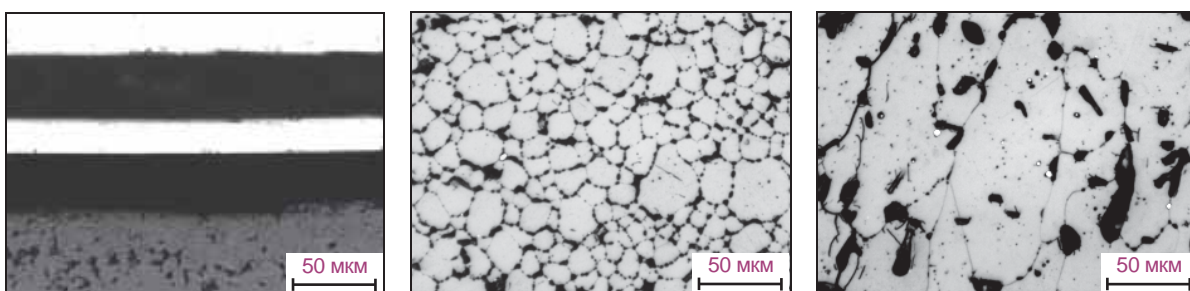


а

б

в

Микроструктура центрального сечения топливного сердечника, изготовленного по нанотехнологии, на периферии (а), в середине радиуса таблетки (б) и центральной зоне (в)



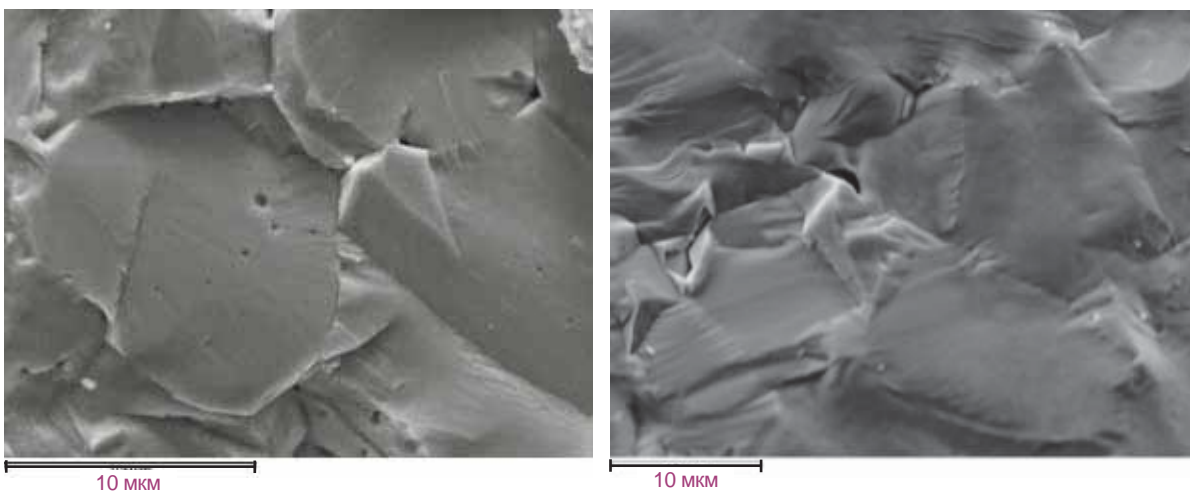
а

б

в

Микроструктура центрального сечения топливного сердечника, изготовленного по штатной технологии, на периферии (а), в середине радиуса таблетки (б) и центральной зоне (в)

Используя метод сканирующей электронной микроскопии, определили размеры и форму зёрен и пор в топливе, провели сравнение микроструктуры топлива двух твэлов: отличительным признаком топлива, изготовленного по штатной технологии, было наличие мелкой внутризёрненной пористости субмикронных размеров, видимой при исследовании изломов топливной таблетки (см. рисунок).

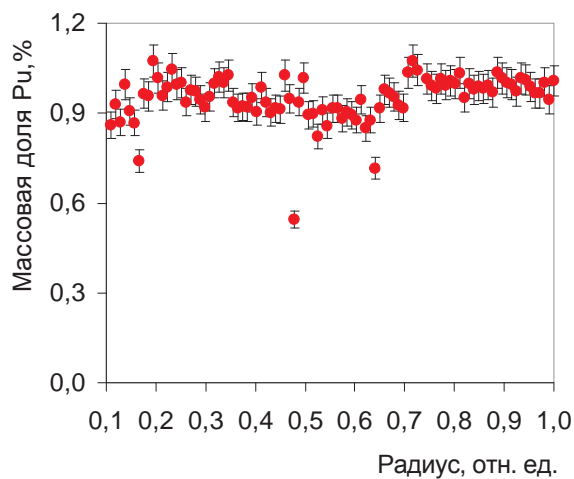


а

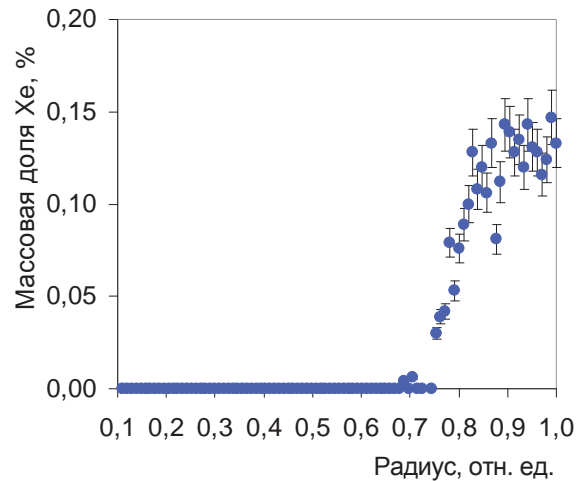
б

Фрактографические изображения изломов около оболочки изготовленного по нанотехнологии (а) и штатной технологии (б) топлива

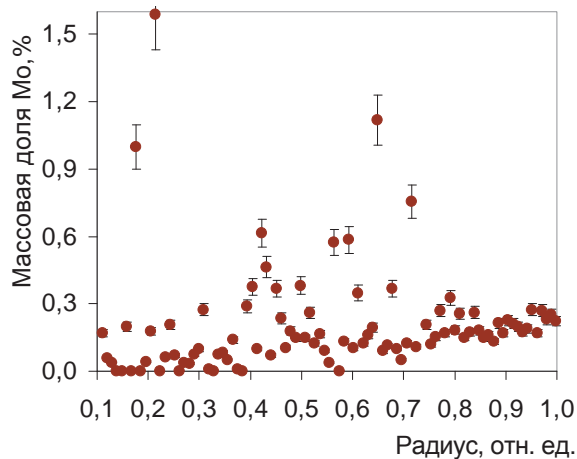
С помощью электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа были получены распределения продуктов деления и наработанного плутония вдоль радиуса топливных таблеток. Из рисунков видно, что величина областей с выходом ксенона из матрицы топлива приблизительно одинакова для обоих твэлов, что свидетельствует о примерно одинаковых температурных условиях при облучении. В центральных областях наблюдаются металлические включения, содержащие молибден и другие благородные металлы. По-видимому, температура в топливе во время испытания была выше, чем при штатной эксплуатации топлива реактора ВВЭР.



а



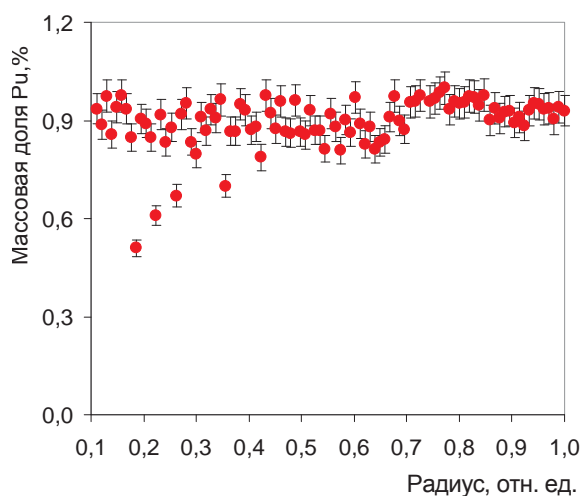
б



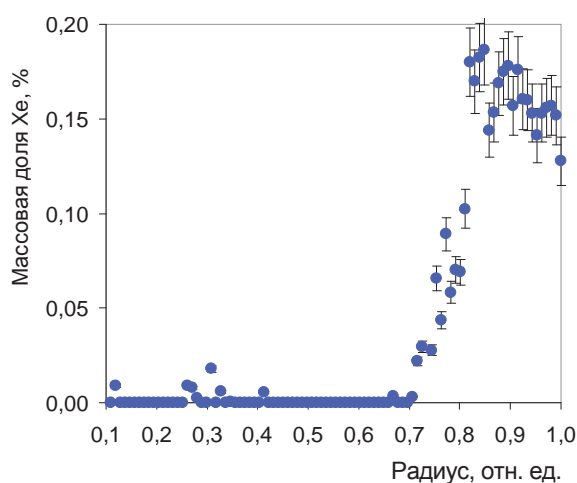
в

Распределение плутония (а), ксенона (б), молибдена (в) вдоль радиуса топливной таблетки, изготовленной по нанотехнологии

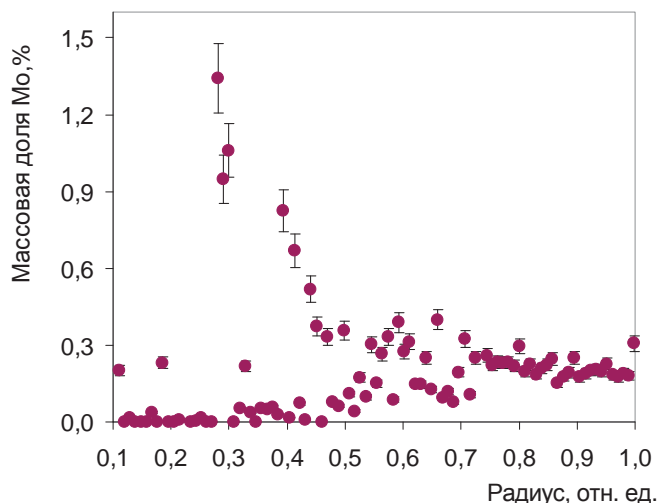
Результаты механических испытаний материала оболочек свидетельствуют о его склонности к низкотемпературному упрочнению. При этом происходит сближение характеристик пластичности – равномерного и общего относительного удлинения. Отмечается общий низкий уровень пластичности материала при данных повреждающих дозах, особенно в нижних сечениях твэлов, равномерное и общее относительное удлинение снижается до 0,1 %.



а



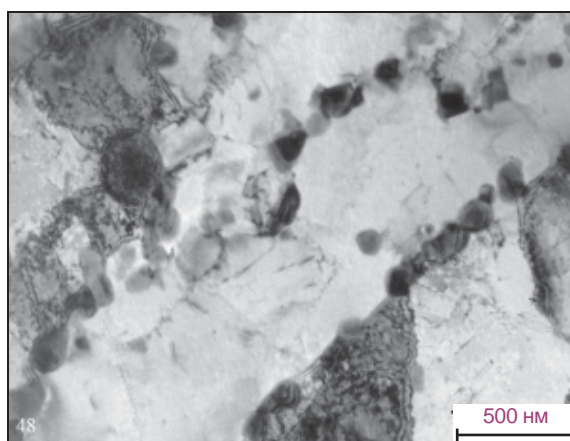
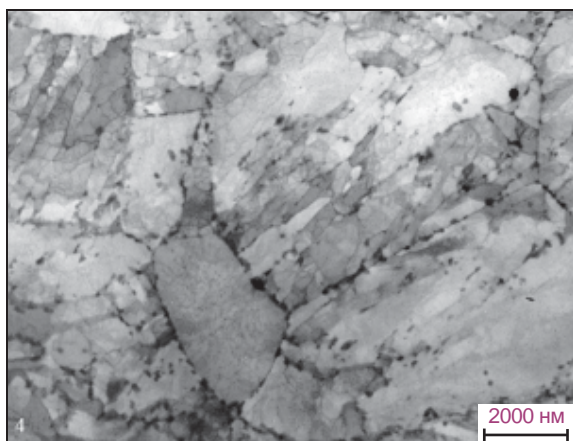
б



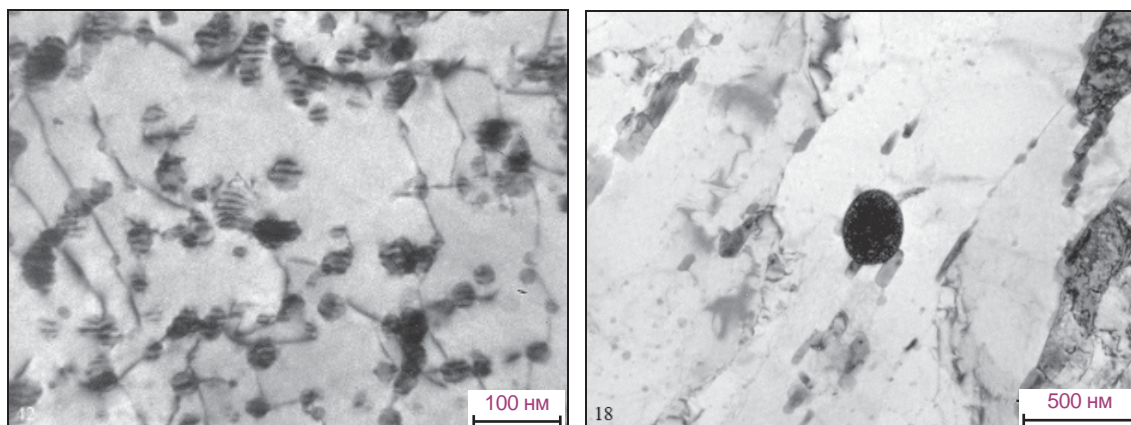
в

Распределение плутония (а), ксенона (б), молибдена (в) вдоль радиуса топливной таблетки, изготовленной по штатной технологии (б)

Результаты исследования микроструктуры материала оболочек с помощью просвечивающей электронной микроскопии показали, что причиной уменьшения пластичности в верхней и центральной части твэла является накопление мелко-дисперсных выделений, а причина низкотемпературного упрочнения с потерей пластичности – накопление радиационных дислокационных петель.



Реечный мартенсит и отдельные зёрна феррита при разных увеличениях микроскопа в образце из верхней части твэла



а

б

Фазовый состав образца из верхней части оболочки ТВЭЛ:

а – мелкодисперсные частицы в феррите; б – частица с ниобием в мартенсите

В целом можно отметить, что после первого этапа облучения до выгорания топлива 1,6 % макеты ТВЭЛов реактора СВБР-100 находятся в удовлетворительном состоянии. Существенного отличия в состоянии топливных сердечников, изготовленных из оксидного  $UO_2$ -топлива по разным технологиям, не обнаружено. Влияния молибденовой фольги в зазоре между топливом и оболочкой на микроструктуру топлива и состояние внутренней поверхности оболочки на данном этапе не выявлено.

*О.Н. Никитин, Е.Б. Мальцева,  
С.В. Кузьмин, К.В. Борисов, А.В. Обухов*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ КОРРОЗИИ ОБОЛОЧЕК ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ С УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ДО ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА 12 %

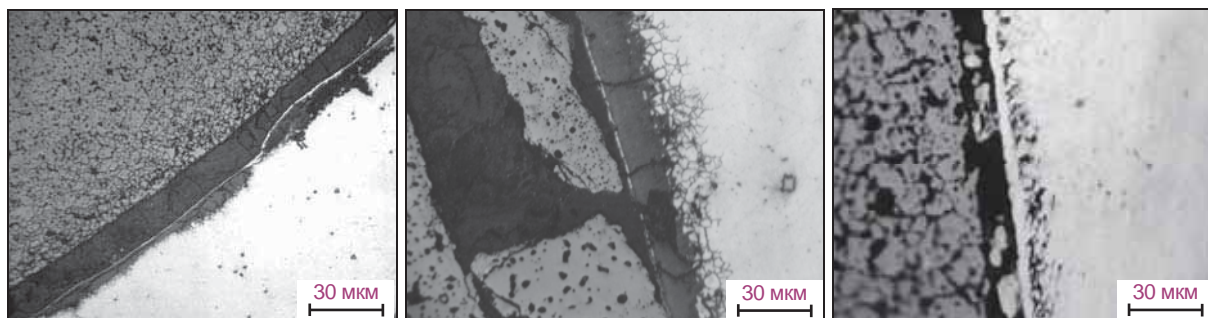
Одним из факторов, ограничивающих работоспособность тепловыделяющих элементов ядерных реакторов, является коррозия оболочек в результате физико-химического взаимодействия с топливом и продуктами деления. Для ТВЭЛов реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем эта проблема наиболее актуальна из-за высокой температуры оболочек и топлива, высокого выгорания топлива и, как следствие, большого количества продуктов деления, а также интенсивного их поступления к оболочке. Считается, что нитридное топливо по сравнению с оксидным гораздо более инертно к оболочке из нержавеющей стали [1]. Действительно, как показали исследования ТВЭЛов с уран-плутониевым нитридным топливом, облучённых в реакторе БОР-60 до максимального выгорания 12,1 %, коррозия оболочек из стали марки ЧС-68 в холоднодеформированном состоянии со стороны топлива распространялась на глубину не более нескольких десятков микрометров в разных сечениях ТВЭЛов и имела эпизодический характер, то есть локализовалась на отдельных участках оболочки. Однако те же исследования показали, что из-за распухания нитридного топлива вследствие облучения механическое взаимодействие его с оболочкой происходило после

достижения значения выгорания топлива около 5 %. Проведённая для сечений твэлов вблизи центральной плоскости активной части оценка величины механического напряжения в оболочках показала, что средние её значения за время от начала контакта с топливным сердечником до окончания облучения составили 100 и 220 МПа для твэлов с выгоранием 9,4 и 12,1 % соответственно. По-видимому, появление на отдельных участках межзёрненных трещин в местах локализации коррозии обусловлено влиянием растягивающего механического напряжения.

Следует ожидать, что при повышении уровня выгорания топлива растягивающее напряжение в оболочках из-за механического взаимодействия с распухающим сердечником на заключительном этапе облучения будет особенностью условий эксплуатации твэлов с нитридным топливом. В условиях напряжённо-деформированного состояния оболочки при деградации её механических свойств даже незначительное коррозионное поражение способно привести к образованию микротрещин и их последующему развитию. Это может ограничивать ресурс твэлов и препятствовать достижению проектных значений выгорания топлива, тем самым снижая экономические показатели реакторов.

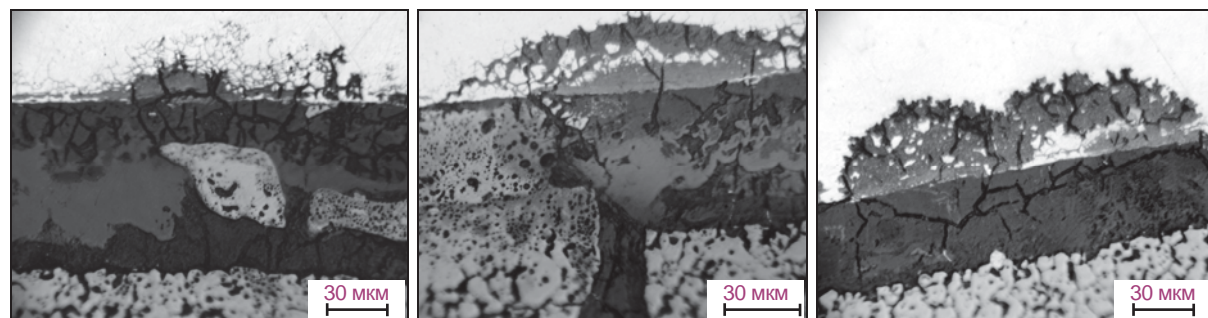
Объектами исследований в данной работе были металлографические образцы со следами коррозионного поражения оболочек, вырезанные из различных по высоте активной части сечений твэлов с топливом (45%PuN+55%UN и 60%PuN+40%UN) с гелиевым подслоем, облучённых до максимального выгорания топлива 9,4 и 12,1 % при максимальной линейной плотности теплового потока 419 и 545 Вт/см соответственно.

Наиболее характерные картины коррозионного поражения оболочек представлены на рисунках.



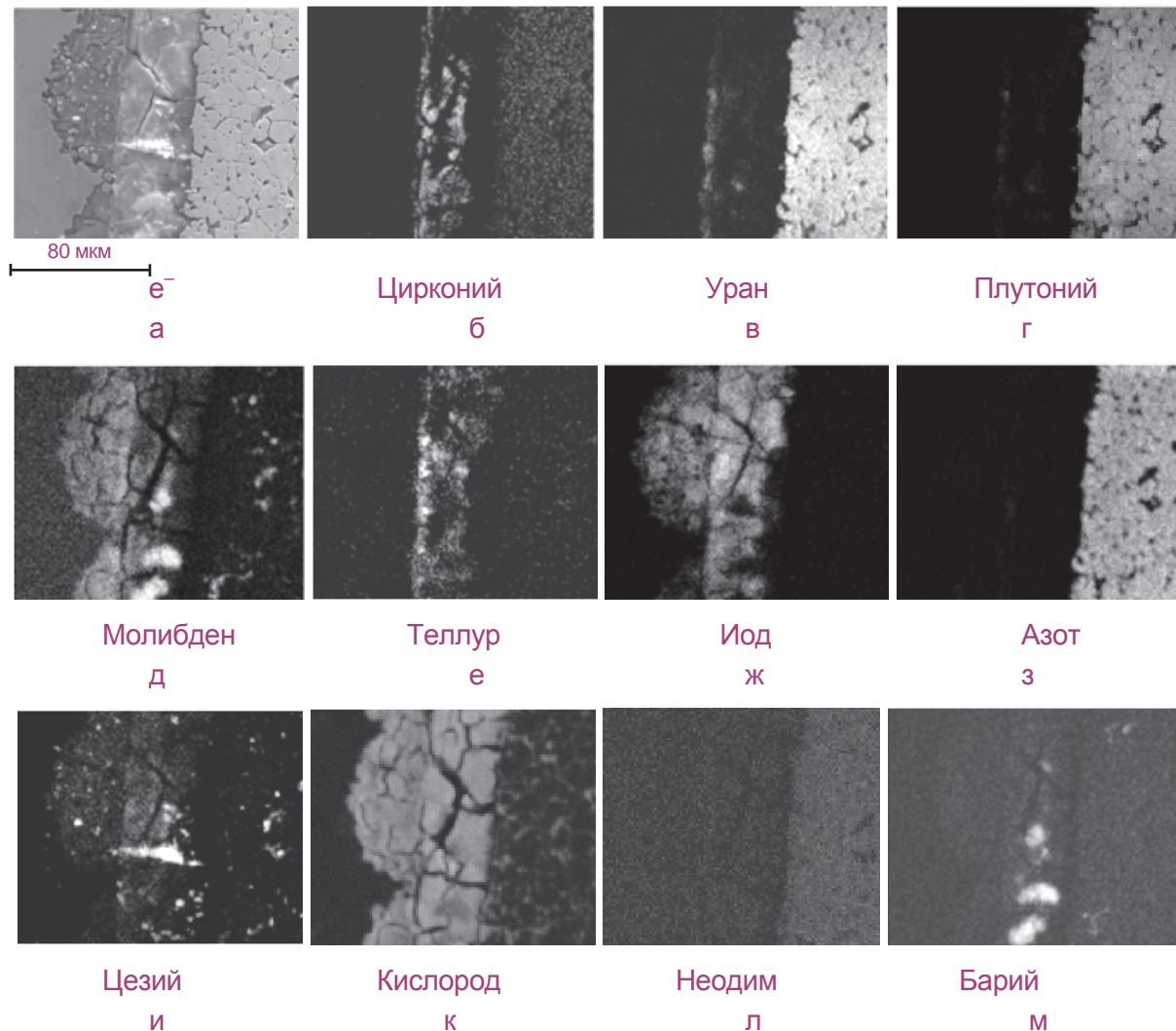
Состояние внутренней поверхности оболочки твэла с (45 %PuN + 55 %UN)-топливом на расстоянии 280 мм от низа топливного сердечника активной части твэла

Основные виды коррозии – это межкристаллитная коррозия с выкрашиванием отдельных зёрен, отслоение материала, образование язв. Все обнаруженные места коррозионного повреждения оболочек находятся выше центра активной части, а максимальная глубина коррозии составляет около 60 мкм.



Взаимодействие на границе между топливом и оболочкой твэла с (45%PuN + 55%UN)-топливом на расстоянии 295 мм от низа топливного сердечника активной части твэла

Электронно-зондовым методом исследовали несколько образцов со следами коррозионного взаимодействия оболочек. Исследование микроструктуры топлива, получение карт распределений химических элементов топлива и оболочки твэлов выполнялись на электронном микроскопе Philips XL 30 ESEM-TMP, оснащённом рентгеновским спектрометром волновой дисперсии Inca Wave 700 и спектрометром энергетической дисперсии x-Max [2]. На представленных на рисунке картах распределения элементов по площади выбранных участков на поверхности шлифов более светлым областям соответствуют более высокие концентрации исследуемых элементов.



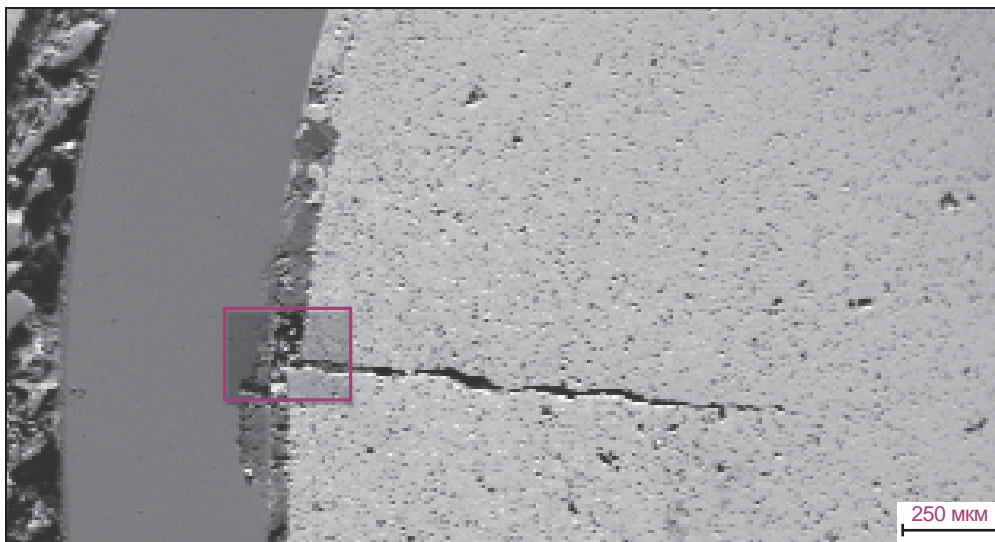
Изображение в обратноотражённых электронах (а) и карты распределения элементов (б–м) на участке коррозионного взаимодействия между топливом и оболочкой твэла

На образце из твэла с (45%PuN + 55%UN)-топливом, вырезанном на расстоянии 295 мм от низа топливного сердечника активной части твэла, в области, отмеченной для исследования, были найдены элементы оболочки: железо, никель, молибден, компоненты топлива и некоторые летучие продукты деления: молибден, стронций, теллур, иод, цезий, а также кислород и барий.

Приведённое ниже электронно-микроскопическое изображение области поперечного шлифа твэла с коррозионным поражением внутренней поверхности оболочки, вырезанного на высоте 290 мм от низа топливного сердечника активной части твэла

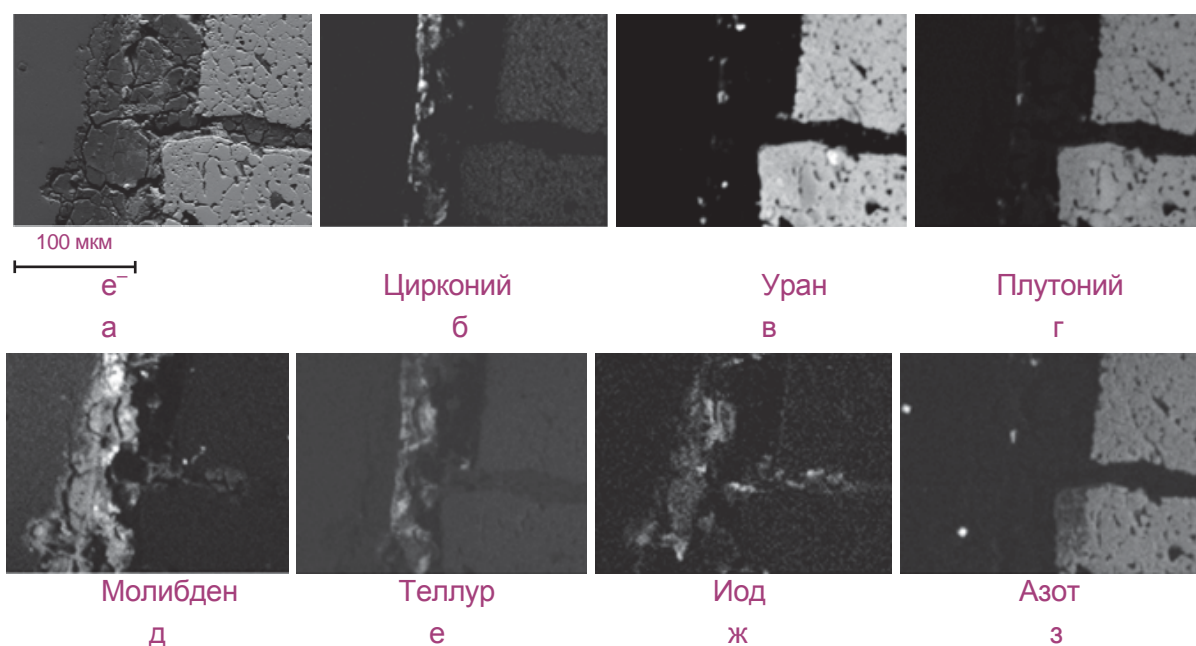


с (45%PuN + 55%UN)-топливом, выявляет интересную особенность возникновения коррозии. В области наблюдаемой коррозии в зазоре между топливом и оболочкой находятся топливные частицы. Возможно, они и вызывают локальное напряжение в оболочке, когда распухающее топливо давит на топливную частицу. В свою очередь это приводит к образованию радиальной трещины в топливной таблетке.

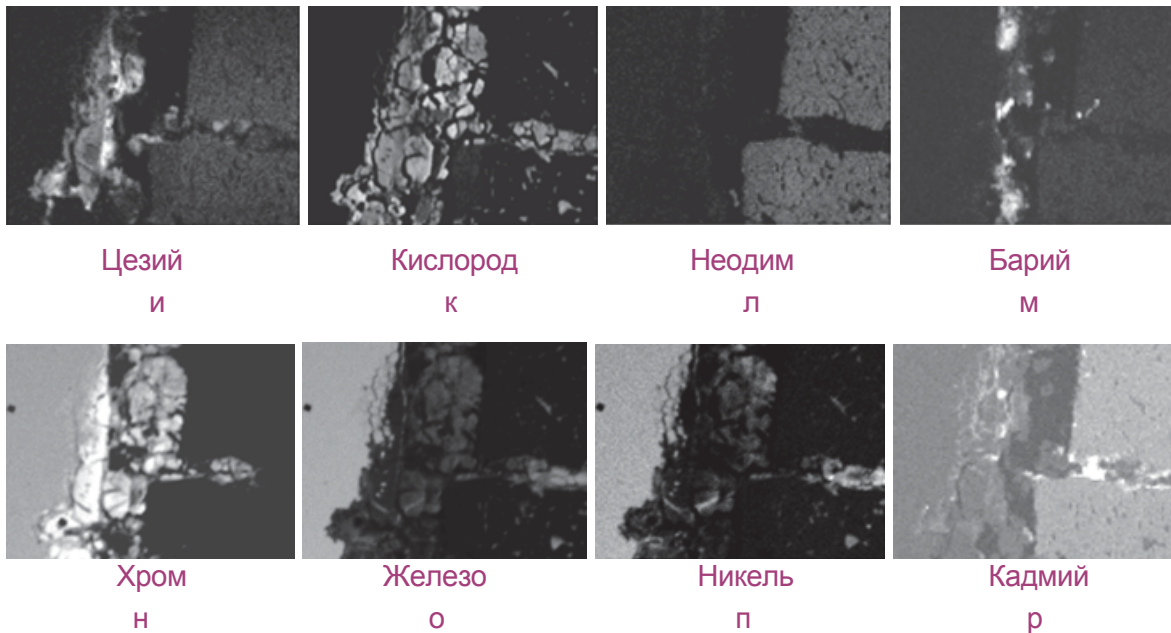


Изображение в обратноотражённых электронах участка шлифа с отмеченной областью исследования поражённого коррозией фрагмента оболочки твэла

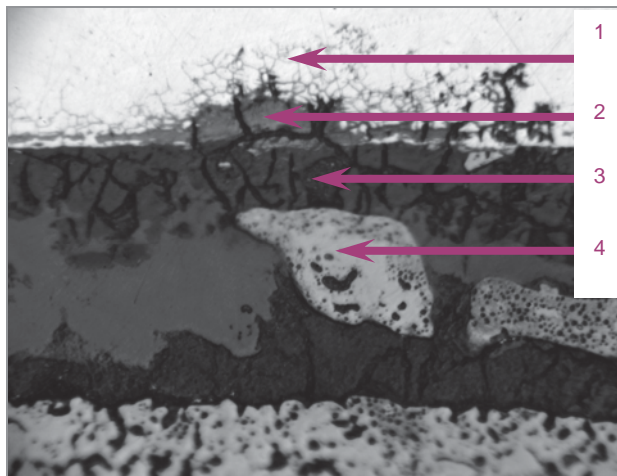
Из карт распределения элементов, представленных ниже, видно, что участок коррозии является многофазным. На данном участке по сравнению с предыдущим местом анализа появились микротрещины в оболочке, в которых зарегистрировано наличие кадмия.



Изображение в обратноотраженных электронах (а) и карты распределения элементов (б–р) в области коррозии оболочки твэла



Окончание рисунка. Изображение в обратноотраженных электронах (а) и карты распределения элементов (б–р) в области коррозии оболочки твэла



Оптическое изображение фаз в области коррозии на границе между топливом и оболочкой твэла с (45%PuN + 55%UN)-топливом с обозначением характерных областей

По результатам металлографических исследований выявлен типичный внешний вид коррозионного поражения на внутренней поверхности оболочек твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом (см. рисунок). Можно отметить несколько характерных областей в строении коррозионных слоёв:

- ♦ разветвлённая сетка межзёрной коррозии и микротрещин, находящаяся в материале оболочки (область № 1 на рисунке);
- ♦ монолитная фаза, находящаяся в оболочке (область № 2 на рисунке);
- ♦ смесь фаз, наполняющих зазор между топливом и оболочкой в области коррозионного повреждения (область № 3 на рисунке);
- ♦ топливные частицы (область № 4 на рисунке).

По результатам электронно-зондовых исследований был определён качественный элементный состав этих фаз, а также в некоторых случаях были получены данные по количественному анализу. На межзёрных границах (область № 1) находятся элементы оболочки в неизменном виде, но также был найден кадмий в микротрещинах. При делении плутония-239 выход кадмия примерно в 4,5 раза выше, чем при делении урана-235. Этот химический элемент характеризуется низкой температурой плавления (321 °С) и кипения (766 °С), в рабочих условиях может поступать в газовой фазе на границу между топливом и оболочкой. Особенностью кадмия при взаимодействии с металлами, составляющими основу нержавеющей стали, является возможность образования легкоплавких соединений с никелем [3].

Область № 2 состоит преимущественно из хрома, железа, никеля, молибдена, цезия и кислорода. Содержание хрома и молибдена выше, а никеля и железа ниже, чем в самой оболочке.

Область № 3 представлена сочетанием нескольких фаз различной формы и состава. Кроме фаз, содержащих элементы оболочки и летучие продукты деления, в ней наблюдаются фазы, содержащие барий, цирконий и кислород.

Топливо в области № 4 не отличается от основного топлива по составу. Возможно, что наличие твёрдых частиц топлива в зазоре между топливом и оболочкой привело к повышенному локальному напряжению в оболочке при распухании топлива, что способствовало возникновению и развитию коррозии в данном месте. Трещины в топливе около мест коррозии заполнены как компонентами оболочки, так и летучими продуктами деления: цезием, иодом, молибденом, теллуром, кадмием. Также в них регистрируется кислород.

Исследование особенностей коррозии оболочек экспериментальных тепловыделяющих элементов с (U, Pu)N-топливом, облучённых в реакторе БОР-60 до выгорания топлива 12 %, выявило следующее:

1. Локальные зоны коррозии оболочек глубиной до 60 мкм обнаруживаются в сечениях твэлов выше центра активной части.
2. В зазоре между топливом и оболочкой найдены частицы топлива, около которых обычно и наблюдается коррозия оболочки.
3. Основу продуктов коррозии составляют хром, железо, никель, молибден, кислород и цезий. Зазор между топливом и оболочкой около топливных частиц заполнен фазой на основе оксидов хрома, железа, молибдена и никеля.
4. Среди летучих продуктов деления, выходящих к внутренней поверхности оболочки, кроме цезия, йода, теллура и палладия, встречаются еще барий, иттрий, цирконий, кадмий и серебро. Кадмий распределён в основном по границам зёрен, а хром и цезий образуют также протяжённые фазы.

#### *Список литературы*

1. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Прошкин А.А. Мононитридное топливо для быстрых реакторов // Атомная энергия, 2003. Т. 95, вып. 3. С. 208–221.
2. Голованов В.Н., Новосёлов А.Е., Кузьмин С.В., Яковлев В.В. Возможности и перспективы исследования облучённых конструкционных и топливных материалов с применением сканирующего электронного микроскопа Philips XI 30 ESEM-TMP, установленного в защитной камере // Поверхность. Рентгеновские, синхротронные и нейтронные исследования, 2007. № 2. С. 1–5.
3. Диаграммы состояния двойных металлических систем: справочник / под ред. Н.П. Лякишева. – М.: Машиностроение, 1996. С. 859.

*О.Н. Никитин, Е.Б. Мальцева, С.В. Кузьмин*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ОБОЛОЧЕЧНЫХ СТАЛЕЙ С ЖИДКИМ ТЕЛЛУРОМ

Коррозия стальных оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах в результате физико-химического взаимодействия с продуктами деления ядерного топлива является важным фактором, влияющим на работоспособность твэлов. Коррозия снижает конструктивную прочность оболочки твэла, что повышает вероятность разгерметизации твэла во время его облучения. Например, образование в топливе быстрых реакторов при облучении такого продукта деления, как теллур, который при рабочей температуре на внутренней поверхности оболочки более 450 °С становится жидким, может привести к разрушению внутренней поверхности оболочки твэла в результате взаимодействия с материалом оболочки.

Выход теллура при делении ядерного топлива примерно в семь раз меньше, чем выход цезия. Тем не менее, если весь теллур соберётся на оболочке твэла с выгоранием топлива около 10 % т.а., толщина осаждённого слоя составит примерно 40 мкм. В твэлах, облучаемых при стационарных режимах, теллур накапливается в периферийной зоне сердечника [1]. Температура кипения теллура около 990 °С. Радиальное распределение теллура в твэлах реактора на быстрых нейтронах характеризуется следующими особенностями: в топливной матрице в области столбчатых кристаллов теллур в значимом количестве отсутствует; часть теллура находится в топливной матрице во внешней области сердечника – в зоне равноосных и исходных кристаллов, другая часть теллура находится в виде включений величиной порядка 10 мкм. По результатам микроанализа указанные включения представляют собой чистый теллур. Максимальное содержание таких включений соответствует холодной границе столбчатых кристаллов, некоторая часть теллура находится на внутренней поверхности оболочки [2].

Взаимодействие оболочек с теллуrom зависит от режима эксплуатации твэлов. Выход теллура из топлива, конденсация его на внутренней поверхности оболочки и взаимодействие с ней могут происходить при повышении мощности твэлов либо после длительной эксплуатации их на пониженных режимах, либо в аварийной ситуации.

В настоящее время ведутся работы по созданию новых видов сталей для использования их в качестве перспективных оболочек для твэлов реакторов на быстрых нейтронах. Одной из таких сталей является жаропрочная малоактивируемая ферритно-мартенситная сталь марки ЭК-181 [3]. В данной работе представлены результаты по физико-химическому взаимодействию жидкого теллура со сталями аустенитного (ЧС-68) и ферритно-мартенситного (ЭК-181) классов.

Для проведения исследований использовалось устройство для коррозионных испытаний материалов, представляющее собой кварцевую ампулу, в которую перед герметизацией загружались образцы и химические реагенты [4], как показано на рисунке ниже.

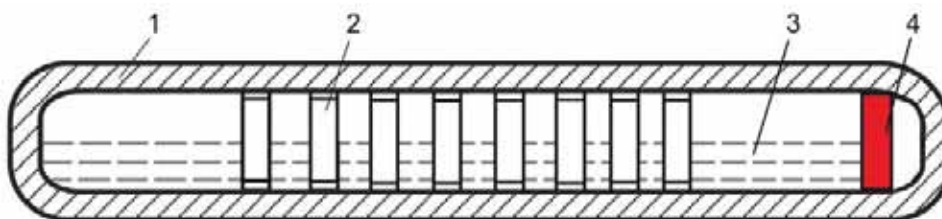


Схема устройства для коррозионных испытаний: 1 – кварцевая ампула;  
2 – кольцевой образец; 3 – химический реагент (теллур);  
4 – кислородный геттер (цирконий)

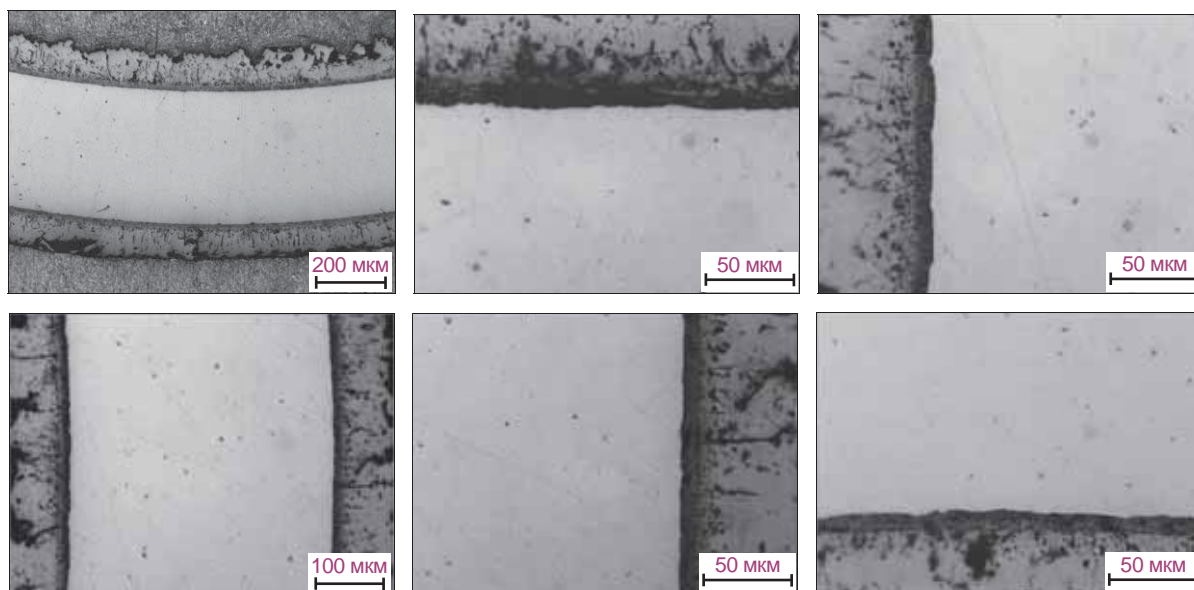
Поскольку модельные коррозионные испытания проводились для определения стойкости сталей к продуктам деления нитридного топлива, то для поддержания низкого кислородного потенциала использовался геттер в виде порошка циркония. Учитывая высокую скорость коррозии сталей в жидком теллуре [5], ампулы выдерживались в печи в течение 1 ч при температуре 550 и 700 °С. В таблице приведён элементный состав исследуемых сталей.

#### Элементный состав исследуемых сталей

| Массовая доля компонентов стали, % | Марка стали |        |
|------------------------------------|-------------|--------|
|                                    | ЧС-68       | ЭК-181 |
| Железо                             | 64          | 85,6   |
| Хром                               | 16          | 12     |
| Никель                             | 15          | 0,03   |
| Углерод                            | 0,06        | 0,14   |
| Молибден                           | 2           | 0,04   |
| Марганец                           | 2           | 0,94   |
| Кремний                            | 0,3         | 0,37   |
| Ниобий                             | –           | 0,01   |
| Титан                              | 0,2         | –      |
| Ванадий                            | 0,1         | 0,29   |
| Бор                                | 0,1         | 0,004  |
| Вольфрам                           | –           | 1,17   |
| Азот                               | 0,02        | 0,044  |
| Тантал                             | –           | 0,17   |
| Фосфор                             | 0,01        | –      |

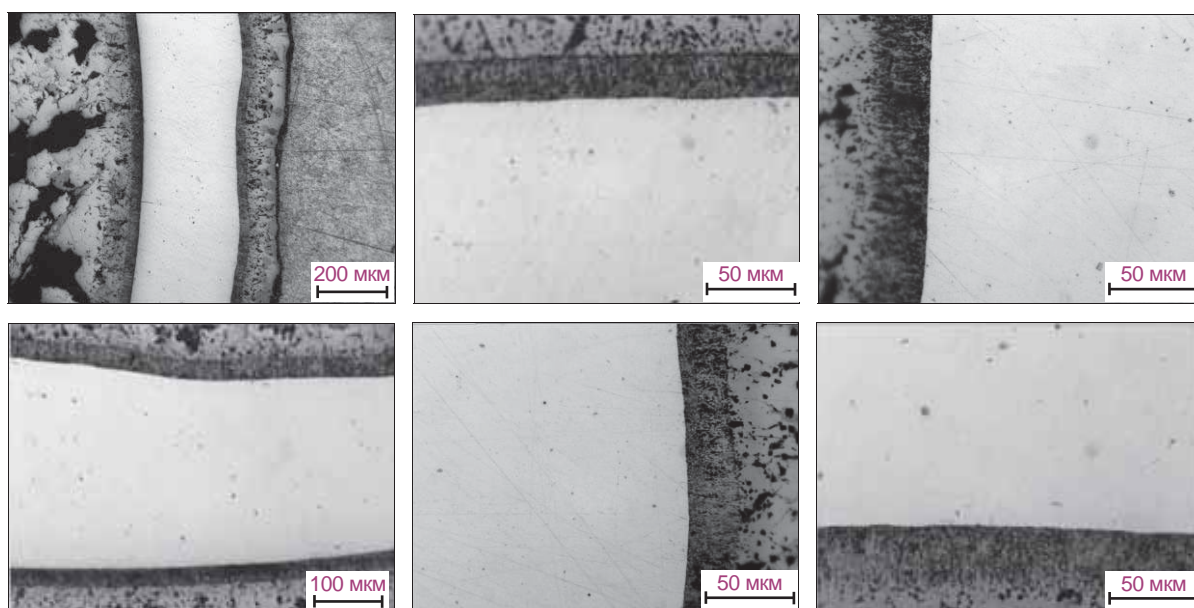
Эксперимент проводился с использованием трубчатой печи, предназначенной для проведения химических анализов, аналитических работ и различных видов термообработки (нагрев, закалка, отжиг) в воздушной среде до температуры 1250 °С. После проведения коррозионных испытаний кольцевых образцов их поперечные сечения были исследованы с помощью оптического инвертированного микроскопа Axiovert 200 M MAT и сканирующего электронного микроскопа Philips XL 30 ESEM-TMP, оснащённого спектрометрами волновой и энергетической дисперсии. В результате были получены оптические и электронные изображения микроструктуры образцов при различных увеличениях, построены карты распределения основных элементов стали и теллура, а также получены результаты по количественному элементному анализу фаз взаимодействия.

На рисунках далее представлены результаты металлографического анализа образца из аустенитной стали марки ЧС-68 после коррозионных испытаний в среде жидкого теллура при температуре 550 и 700 °С.



Результаты металлографического анализа образца из стали марки ЧС-68 после коррозионных испытаний при температуре 550 °С

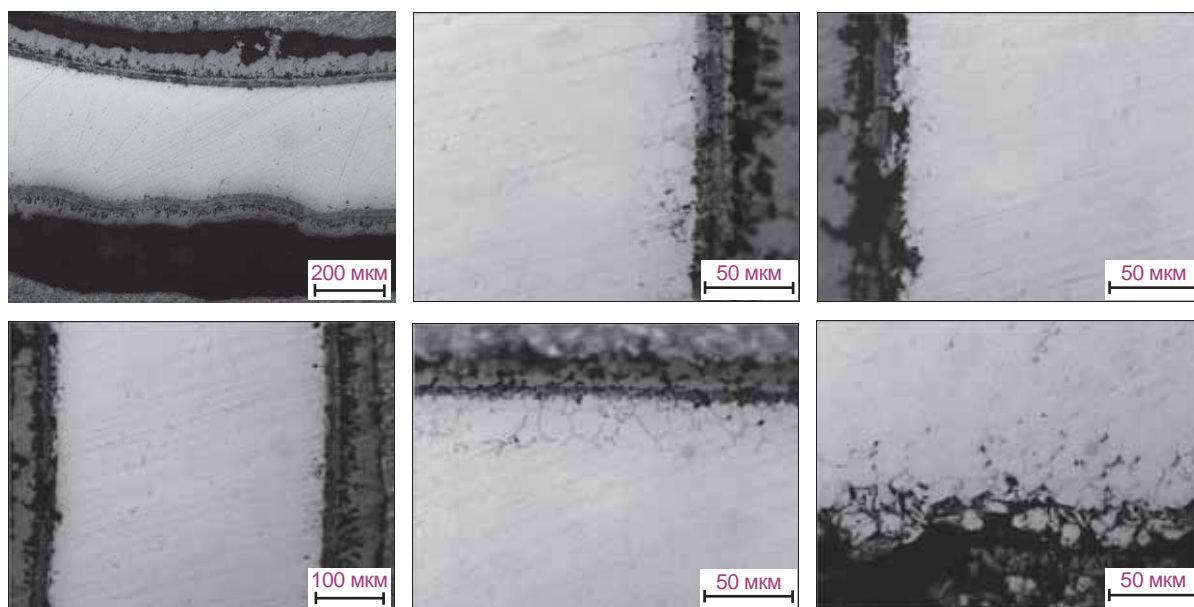
На образце, испытанном при температуре 550 °С, наблюдаются небольшие слои взаимодействия реагента с материалом образца как на внешней, так и на внутренней поверхностях. Результатом данного взаимодействия стало утонение образца на 20–30 мкм.



Результаты металлографического анализа образца из стали марки ЧС-68 в зоне максимального контакта с теллуром после коррозионных испытаний при температуре 700 °С

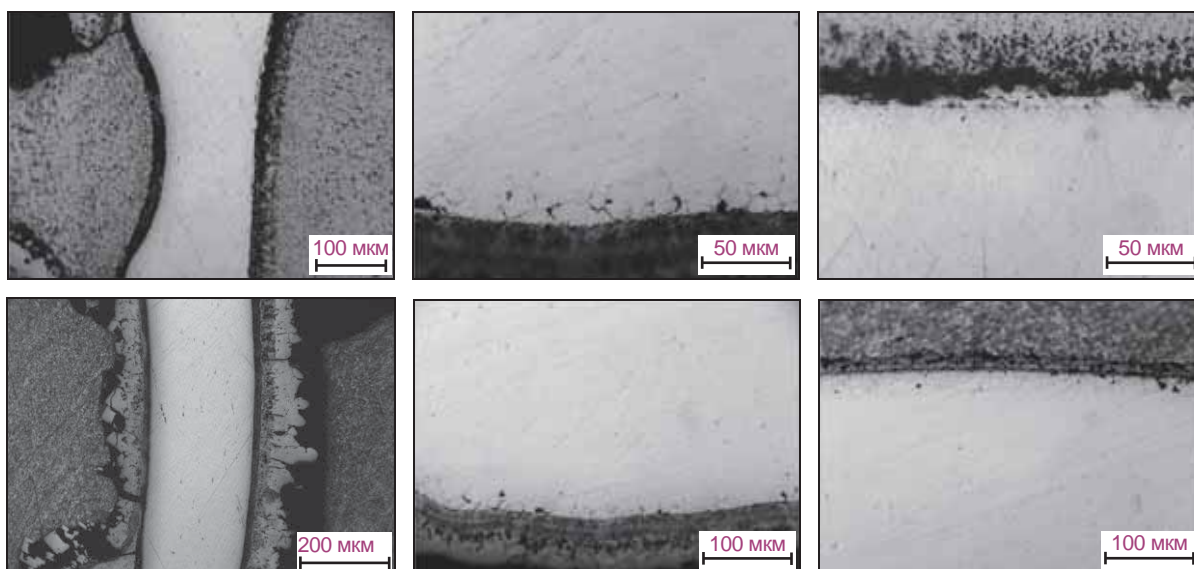
Взаимодействие между образцом, испытанном при температуре 700 °С, и реагентом проходило по внешней и внутренней поверхностям, результатом чего стало максимальное локальное утонение данного образца на 100 мкм за 1 ч испытаний.

Далее приведены результаты металлографического анализа образца из ферритно-мартенситной стали марки ЭК-181 после испытаний в среде жидкого теллура при температуре 550 и 700 °С.



Результаты металлографического анализа образца из стали марки ЭК-181 после коррозионных испытаний при температуре 550 °С

В образце, испытанном при температуре 550 °С, наблюдается значительное взаимодействие образца с коррозионным реагентом. Характер коррозионного взаимодействия ферритно-мартенситной стали марки ЭК-181 с жидким теллуром – межзёрненный. Максимальное локальное утонение образца составило 90 мкм.

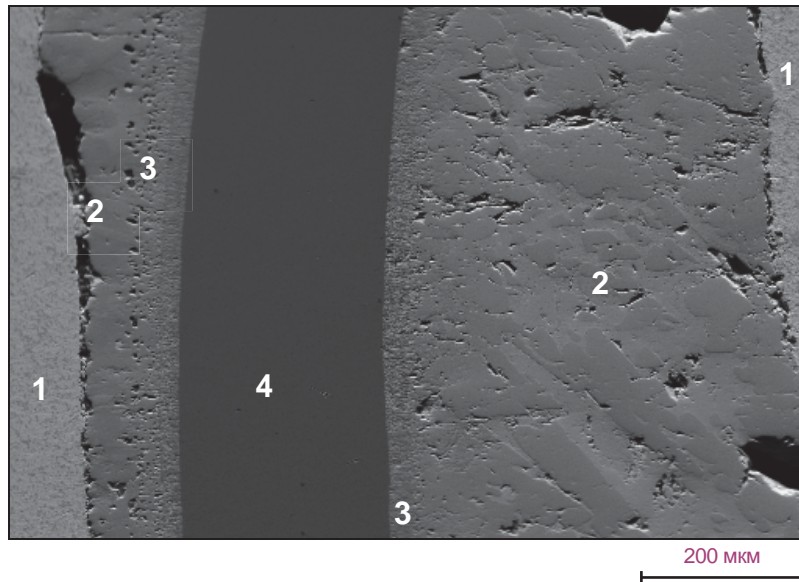


Результаты металлографического анализа образца из стали марки ЭК-181 в зоне максимального контакта с теллуром после коррозионных испытаний при температуре 700 °С

Образец, испытанный при температуре 700 °С, максимально локально утонился на 256 мкм. Дополнительно к межзёрненной наблюдалась локальная коррозия на значительную глубину.

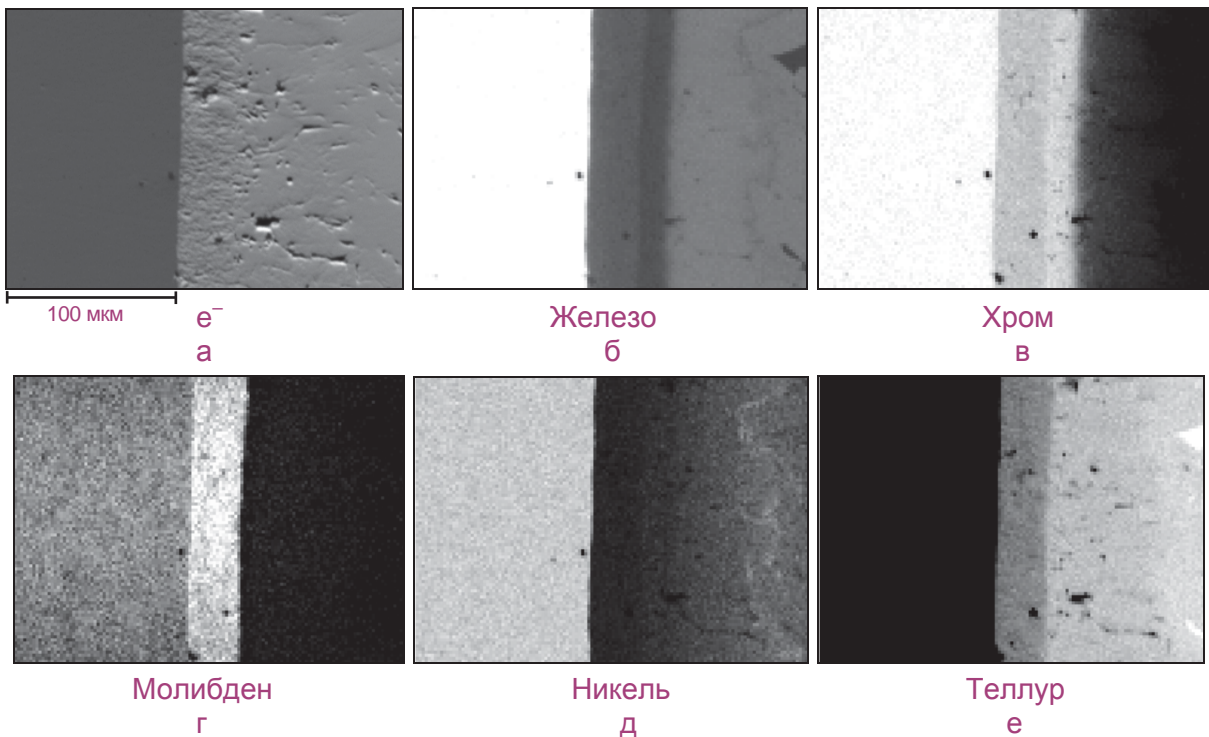
Методами сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа изучались только те экспериментальные образцы, у которых были области максимального коррозионного повреждения и температура испытания которых соответствовала максимальной (700 °С).

Ниже представлено полученное в обратноотражённых электронах изображение исследованного с помощью сканирующего электронного микроскопа фрагмента образца из стали марки ЧС-68 с отмеченными характерными областями.



Изображение фрагмента образца из стали марки ЧС-68 после испытаний в среде жидкого теллура при температуре 700 °С: 1 – сплав Вуда, 2 – теллур со следами металлов, 3 – зона взаимодействия, 4 – кольцевой образец из стали

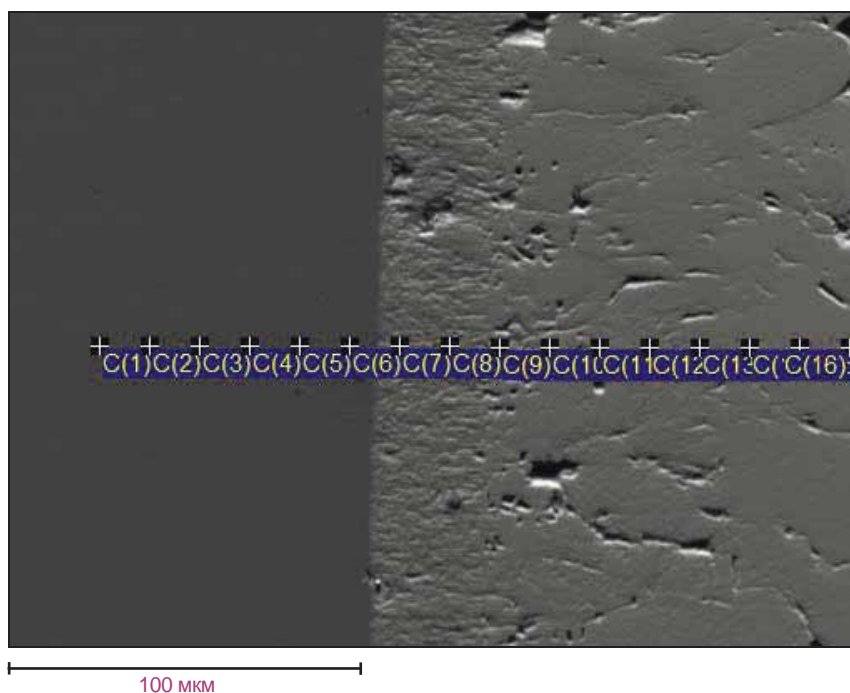
Были получены карты распределения элементов в области взаимодействия с теллуrom для образца из стали марки ЧС-68. На картах распределения хрома и железа отчётливо видно две образующиеся фазы, непосредственно примыкающие к материалу образца.



Изображение в обратноотражённых электронах (а) и карты распределения элементов (б–е) образца из стали марки ЧС-68 после испытаний в среде жидкого теллура при температуре 700 °С



Результаты количественного анализа, полученные в местах, обозначенных на рисунке, приведены далее в таблице.



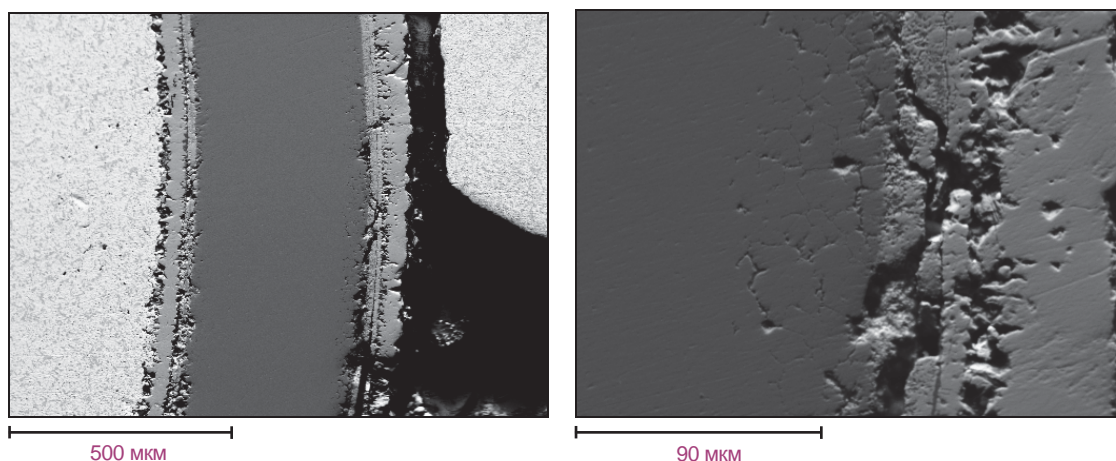
Изображение фрагмента образца из аустенитной стали марки 4С-68 и химического реагента (теллур) с указанием мест проведения количественного анализа

Из результатов проведённых исследований видно, что жидкий теллур растворяет оболочку из стали марки 4С-68 и насыщается её компонентами. На поверхности образца образуется равномерная по элементному составу фаза переменного состава.

**Результаты количественного анализа  
образца из стали марки 4С-68 после испытаний  
в среде жидкого теллура**

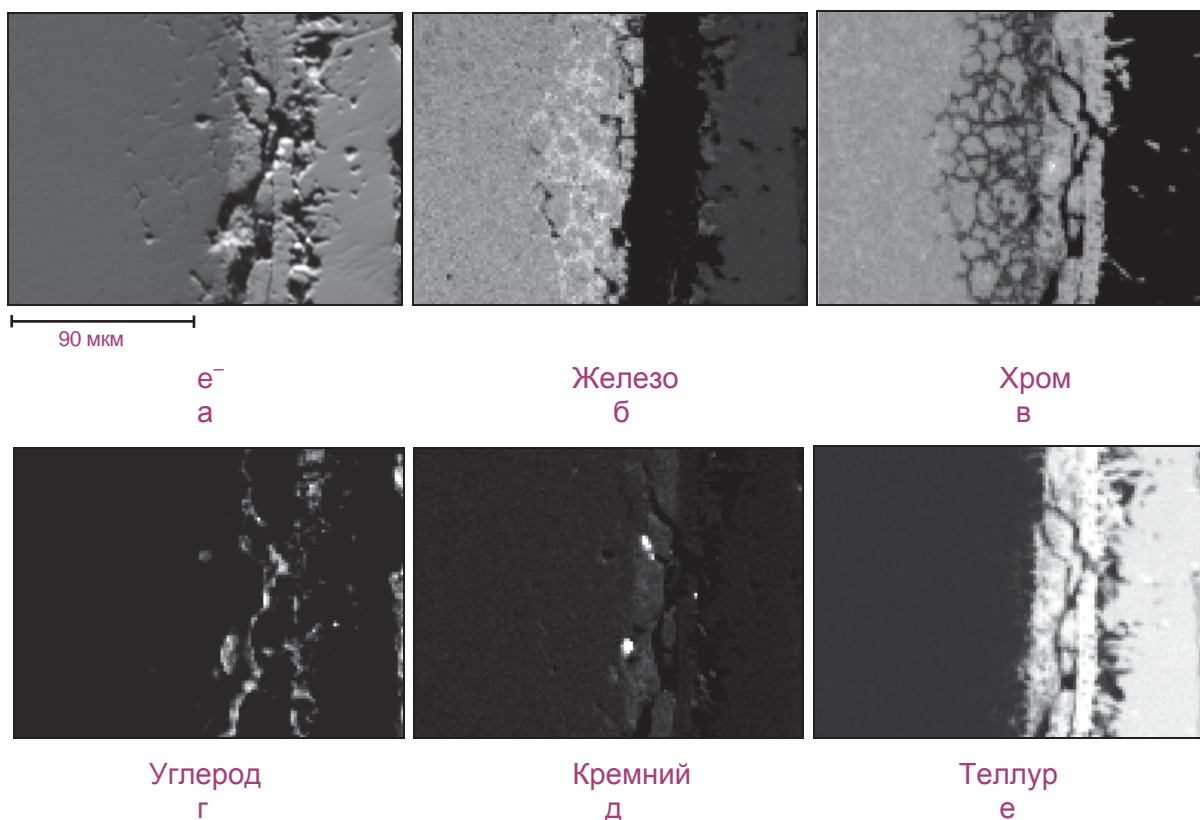
| Спектр | Массовая доля элемента, % |           |           |          |           |         |         |          |
|--------|---------------------------|-----------|-----------|----------|-----------|---------|---------|----------|
|        | Железо                    | Хром      | Никель    | Молибден | Теллур    | Кремний | Ванадий | Марганец |
| 1–6    | 63,5–64,4                 | 17,2–17,5 | 14,9–15,0 | 2,2–2,5  | –         | 0,5–0,6 | 0,1–0,2 | 1,9–2,0  |
| 7      | 10,2                      | 16,8      | 0,3       | 3,2      | 67,8      | 1,1     | 0,4     | 0,2      |
| 8      | 8,6                       | 16,3      | 0,2       | 4,1      | 69,1      | 0,9     | 0,5     | 0,3      |
| 9      | 3,3                       | 17,5      | 0,2       | 0,2      | 78,0      | –       | 0,5     | 0,3      |
| 10–16  | 12,3–14,9                 | 4,7–8,4   | 1,4–3,2   | 0,2–0,4  | 80,2–85,3 | 0,0–0,1 | 0,3–0,4 | 0,0–0,3  |

Далее приведены результаты исследований стали марки ЭК-181 после испытаний в среде жидкого теллура при температуре 700 °С. Для данного образца стали взаимодействие материала образца с реагентом более выраженное.



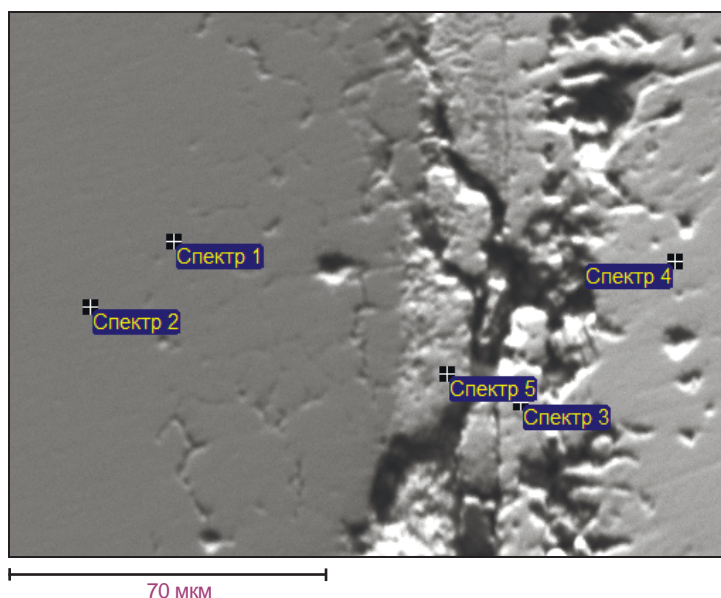
Изображения в обратноотражённых электронах фрагментов образца из ферритно-мартенситной стали марки ЭК-181 после испытаний в среде жидкого теллура

Ниже представлены карты распределения элементов в зоне взаимодействия с теллуrom для образца из стали марки ЭК-181. Распределение углерода соответствует возможным остаткам полировального материала – алмазной пасты.



Изображение в обратноотражённых электронах (а) и карты распределения элементов (б–е) в материале образца из стали марки ЭК-181 после испытаний в среде жидкого теллура

Результаты количественного анализа образца из стали марки ЭК-181, полученные в местах, обозначенных на рисунке, приведены далее в таблице.



Изображение фрагмента образца из ферритно-мартенситной стали марки ЭК-181 с указанием мест проведения количественного анализа

В области взаимодействия на поверхности образца образуется фаза с массовой долей хрома до 18 %, практически такая же, как на образце их стали марки ЧС-68 (около 17 %). Но там это содержание хрома чуть ниже, чем в основном материале, и поэтому на карте распределения хрома область взаимодействия темнее, чем основной материал стали. Главное отличие образца из стали марки ЭК-181 от образца из стали марки ЧС-68 – наличие коррозии по границам зёрен.

#### Результаты количественного анализа образца из стали марки ЭК-181 после испытаний в среде жидкого теллура

| Спектр | Массовая доля элемента, % |      |        |          |        |         |         |          |
|--------|---------------------------|------|--------|----------|--------|---------|---------|----------|
|        | Железо                    | Хром | Тантал | Вольфрам | Теллур | Ванадий | Кремний | Марганец |
| 1      | 88,3                      | 9,5  | 0,1    | 1,0      | –      | 0,2     | 0,4     | 0,5      |
| 2      | 85,7                      | 11,6 | 0,2    | 1,1      | –      | 0,2     | 0,3     | 0,9      |
| 3      | 3,7                       | 18,1 | 0,1    | 0,2      | 77,2   | 0,3     | –       | 0,4      |
| 4      | 32,3                      | 0,1  | 0,3    | 0,3      | 66,7   | 0,2     | –       | –        |
| 5      | 7,9                       | 17,5 | 0,2    | 1,7      | 71,5   | 0,5     | 0,3     | 0,4      |

По результатам проведённых исследований можно утверждать, что механизм взаимодействия ферритно-мартенситной стали марки ЭК-181 и теллура имеет смешанный вид: коррозия проходит как по поверхности образца, из-за чего он утоняется, так и по границам зёрен, вследствие чего в материале происходит обеднение границ зёрен по хромю и обогащение поверхностного слоя образца тем же хромом.

Проанализировав все полученные в работе результаты, можно сделать несколько выводов:

- ◆ при коррозионных испытаниях в жидком теллуре наиболее стойкой оказалась сталь аустенитного класса ЧС-68 (максимальное утонение на 100 мкм) в сравнении с ферритно-мартенситной ЭК-181 (максимальное утонение на 250 мкм);

- ◆ продукты взаимодействия аустенитной стали марки ЧС-68 с жидким теллуrom характеризуются наличием зон, по элементному составу близких к фазе МТе, где М – железо, хром и другие компоненты стали;

- ◆ отличительной чертой ферритно-мартенситной стали марки ЭК-181 при взаимодействии с жидким теллуrom было образование зёрненной структуры с обеднением границ зёрен по хрому в основном материале.

#### Список литературы

1. Цыканов З.А., Давыдов Е.Ф., Клочков Е.П. и др. Исследование физико-химического взаимодействия окисного топлива с оболочками твэлов быстрого реактора // Атомная энергия, 1984. Т. 56, вып. 4. С. 195–199.
2. Крюков Ф.Н., Кислый В.А., Кормилицын М.В. и др. Распределение продуктов деления в облучённом виброуплотнённом оксидном топливе // Атомная энергия, 2005. Т. 99, вып. 5, С. 380–387.
3. Тюменцев А.Н., Чернов В.М., Леонтьева-Смирнова М.В. и др. Особенности микро-структуры ферритомартенситной (12 % Cr) стали ЭК-181 после термообработок по разным режимам // Журнал технической физики, 2012. Т. 82, № 1. С. 52–58.
4. Шамардин В.К., Крюков Ф.Н. Методы исследования и результаты экспериментов, моделирующих физико-химическое взаимодействие нержавеющей сталей с продуктами деления ядерного топлива. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1989. – 31 с.
5. Крюков Ф.Н., Шамардин В.К., Гончаренко Ю.Д. Физико-химическое взаимодействие нержавеющей сталей с теллуrom: препринт: НИИАР–3(786). – М.: ЦНИИАтоминформ, 1990. – 20 с.

*И.Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков,  
С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин*

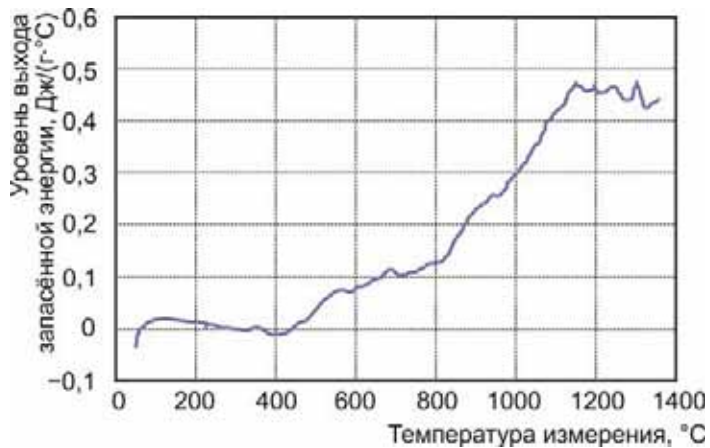
## ВЛИЯНИЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ОТЖИГА НА ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ОБЛУЧЁННОГО РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

В институте проводилась работа по исследованию влияния высокотемпературного отжига до температуры 1200 °С на изменение коэффициента теплопроводности графита ГР-280, облучённого в реакторе БОР-60 до флюенса нейтронов ( $E_n > 0,18$  МэВ)  $16,5 \cdot 10^{21}$  см<sup>-2</sup> при температуре 450 °С. Теплопроводность образцов, определённая методом лазерной вспышки, в диапазоне температуры измерения от 450 до 1000 °С значительно не меняется, а в диапазоне от 1000 до 1200 °С – резко возрастает. Столь резкое увеличение теплопроводности при температуре 1000–1200 °С является результатом интенсивного отжига дефектов в этой температурной области, а также выделения запасённой энергии, неучтённой в применяемой методике. Отжиг при 600 и 800 °С в течение двух часов не оказывает существенного влияния на изменение теплопроводности облучённого графита. После отжига при 1200 °С теплопроводность облучённого графита

увеличивается приблизительно в два раза по сравнению с теплопроводностью графита до отжига.

Были проведены прямые исследования выделения запасённой энергии при нагреве образца, облучённого до флюенса нейтронов  $16,5 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ . Показано, что на кривой зависимости скорости выделения энергии от температуры измерения пик наблюдается в области, соответствующей  $1200 \text{ }^\circ\text{C}$ . Уровень выделения запасённой энергии на пике достигает  $0,5 \text{ Дж}/(\text{г} \cdot ^\circ\text{C})$  при скорости нагрева  $20 \text{ }^\circ\text{C}/\text{мин}$ . Такой уровень выделения запасённой энергии приводит к дополнительному разогреву образца за время испытания на величину до  $0,25 \text{ }^\circ\text{C}$ , что не учитывается при расчёте теплопроводности по методу лазерной вспышки.

Методика учёта выделения запасённой энергии при расчёте коэффициента теплопроводности находится на стадии разработки.



Зависимость уровня выделения запасённой энергии от температуры для образца, облучённого при  $450 \text{ }^\circ\text{C}$  до флюенса нейтронов  $16,5 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$

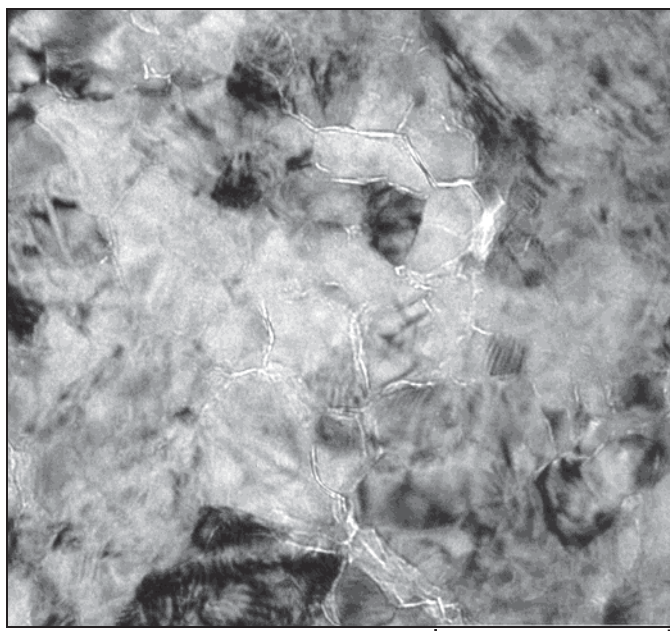
*А.С. Покровский, Е.П. Белан, А.В. Авдонин*

## ОТРАБОТКА МЕТОДИКИ ЭЛЕКТРОННО-МИКРОСКОПИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ОБЛУЧЁННЫХ ОКСИДНЫХ ПЛЁНОК ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

Для улучшения коррозионной стойкости изделий активной зоны ядерных реакторов из сплавов на основе циркония необходимы исследования микроструктуры образующихся на них оксидных плёнок. Полученная информация позволит выявить основные закономерности образования и роста оксидных плёнок, установить связь между микроструктурными параметрами оксида и металла, что в свою очередь может способствовать оптимизации состава сплавов и технологии изготовления изделий. В данном направлении в ОАО «ГНЦ НИИАР» в рамках договора с ОАО «ВНИИНМ» проводились работы по исследованию структурно-фазового состояния оксидных плёнок на поверхности оболочек ТВЭЛОВ из сплавов Э110 и Э635 после эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 с целью прогнозирования ресурсных характеристик сплавов.

Были отработаны методики подготовки образцов и исследования структурно-фазового состояния облучённых оксидных плёнок и оксидных плёнок, полученных после автоклавных коррозионных испытаний, выбран оптимальный диапазон увеличения микроскопа при проведении исследований (от  $\times 50\,000$  до  $\times 400\,000$ ). Для определения структурно-фазовых параметров: размера зёрен, фазового состава оксидной плёнки, идентификации и структурного состояния выделений частиц второй фазы и прочего –

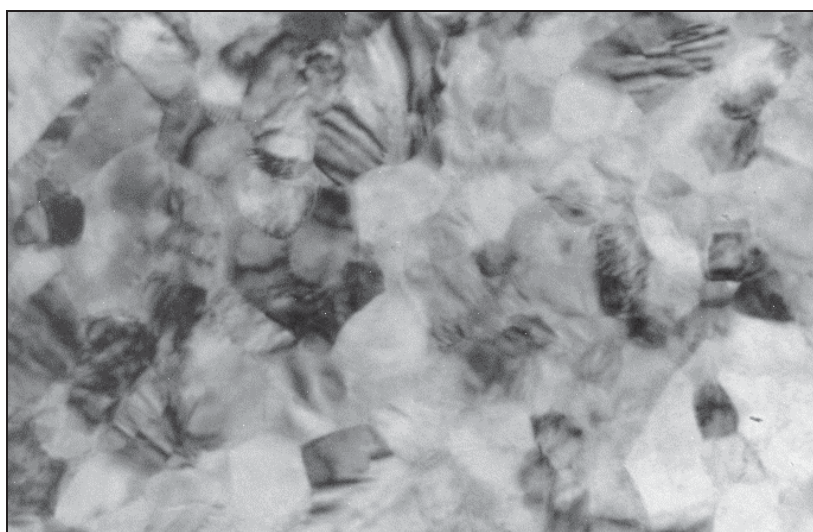
применялись методы электронной микродифракции с выделенной области и микромикродифракции. Для трансмиссионной электронной микроскопии использовался электронный



Микроструктура оксидной плёнки сплава Э110 после автоклавных коррозионных испытаний

микроскоп JEM-2000FX II, а для определения химического состава – энергодисперсионный рентгеновский анализатор Genesis XMS 60 фирмы «EDAX» (приставка к микроскопу).  
Полученные результаты по электронно-микроскопическому исследованию структурно-фазового состояния оксидных плёнок после автоклавных коррозионных испытаний представлены на рисунке.  
Структура оксидной плёнки характеризуется наличием мелких зёрен моноклинной фазы  $ZrO_2$  с незначительной долей тетрагональной фазы, основная часть которой располагается вблизи границы раздела между металлом и оксидом.  
Впервые в России были получены результаты по электронно-микроскопическому исследованию облучённых оксидных плёнок, представленные ниже на рисунке.

Облучённая оксидная плёнка сплава Э110 представляет собой моноклинную модификацию  $ZrO_2$  с незначительным присутствием тетрагональной фазы. Малое количество дефектов в виде микропор и микротрещин в оксидной плёнке свидетельствует о её высокой плотности и хороших защитных свойствах. Первые исследования структурно-фазового состояния облучённой оксидной плёнки не выявили наличия в её составе выделений частиц  $\beta-Nb$  ни в кристаллическом, ни в аморфном состоянии, что могло быть вызвано влиянием нейтронного облучения.



Микроструктура оксидной плёнки сплава Э110 после облучения

В результате была отработана методика подготовки образцов для исследования методом трансмиссионной электронной микроскопии продольного сечения

оксидной плёнки, образовавшейся на поверхности оболочек твэлов после эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000, проведены исследования микроструктуры необлучённых и облучённых оксидных плёнок циркония и анализ их фазового и микрохимического состава.

*А.В. Обухов, Г.П. Кобылянский, А.Ю. Шевяков\**

## СОЗДАНИЕ ГОЛОВНОЙ УСТАНОВКИ МЕХАНИЧЕСКОГО ПРОКОЛА ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ВНУТРИТВЭЛЬНОГО ГАЗА, ПРЕДНАЗНАЧЕННОЙ ДЛЯ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНОЙ КАМЕРЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БН-800

В 2013 году были завершены работы по созданию головного образца установки механического прокола оболочек твэлов и определения параметров внутритвэльного газа радиационно-защитной камеры реакторной установки БН-800. Оборудование, разработанное и изготовленное в ОАО «ГНЦ НИИАР», предназначено для оснащения радиационно-защитной технологической камеры реактора БН-800 Белоярской АЭС.

Установка обеспечивает выполнение механического прокола оболочки твэлов реактора БН-800 и определение давления (при нормальной температуре) и объёма внутритвэльного газа (при нормальных условиях) методом двойного расширения. Метод основан на измерении давления и температуры газа при поэтапном его расширении в двух ёмкостях известного объёма.



Внешний вид внутрикамерного оборудования установки механического прокола оболочек твэлов и определения параметров внутритвэльного газа:  
1 – линии подключения датчиков давления; 2 – ёмкость накопительная; 3 – устройство для размещения твэла; 4 – блок прокола; 5 – фильтрующий блок; 6 – линия подключения форвакуумного насоса; 7 – охранный пенал

\* Сотрудник ОАО «ВНИИНМ».

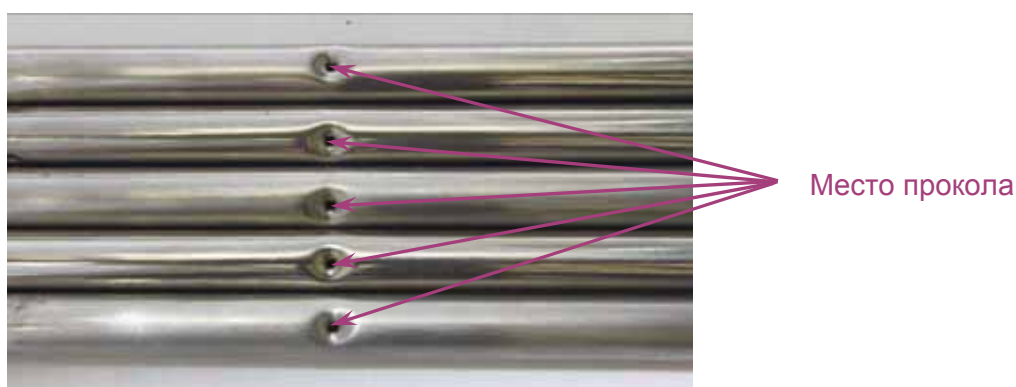
Загруженность технологическим оборудованием и высокие дозовые нагрузки внутри радиационно-защитной камеры реакторной установки БН-800 обусловили необходимость в компактном, мобильном и радиационно стойком исполнении установки механического прокола оболочек твэлов и определения параметров внутритвэльного газа.

Из-за загруженности операторского помещения радиационно-защитной камеры оборудование информационно измерительной системы установки было изготовлено в компактном и переносном исполнении.



Внешний вид оборудования информационно-измерительной системы:  
1 – крейт измерительный, 2 – промышленный ноутбук, 3 – коробка распределительная

Испытание и аттестация установки проводились на стандартных образцах давления (при нормальной температуре) и объема газа (при нормальных условиях), аттестованных соответствующими службами института, аккредитованными на выполнение подобных процедур. Стандартные образцы представляют собой калиброванные на заданное значение вместимости эталоны, заполненные гелием с заданным значением давления при известной температуре.

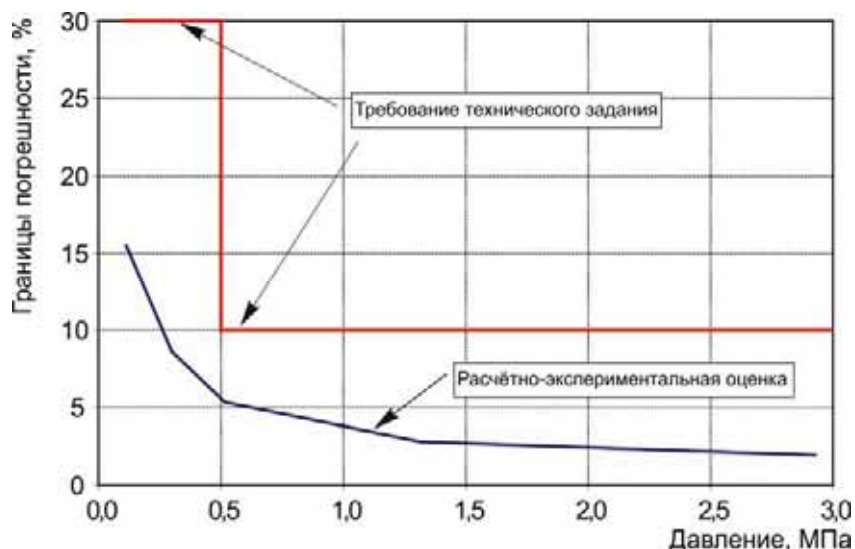


Внешний вид стандартных образцов давления (при нормальной температуре) и объема внутритвэльного газа (при нормальных условиях) после прокола оболочки и аттестационных измерений

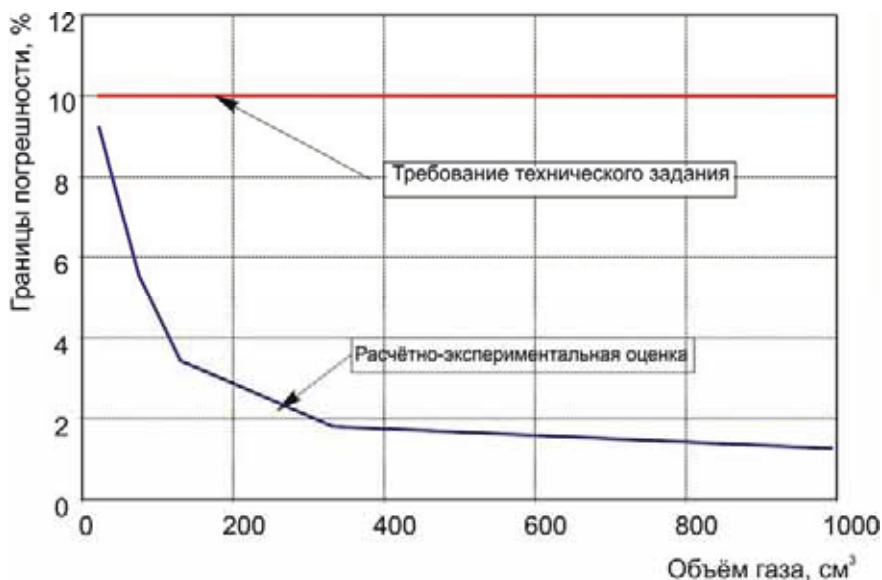
Методика выполнения измерений давления и объема газа в твэлах аттестована государственным региональным центром стандартизации, метрологии и испытаний. Погрешности параметров внутритвэльного газа, измеряемых с помощью установки механического прокола оболочек твэлов и определения параметров внутритвэльного



газа, значительно ниже требований технического задания. Погрешность измерения давления (при нормальной температуре) внутритвэльного газа в диапазоне значений давления от 0,1 до 0,5 МПа не превышает 30 %, а в диапазоне от 0,5 до 3 МПа – 10 %. Погрешность измерения объёма внутритвэльного газа (при нормальных условиях) не превышает 10 % в диапазоне от 20 до 1000 см<sup>3</sup> при нормальных условиях.



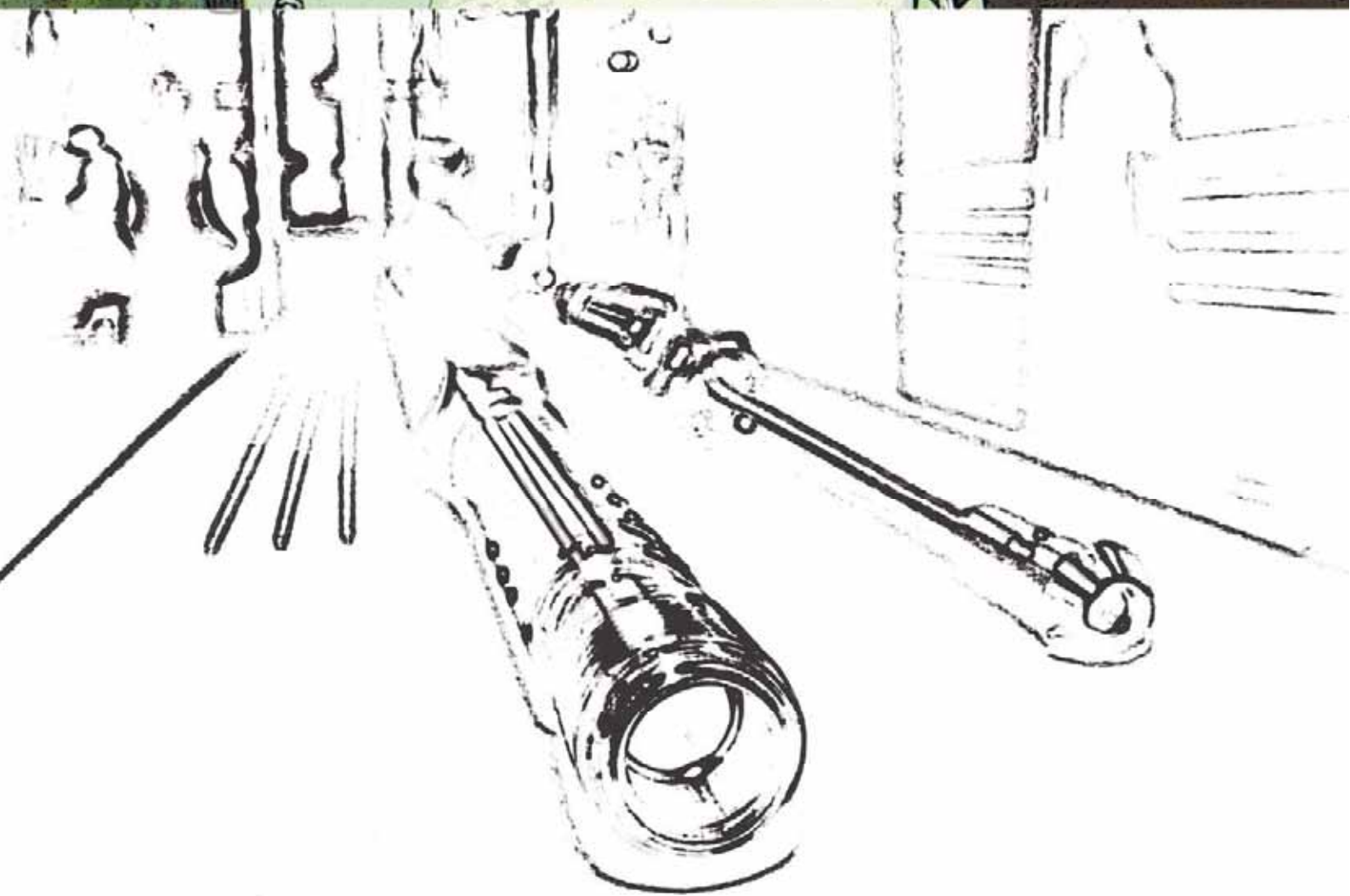
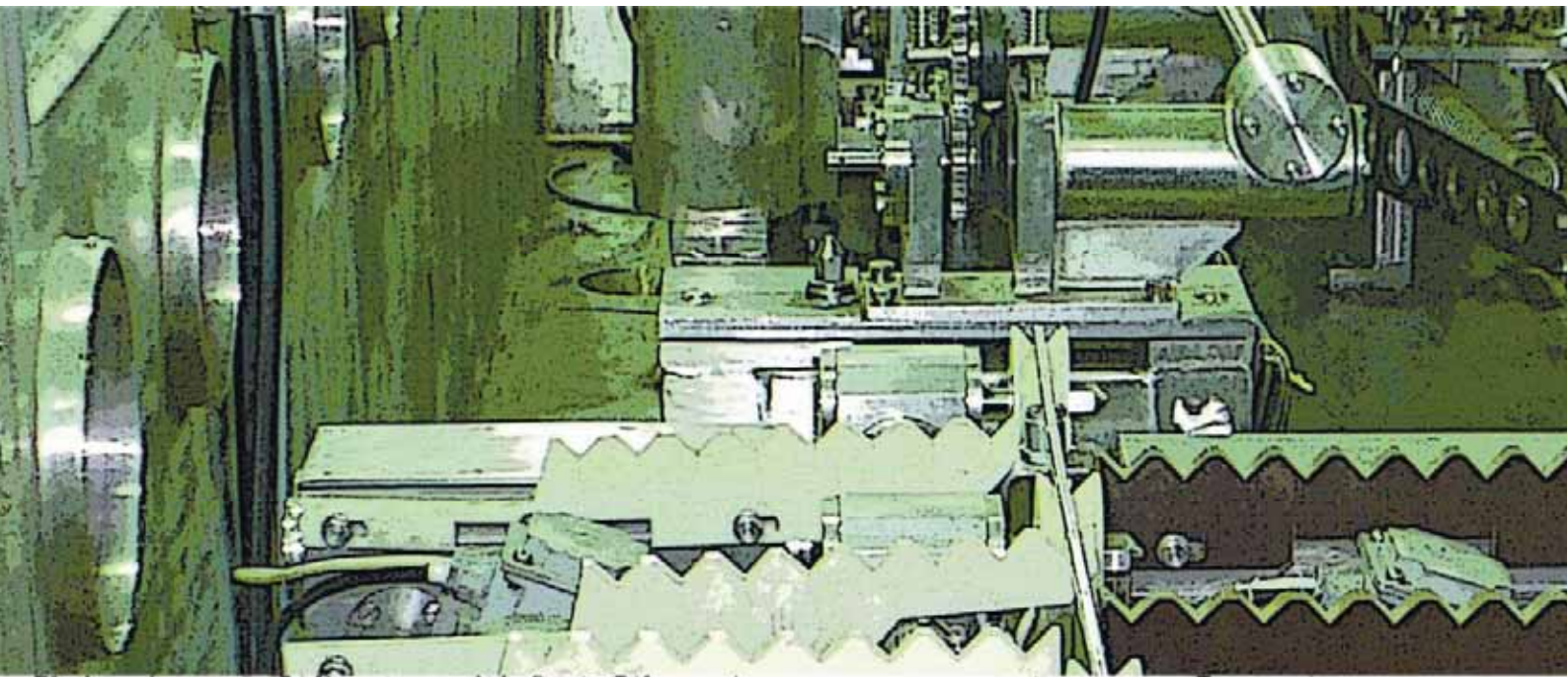
Доверительные границы общей погрешности измерения давления (при нормальной температуре) в твэле, определённые в ходе оценки показателей точности методики



Доверительные границы общей погрешности измерения объёма внутритвэльного газа (при нормальных условиях), определённые в ходе оценки показателей точности методики

Решением приёмочной комиссии головной образец установки механического прокола оболочек твэлов и определения параметров внутритвэльного газа допущен к применению по прямому назначению в составе оборудования радиационно-защитной камеры энергоблока реактора БН-800 с присвоением конструкторской документации литеры «О1».

П.А. Ильин, В.Г. Теплов





# 3

## МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

**ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013**

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Основная деятельность по направлению «МОКС-топливо для ядерных реакторов на быстрых нейтронах» в 2013 году концентрировалась на изготовлении тепловыделяющих сборок с уран-плутониевым оксидным топливом для обеспечения стартовой загрузки гибридной активной зоны реактора БН-800.

При изготовлении для комплектации ТВС использовали освоенные в России технологии производства твэлов с МОКС-топливом:

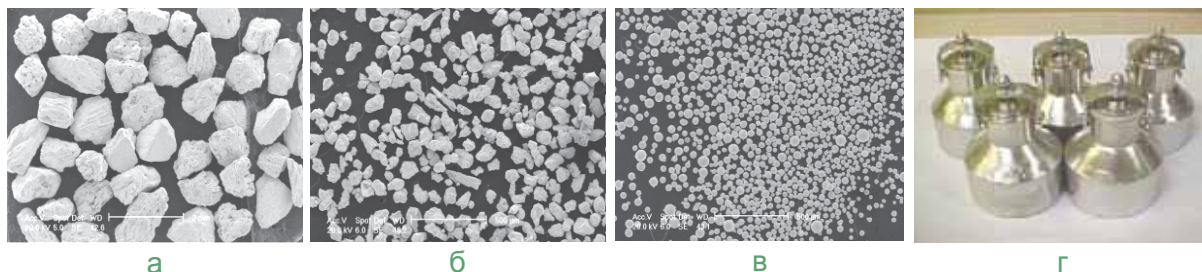
- ◆ технологию изготовления таблеточного топлива из механически смешанных оксидов урана и плутония, полученных традиционными водными методами;
- ◆ технологию виброуплотнения гранулированного топлива, полученного совместным осаждением оксидов урана и плутония из расплавов хлоридов щелочных металлов.

Тепловыделяющие сборки с таблеточным топливом изготавливали совместно с ФГУП «ПО „МАЯК“», где осуществляли изготовление таблеток и сборку твэлов. Готовые твэлы поставляли в ОАО «ГНЦ НИИАР» для сборки в ТВС.

Все переделы (получение гранулированных МОКС-топливных композиций методом пироэлектрoхимической грануляции, изготовление твэлов методом виброуплотнения, аналитическое сопровождение технологического процесса и паспортизация готовой продукции), необходимые при изготовлении ТВС с виброуплотнёнными твэлами, реализованы в полной мере на технологическом комплексе института с использованием нового и модернизированного основного и вспомогательного технологического оборудования.

К концу 2013 года изготовлено 106 тепловыделяющих сборок с МОКС-топливом для формирования стартовой загрузки реакторной установки БН-800. В том числе:

- а) 66 тепловыделяющих сборок с таблеточным МОКС-топливом;
- б) 40 тепловыделяющих сборок с виброуплотнённым МОКС-топливом.



Изображение фракций МОКС-гранулята: от 1000 до 600 мкм (а); от 400 до 250 мкм (б); менее 100 мкм (в); контейнеры с фракциями гранулята для отправки на участок изготовления твэлов методом виброуплотнения (г)



Внешний вид твэлов для гибридной активной зоны реактора БН-800: твэлы (а); маркировка твэлов (б)

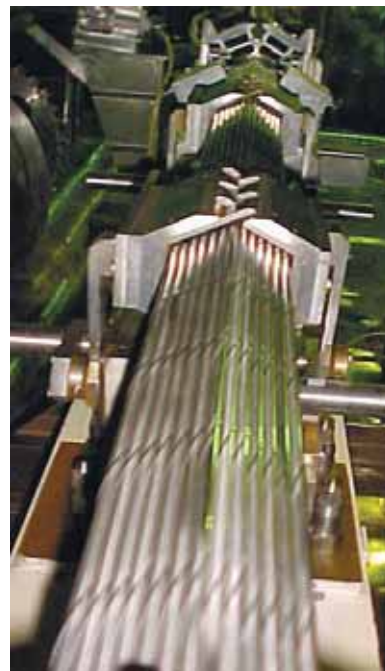


Отправка тепловыделяющей сборки на склад

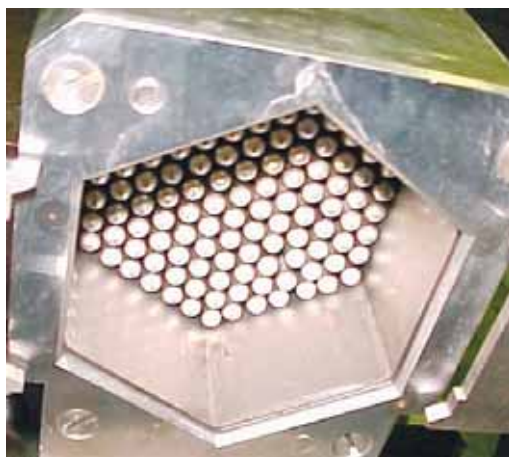
Для обеспечения изготовления тепловыделяющей сборки реакторной установки БН-800 с МОКС-топливом и приведения технологического комплекса ОАО «ГНЦ НИИАР» к требованиям действующих норм и правил по безопасности в 2013 году завершена реализация мероприятий, изложенных в федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года». По окончании строительства объект «Техническое перевооружение топливного комплекса для производства тепловыделяющих сборок» был принят комиссией Государственной корпорации «Росатом». Продолжено освоение нового и модернизированного оборудования.



Автоматизированная машина изготовления ТВС



Формирование пучка твэлов



Втягивание пучка твэлов  
в чехловую трубу



Приварка головки  
тепловыделяющей сборки

В 2013 году в реакторе БН-600 успешно завершены испытания трёх экспериментальных тепловыделяющих сборок с виброуплотнённым МОКС-топливом, изготовленных в 2010 году при поддержке ОАО «Концерн Росэнергоатом» в рамках работ по обоснованию применения виброуплотнённого МОКС-топлива в энергетических реакторах на быстрых нейтронах. Достигнутые параметры испытаний в реакторе БН-600 превышают параметры, установленные в настоящее время для эксплуатации виброуплотнённого топлива в составе активной зоны реактора БН-800.

#### Максимальные параметры эксплуатации ТВС с виброуплотнённым МОКС-топливом

| Параметр                          | Испытание<br>ЭТВС<br>в реакторе<br>БН-600 | Эксплуатация ТВС<br>в составе гибридной<br>активной зоны<br>реактора БН-800 | Эксплуатация<br>ТВС в составе<br>активной зоны<br>реактора БН-800* |
|-----------------------------------|---|---|--|
| Линейная тепловая нагрузка, кВт/м | 43,7                                      | 36  | 47   |
| Температура оболочки твэла, °С    | 697                                       | 710   | 710  |
| Повреждающая доза, сна            | 79  | 68  | 83   |
| Выгорание топлива, % т.а.         | 10,4                                      | 7,4   | 8,9  |

\* С полной загрузкой МОКС-топливом.

При поддержке ОАО «Концерн Росэнергоатом» на 2014 год запланировано проведение послереакторных исследований твэлов и ТВС неразрушающими и разрушающими методами. По результатам послереакторных исследований будут выданы рекомендации о продолжении испытаний в реакторе БН-600 твэлов с виброуплотнённым топливом на параметры, соответствующие номинальным параметрам эксплуатации МОКС-топлива в реакторе БН-800 с полной загрузкой МОКС-топливом, и об изменении установленных в настоящее время параметров.

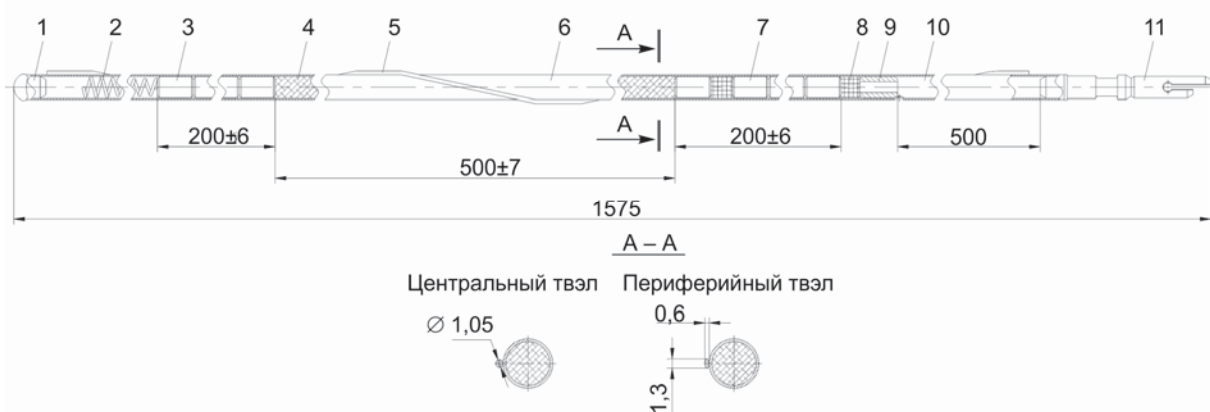
В 2013 году были продолжены работы по созданию системы топливообеспечения исследовательского реактора МБИР. Работы проводили по нескольким направлениям.

С целью подтверждения работоспособности твэлов с виброуплотнённым топливом при режимах эксплуатации, характерных для реактора МБИР, были продолжены испытания в реакторе БОР-60 тепловыделяющих элементов с виброуплотнённым МОКС-топливом. В частности, при испытаниях экспериментальной ТВС реализована линейная тепловая нагрузка 49,3 кВт/м на твэлах с топливом типа механической смеси диоксида урана и плутония. На конец 2013 года в этой ТВС достигнуто максимальное выгорание 5 % т.а. при максимальной температуре оболочки твэла 650 °С. Тепловыделяющая сборка выгружена для промежуточной инспекции и проведения материаловедческих исследований отдельных твэлов. Планируется продолжение реакторных испытаний.

Для подтверждения работоспособности тепловыделяющих элементов с виброуплотнённым МОКС-топливом, содержащим диоксид плутония с массовой долей более 30 % в составе топливного сердечника, в 2013 году наработаны партии гранулированного топлива, которые будут использованы при изготовлении экспериментальных (макетных) твэлов реактора БОР-60.

С целью обеспечения системы топливообеспечения реакторной установки МБИР порошком металлического урана, являющегося одним из компонентов топливного сердечника твэла с виброуплотнённым топливом, специалистами Новосибирского завода химических концентратов (по техническим требованиям ОАО «ГНЦ НИИАР») отработана технология получения порошка металлического урана (геттера) нового поколения методом распыления. Проведены его технологические испытания, в ходе которых показано, что порошок металлического урана, полученный методом распыления, по своему химическому составу соответствует техническим требованиям и не уступает порошку металлического урана, полученному методом кальцийтермического восстановления. Запланировано продолжение технологических испытаний порошка металлического урана нового поколения совместно с оксидным гранулированным топливом и проведение сравнительных реакторных испытаний в составе тепловыделяющей сборки, содержащей твэлы с порошком металлического урана различного происхождения.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» – организации, исполняющей функции конструктора-технолога твэла реактора МБИР, в 2013 году начаты расчётные исследования условий работы этого твэла. В качестве исходных данных приняты режимы работы реактора, полученные от ОАО «НИКИЭТ», являющегося главным конструктором реактора.



Конструкция твэла реактора МБИР и поперечные сечения: 1 – верхняя заглушка; 2 – фиксатор пружинного типа; 3 – верхняя зона воспроизводства; 4 – топливный сердечник; 5 – дистанционирующая проволока; 6 – оболочка твэла; 7 – нижняя зона воспроизводства; 8 – газопроницаемая пробка из никелевой проволоки; 9 – стальная проставка в виде стальной втулки; 10 – газосборник; 11 – нижняя заглушка

Расчётные исследования проводят с использованием программного средства Vikond2, имеющего аттестационный паспорт, выданный экспертным советом при Ростехнадзоре. Целью исследований является выбор режимов работы реактора, при которых могут реализоваться наиболее высокие значения температуры топливного сердечника и напряжения в оболочке твэла. Работоспособность твэла именно в этих режимах подлежит обоснованию в материалах технического проекта.

Для реализации одного из первоочередных проектов Госкорпорации «Росатом» – проектного направления «ПРОРЫВ» – на технологическом комплексе ОАО «ГНЦ НИИАР» изготовлены три комбинированные экспериментальные тепловыделяющие сборки, каждая из которых содержит по четыре твэла с уран-плутониевым нитридным топливом.

Твэлы с уран-плутониевым нитридным топливом для комплектования комбинированных экспериментальных тепловыделяющихборок изготовлены в ОАО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» и ОАО «Сибирский химический комбинат».

При подготовке к изготовлению проведён большой комплекс подготовительных работ. В частности:

- ◆ разработана рабочая конструкторская и технологическая документация;
- ◆ проведены технологические испытания оборудования с использованием макетов комбинированных экспериментальных тепловыделяющихборок;
- ◆ проведена технологическая подготовка производства к изготовлению комбинированных экспериментальных тепловыделяющихборок с корректировкой разработанной рабочей конструкторской и технологической документации по результатам технологических испытаний.

Изготовленные комбинированные экспериментальные тепловыделяющие сборки успешно выдержали приёмосдаточные испытания и были отправлены на Белоярскую атомную электростанцию для реакторных испытаний в составе активной зоны реакторной установки БН-600.

В рамках проектного направления «ПРОРЫВ» в инициативном порядке разработаны технические предложения по конструкции и технологии изготовления твэла с уран-плутониевым нитридным топливом с введением отдельных освоенных элементов технологии виброуплотнения. Указанные технические предложения оформлены в виде авторского свидетельства на полезную модель.

*В.А. Кислый*



## ИЗГОТОВЛЕНИЕ И РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТРЕХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ МОКС-ТОПЛИВОМ

В рамках обоснования конструкции и технологии изготовления твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом для реакторов на быстрых нейтронах в период с 1987 по 2009 годы были изготовлены, испытаны в реакторе БН-600 и подвергнуты послереакторным исследованиям 30 экспериментальных тепловыделяющих сборок с виброуплотнённым МОКС-топливом, содержавших 3810 твэлов. В ходе реакторных испытаний и послереакторных исследований выявлено девять твэлов, входивших в состав шести ЭТВС, которые разгерметизировались в процессе реакторных испытаний или отмывки после завершения реакторных испытаний.

В ходе работы комиссии, назначенной приказом «О топливе БН-600» (23.04.2008) генерального директора Госкорпорации «Росатом», не выявлены причины разгерметизации твэлов, связанных с природой виброуплотнённого топлива. Комиссией было рекомендовано откорректировать технологию формирования топливного сердечника и ввести контроль распределения порошка металлического урана по длине топливного сердечника.

В соответствии с рекомендациями комиссии была разработана и в 2010 году выполнена «Программа работ по совершенствованию технологии изготовления и контроля твэлов и ТВС с виброуплотнённым МОКС-топливом». По результатам этой работы был уточнён порядок технологических операций, обеспечивающих достижение параметров твэла, установленных требованиями конструкторской документации на твэл:

### 1) Операции с топливом:

- ◆ послойная засыпка гранулированного МОКС-топлива и порошка металлического урана (геттера) в промежуточный контейнер;
- ◆ засыпка топливной навески из промежуточного контейнера во вращающийся конусный смеситель;
- ◆ смешение топливной навески.

### 2) Операции виброуплотнения топлива в оболочке твэла:

- ◆ загрузка топливной навески в оболочку твэла из вращающегося смесителя при частоте 180 Гц и ускорении  $5g^*$  до полного опорожнения смесителя;
- ◆ свободное уплотнение топливного сердечника без нагрузки в течение 60 с при ускорении до  $10g$ ;
- ◆ установка груза массой 1,8 кг и виброуплотнение топлива в течение 60 с при плавном увеличении ускорения до  $25g$ ;
- ◆ установка груза массой 3,5 кг и виброуплотнение топлива при плавном изменении частоты до достижения заданной длины топливного сердечника.

Для контроля распределения геттера по длине топливного сердечника была разработана и внедрена методика разрушающего контроля, заключающаяся в селективном растворении металлического урана в пробах, отобранных по длине топливного сердечника твэла с виброуплотнённым МОКС-топливом. Результаты термодинамического

\*  $g$  – ускорение свободного падения ( $9,8 \text{ м/с}^2$ ).

расчёта и анализа предыдущего опыта для твэлов с массовой долей геттера 7 % показали, что неравномерность распределения геттера по длине топливного сердечника твэла может составлять относительно среднего значения от – 50 до 40 %.

По описанному ранее алгоритму в условиях бокса было изготовлено 100 твэлов для демонстрации стабильности качества твэлов и их соответствия требованиям конструкторской документации и комплекта технологических документов. Из 100 твэлов 19 твэлов были подвергнуты разрушающим исследованиям распределения геттера по длине топливного сердечника. При проведении контрольных операций выход годных твэлов с первого предъявления по всем контролируемым параметрам должен составлять не менее 95 %. Практически этот показатель составил 98 %.

Оптимизированные технологии подготовки навесок МОКС-гранулята, их загрузки в смеситель, смешивания и виброуплотнения были применены при изготовлении твэлов для трёх экспериментальных ТВС. Эти ЭТВС были одновременно загружены в различные ячейки зоны среднего обогащения (ЗСО) активной зоны реактора БН-600 и облучены в течение 61–64 микрокампаний (МК) (с 03.06.2011 по 28.04.2013). Суммарная продолжительность облучения каждой из этих экспериментальных тепловыделяющих сборок составила 572,9 эфф. сут. После завершения испытаний все ЭТВС выгружены из реактора БН-600 без признаков разгерметизации твэлов.

#### Параметры облучения экспериментальной тепловыделяющей сборки в активной зоне реактора БН-600 в МК 61

| Характеристика ЭТВС                                    | Экспериментальная тепловыделяющая сборка |       |        |       |        |       |
|--|--|-------|--------|-------|--------|-------|
|  | 1  |       | 2      |       | 3      |       |
| Ячейка ЗСО   | 09–16                                    |       | 24–25  |       | 24–14  |       |
| Стадия МК 61   | Начало                                   | Конец | Начало | Конец | Начало | Конец |
| Время наработки, эфф. сут                              | 0,0                                      | 133,5 | 0,0    | 133,5 | 0,0    | 133,5 |
| Мощность, МВт  | 4,3                                      | 4,2   | 4,3    | 4,2   | 3,8    | 3,7   |
| Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м | 43,4                                     | 41,2  | 43,7   | 41,1  | 40,3   | 37,8  |
| Максимальная температура оболочки твэла, °С            | 697                                      | 694   | 699    | 692   | 668    | 658   |
| Максимальное выгорание топлива, % т.а.                 | 0,0                                      | 2,7   | 0,0    | 2,7   | 0,0    | 2,4   |
| Максимальная повреждающая доза, сна                    | 0  | 19    | 0      | 19    | 0      | 17    |

**Параметры облучения  
экспериментальной тепловыделяющей сборки  
в активной зоне реактора БН-600 в МК 62**

| Характеристика<br>ЭТВС                                 | Экспериментальная тепловыделяющая сборка |       |        |       |        |       |
|--|--|-------|--------|-------|--------|-------|
|  | 1  |       | 2      |       | 3      |       |
|  | 09–16                                    |       | 24–25  |       | 24–14  |       |
| Стадия МК 62   | Начало                                   | Конец | Начало | Конец | Начало | Конец |
| Ячейка ЗСО   |  |       |        |       |        |       |
| Время наработки, эфф. сут                              | 133,5                                    | 299,1 | 133,5  | 299,1 | 133,5  | 299,1 |
| Мощность, МВт  | 4,1                                      | 4,0   | 4,1    | 4,0   | 3,5    | 3,4   |
| Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м | 41,2                                     | 38,5  | 41,2   | 38,2  | 36,4   | 34,1  |
| Максимальная температура оболочки твэла, °С            | 688                                      | 691   | 686    | 687   | 644    | 641   |
| Максимальное выгорание топлива, % т.а.                 | 2,7                                      | 5,7   | 2,7    | 5,7   | 2,4    | 5,2   |
| Максимальная повреждающая доза, сна                    | 18                                       | 42    | 18     | 41    | 17     | 37    |

**Параметры облучения  
экспериментальной тепловыделяющей сборки  
в активной зоне реактора БН-600 в МК 63**

| Характеристика<br>ЭТВС                                 | Экспериментальная тепловыделяющая сборка |       |        |       |        |       |
|--|--|-------|--------|-------|--------|-------|
|  | 1  |       | 2      |       | 3      |       |
|  | 09–16                                    |       | 24–25  |       | 24–14  |       |
| Стадия МК 63   | Начало                                   | Конец | Начало | Конец | Начало | Конец |
| Ячейка ЗСО   |  |       |        |       |        |       |
| Время наработки, эфф. сут                              | 299,1                                    | 418,6 | 299,1  | 418,6 | 299,1  | 418,6 |
| Мощность, МВт  | 4,0                                      | 3,9   | 3,7    | 3,7   | 3,4    | 3,3   |
| Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м | 39,1                                     | 36,8  | 36,6   | 35,2  | 34,7   | 33,0  |
| Максимальная температура оболочки твэла, °С            | 686                                      | 682   | 665    | 667   | 640    | 637   |
| Максимальное выгорание топлива, % т.а.                 | 5,7                                      | 7,9   | 5,7    | 7,7   | 5,2    | 7,0   |
| Максимальная повреждающая доза, сна                    | 42                                       | 58    | 41     | 57    | 37     | 52    |

### Параметры облучения экспериментальной тепловыделяющей сборки в активной зоне реактора БН-600 в МК 64

| Характеристика ЭТВС                                    | Экспериментальная тепловыделяющая сборка |       |        |       |        |       |
|--|--|-------|--------|-------|--------|-------|
|  | 1  |       | 2      |       | 3      |       |
| Ячейка ЗСО   | 09–16                                    |       | 24–25  |       | 24–14  |       |
| Стадия МК 64   | Начало                                   | Конец | Начало | Конец | Начало | Конец |
| Время наработки, эфф. сут                              | 418,6                                    | 572,9 | 418,6  | 572,9 | 418,6  | 572,9 |
| Мощность, МВт  | 3,7                                      | 3,7   | 3,6    | 3,6   | 3,3    | 3,2   |
| Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м | 35,8                                     | 33,9  | 34,4   | 33,0  | 33,4   | 31,6  |
| Максимальная температура оболочки твэла, °С            | 661                                      | 659   | 649    | 651   | 635    | 630   |
| Максимальное выгорание топлива, % т.а.                 | 7,9                                      | 10,4  | 7,7    | 10,1  | 7,0    | 9,4   |
| Максимальная повреждающая доза, сна                    | 58                                       | 79    | 57     | 77    | 52     | 71    |

На 2014 год запланированы комплексные послереакторные материаловедческие исследования (02.13.10) отработавшей экспериментальной тепловыделяющей сборки, важнейшие эксплуатационные параметры которой имеют максимальные значения:

Выгорание топлива..... 10,4 % т.а.  
Повреждающая доза ..... 79 сна

### Параметры облучения экспериментальной тепловыделяющей сборки реактора БН-600 в МК 61–64, ячейке 09–16 зоны среднего обогащения

| Характеристика ЭТВС                                    | Экспериментальная тепловыделяющая сборка 1 |       |        |       |        |       |        |       |
|--|--|-------|--------|-------|--------|-------|--------|-------|
|  | МК 61                                      |       | МК 62  |       | МК 63  |       | МК 64  |       |
| Стадия МК  | Начало                                     | Конец | Начало | Конец | Начало | Конец | Начало | Конец |
| Время наработки, эфф. сут                              | 0,0  | 133,5 | 133,5  | 299,1 | 299,1  | 418,6 | 418,6  | 572,9 |
| Мощность, МВт  | 4,3  | 4,2   | 4,1    | 4,0   | 4,0    | 3,9   | 3,7    | 3,7   |
| Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м | 43,4                                       | 41,2  | 41,2   | 38,5  | 39,1   | 36,8  | 35,8   | 33,9  |
| Максимальная температура оболочки твэла, °С            | 697  | 694   | 688    | 691   | 686    | 682   | 661    | 659   |
| Максимальное выгорание топлива, % т.а.                 | 0,0  | 2,7   | 2,7    | 5,7   | 5,7    | 7,9   | 7,9    | 10,4  |
| Максимальная повреждающая доза, сна                    | 0  | 18    | 18     | 42    | 42     | 58    | 58     | 79    |

Целью предстоящих исследований является экспериментальное обоснование эффективности разработанных и использованных при изготовлении твэлов ЭТВС усовершенствований технологии изготовления и контроля твэлов и ТВС с виброуплотнённым МОКС-топливом.

*Е.В. Фокеева, В.А. Кислый, Ю.М. Головченко*

## ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ ПО НАРАБОТКЕ МОКС-ГРАНУЛЯТА, ИЗГОТОВЛЕНИЮ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ И СБОРОК ДЛЯ ГИБРИДНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-800

В 2013 году проведены работы по программе изготовления МОКС-гранулята, твэлов и тепловыделяющих сборок для первой загрузки гибридной зоны реактора БН-800.

### *Производство МОКС-гранулята*

В течение года наработку МОКС-гранулята осуществляли на одном хлораторе-электролизёре, размещённом в защитной камере КР-03. Электролизом солевого электролита получено 36 катодных осадков, суммарная масса которых составила почти 1000 кг. В этой же камере катодные осадки были сначала раздроблены, а затем измельчены до размера частиц менее 1000 мкм. Измельчённый продукт (гранулят) в камерах КЛ-01 и КЛ-02 был отмыт от солей, захваченных катодными осадками при электролизе. Окончательное освобождение измельчённого продукта от солей и примесей проведено в защитной камере КФ-1 методом высокотемпературной вакуумной отгонки. Масса обработанного таким образом гранулята составила примерно 900 кг.

Гранулят после высокотемпературной вакуумной отгонки был классифицирован на пять фракций с размером гранул:

- ◆ от 1000 до 630 мкм;
- ◆ от 630 до 400 мкм;
- ◆ от 400 до 250 мкм;
- ◆ от 250 до 100 мкм;
- ◆ менее 100 мкм.

Каждая фракция продукта была паспортизована, в результате чего определили:

- ◆ изотопный состав урана и плутония;
- ◆ массовую долю урана, плутония и америция;
- ◆ массовую долю катионных (Fe, Al, Si, Ni, Pb, Cr, Cs, Ca, Na, Ti) и анионных (Cl, F, C) примесей;
- ◆ отношение O/Me (кислорода к металлу) – кислородный коэффициент.

Из паспортизованных фракций гранулята в соответствии с техническими условиями 9Н2876.000.01 ТУ было подготовлено 30 партий МОКС-гранулята (каждая партия массой 29,433 кг) с предъявлением Представителю Заказчика (ОАО «ВПО „ЗАЭС“»).

Общая масса МОКС-гранулята, подготовленного в 2013 году, составила 883,0 кг.

По результатам наработки партий МОКС-гранулята в 2013 году можно отметить следующее:

- ◆ выход ядерных материалов в МОКС-гранулят составил 88,3 %. Продукт с массовой долей около 4 % находился в обороте вместе с солевым электролитом. И впоследствии будет извлечён из него на стадии регенерации солей. Оставшийся МОКС-гранулят (около 8 %) в зависимости от его качества будет либо непосредственно

использован при изготовлении твэлов по программе 2014 года, либо возвращён в начало технологического процесса на перекристаллизацию;

- ◆ производительность технологического передела по наработке МОКС-гранулята в 2013 году возросла по сравнению с 2012 годом почти на 20 %. Это явилось, во-первых, следствием стабильности заказа на МОКС-гранулят и, во-вторых, положительным результатом модернизации части технологического оборудования, что облегчило его эксплуатацию и повысило ремонтоспособность в условиях дистанционного обслуживания;

- ◆ солевой электролит в среднем использовали для проведения пяти-шести технологических циклов, хотя в одном случае – для 13 циклов;

- ◆ ресурс пирографитовых тиглей составил около 2,5 цикла. Этот показатель снизился, по-видимому, за счёт снижения качества на заводе-изготовителе.

### *Изготовление тепловыделяющих элементов*

В 2013 году на участок изготовления твэлов для гибридной зоны реактора БН-800 было израсходовано 902,8 кг МОКС-гранулята. Из этого количества МОКС-гранулята было изготовлено 3759 твэлов. Все твэлы прошли неразрушающий контроль качества изготовления, включающий, главным образом, распределение плотности и плутония по длине сердечника. Три процента твэлов было подвергнуто разрушающему контролю (102 шт.), при котором смотрели распределение геттера по длине топливного сердечника, качество сварного соединения, состояние топливного сердечника и другие параметры. Твэлы в количестве 3321 шт. были признаны годными и переданы на участок сборки ТВС.

### *Изготовление тепловыделяющих сборок*

На конец 2013 года изготовлено 106 тепловыделяющих сборок для первой загрузки гибридной зоны реактора БН-800, из которых:

- ◆ 40 тепловыделяющих сборок реактора БН-800 снаряжены виброуплотнённым МОКС-топливом, произведённым в химико-технологическом отделении НИИАРа;

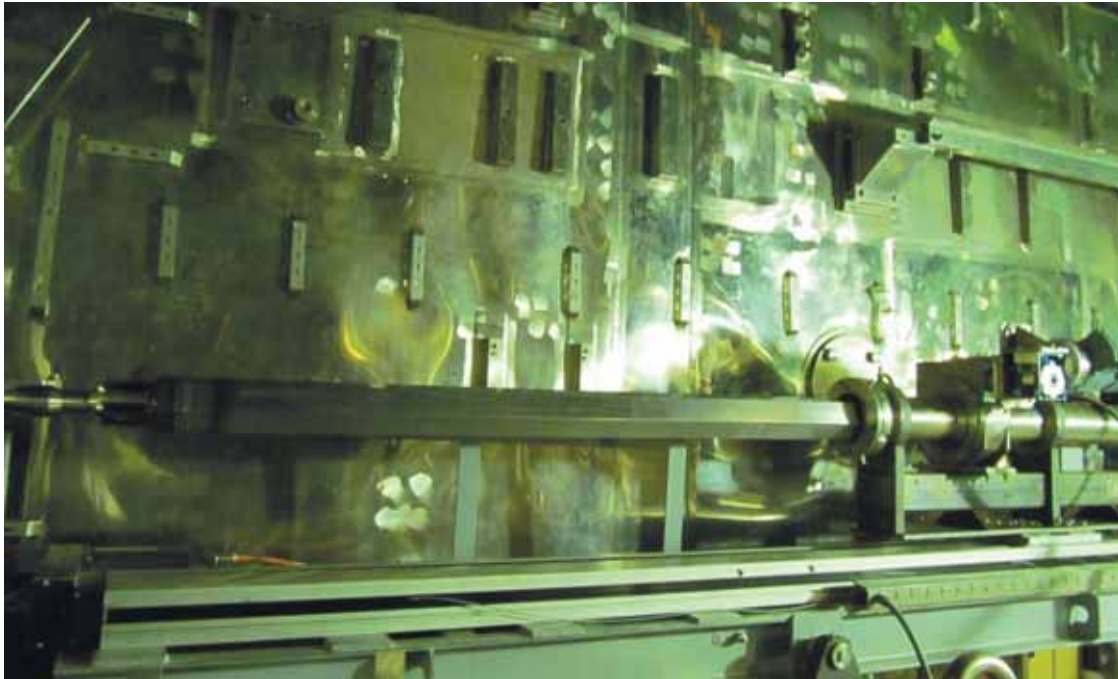
- ◆ 66 тепловыделяющих сборок реактора БН-800 снаряжены твэлами с таблетированным МОКС-топливом, которые были изготовлены на федеральном государственном унитарном предприятии «Производственное объединение „Маяк“».

Завершена модернизация отдельного технологического оборудования.

В частности:

- ◆ на установке сварки пробки тепловыделяющей сборки устранены следующие проблемы:

- неоднозначная ориентация тепловыделяющей сборки в положении сварки,
- продольное смещение тепловыделяющей сборки при кантовании,
- автоматизация наведения сварочной горелки на стык (использование дистанционного лазерного наведения),
- частичная автоматизация работы отдельных узлов установки;



Внешний вид установки сварки пробки тепловыделяющей сборки

◆ на установке контроля герметичности тепловыделяющей сборки масс-спектрометрическим методом способом вакуумной камеры с предварительным введением гелия исправлен алгоритм разделения ТВС по критерию «годно/брак» и оптимизировано размещение тепловыделяющей сборки внутри вакуумной камеры;



Внешний вид установки контроля герметичности твэлов тепловыделяющей сборки



Внешний вид щита управления установкой контроля герметичности

- ◆ модернизировано транспортное силовое оборудование:
  - произведена установка нового силового манипулятора, предназначенного для выполнения дистанционного обслуживания технологического оборудования и транспортных операций с целью облегчения проведения ремонтных операций,



Внешний вид силовых манипуляторов

- введён в эксплуатацию внутрикамерный кран грузоподъёмностью 700 кг для ускорения технологического процесса изготовления ТВС за счёт сокращения времени выполнения транспортных операций,
- усовершенствован и перемещён на место эксплуатации узел подготовки аргона, используемого в технологических операциях по изготовлению тепловыделяющей сборки.



Внешний вид узла подготовки аргона



### **Аналитическое сопровождение производства виброуплотнённого МОКС-топлива**

В 2013 году было усовершенствовано аналитическое сопровождение процессов получения гранулированных топливных композиций и паспортизации конечной продукции, в том числе твэлов и ТВС, как в части приборного парка, так и в части методик выполнения измерений.

Существенно обновился приборный парк аналитической лаборатории технологического комплекса. Закуплены и введены в эксплуатацию следующие приборы:

– спектрофотометры «СФ-56» (ООО «ЛОМО-Спектр», Россия); «СФ-2000» (ЗАО «ОКБ „Спектр“», Россия);



а



б

Внешний вид спектрофотометров «СФ-56» (а) и «СФ-2000» (б)

– гамма-спектрометр – комплекс спектрометрический «СКС-50М-Г3» (ООО «НИПП „ГРИН СТАР ИНСТРУМЕНТС“», Россия);

– спектрометр энергий альфа-излучения – комплекс спектрометрический «СКС-50М-А1» (ООО «НИПП „ГРИН СТАР ИНСТРУМЕНТС“», Россия);



а



б

Внешний вид гамма-спектрометра «СКС-50М-Г3» (а) и альфа-спектрометра «СКС-50М-А1» (б)

– установка интегрального альфа-бета счёта «УИС-01М (ООО «СНИИП-Плюс», Россия);

– масс-спектрометр «Triton Plus» (фирма «Thermo Fischer Scientific (Bremen) GmbH», Германия);



Внешний вид установки «УИС-01М»



Внешний вид масс-спектрометра «Triton Plus»

– газовый масс-спектрометр «ЭМГ-20-7» (ЗАО «Меттек», Россия);  
 – установка для определения кислородного коэффициента «ОКСИЛИТ» (ОАО «ГНЦ НИИАР») с модулем преобразователя интерфейса «EL-4020RS» и модулем питания EL-4001PWR (ООО НПП «ЭЛЕМЕР», Россия).

Запуск прибора «ЭМГ-20-7» в эксплуатацию позволяет проводить измерения состава газовой фазы под оболочкой твэлов непосредственно в химико-технологическом отделении. До сих пор измерения проводили в материаловедческом отделении, куда передавали ампулы с газом, собранным при проколе твэла.

Модуль «EL-4020RS» установки «ОКСИЛИТ» был модернизирован с целью вывода информации о ходе процесса измерения в память персонального компьютера, что значительно упрощает расчёты и снижает погрешность получаемых результатов.



Внешний вид  
газового масс-спектрометра «ЭМГ-20-7»



Внешний вид  
установки «Оксилит»

Значительно актуализирована методическая база аналитической лаборатории. Так, разработана и введена в действие методика измерения объёмных долей компонентов в газовой фазе под оболочкой твэла.

Все аналитические работы, начиная с 2013 года, выполняли по отраслевым инструкциям, которые были разработаны в ОАО «ГНЦ НИИАР», а аттестованы в ОАО «ВНИИНМ».

*С.И. Феоктистова, В.В. Мишутин,  
А.В. Горнов, В.В. Колесник*

## ИНФОРМАЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ «ИЗГОТОВЛЕНИЕ МОКС-ГРАНУЛЯТА, ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ И СБОРОК»

На технологическом комплексе химико-технологического отделения ОАО «ГНЦ НИИАР» производится виброуплотнённое МОКС-топливо для выполнения различных задач. На начальной стадии технологического процесса электролизом расплавленных солей с последующей обработкой катодного продукта получают гранулированные порошки оксидных топливных композиций (МОКС-гранулят). Из отдельных фракций продукта формируют партии МОКС-гранулята со строгими химическими, ядерно-физическими и гранулометрическими характеристиками и передают на следующую стадию технологического процесса: изготовление виброснаряжённых твэлов. На заключительном этапе твэлы собирают в пучок, помещают пучок твэлов в чехловую трубу тепловыделяющей сборки, затем производят сварочные работы.

На всем протяжении технологического процесса получают большой массив информации, а именно данные:

- по текущим параметрам проводимой операции;
- аналитического сопровождения отдельных стадий процесса;
- всесторонней паспортизации промежуточных и конечных продуктов;
- по результатам испытаний;
- по движению ядерных материалов и др.

Для хранения и оперативного использования всей этой информации созданы соответствующие информационные системы и база данных.

В 2013 году были разработаны и внедрены две информационные системы и одна база данных.

Информационная система «Изготовление МОКС-гранулята, твэлов и ТВС для реактора БН-800» подготовлена для работы в рамках задачи обеспечения виброуплотнённым МОКС-топливом первой загрузки реактора БН-800.

Поскольку на технологическом комплексе НИИАРа выполняется весь цикл производства МОКС-топлива, а именно:

- а) получение гранулированных топливных композиций с использованием электролиза расплавленных солей;
- б) изготовление тепловыделяющих элементов методом виброуплотнения ранее указанных топливных композиций;
- в) сборка ТВС,

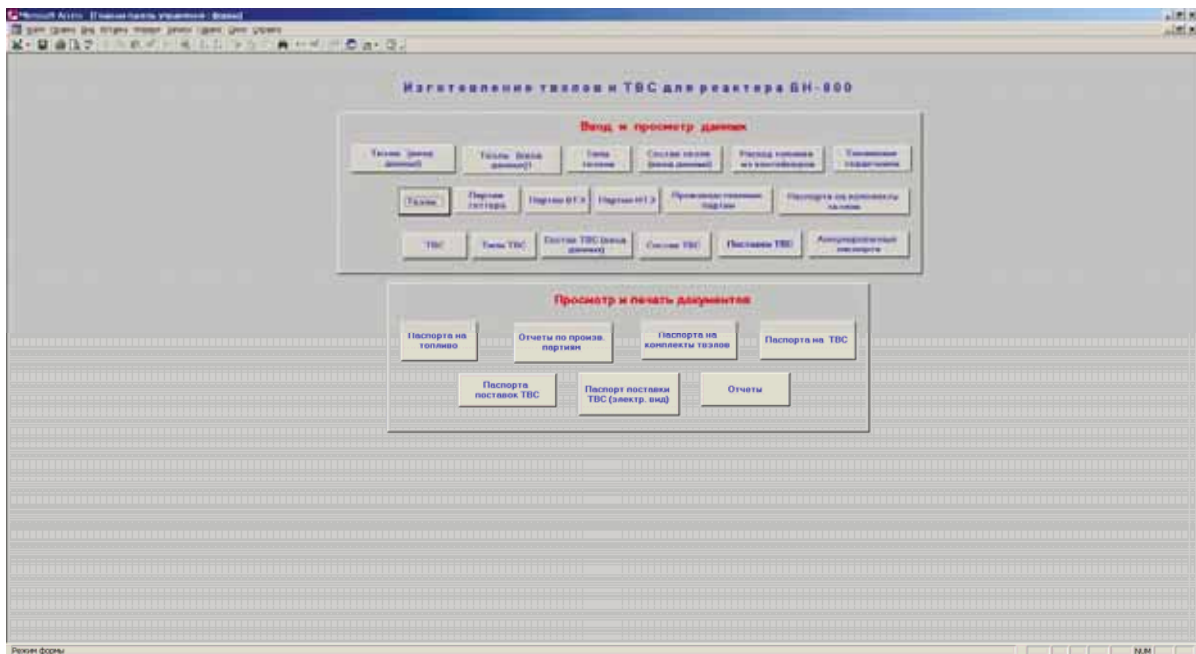
данная информационная система состоит из двух взаимосвязанных баз данных:

- 1). Изготовление МОКС-гранулята для реактора БН-800.
- 2). Изготовление твэлов и ТВС для реактора БН-800.

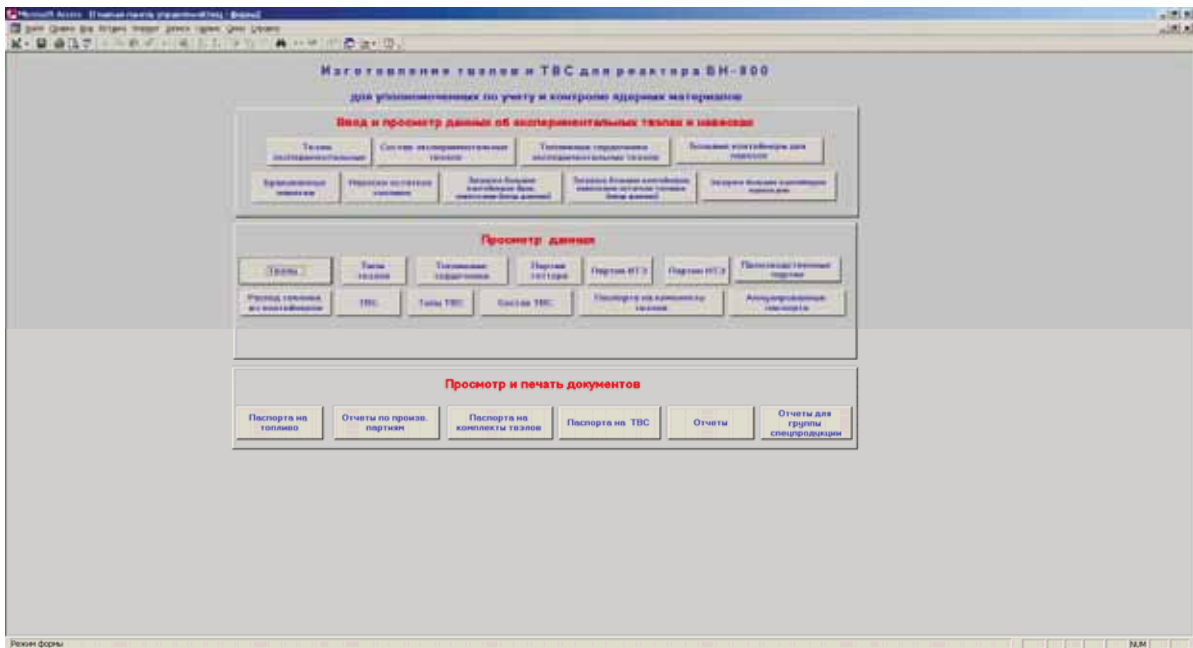
Данные первой базы с характеристиками МОКС-гранулята доступны второй базе и используются в ней для расчёта характеристик твэлов и ТВС.

База данных «Изготовление твэлов и ТВС для реактора БН-800» обеспечивает ввод, хранение и обработку информации об изготовленных твэлах и ТВС. Она содержит около 50000 записей о 6189 твэлах и 40 ТВС и автоматически выполняет расчёт характеристик твэлов и ТВС; формирует 23 документа, в том числе паспорта: на комплекты твэлов, ТВС; поставок ТВС, а также формирует отчёты по учёту ядерных материалов. Состоит из 500 объектов, включая 32 таблицы с данными.

Для ввода и просмотра данных, а также для просмотра и печати документов создано два приложения для пользователей: 1) для инженеров-технологов комплекса по изготовлению твэлов и ТВС; 2) для уполномоченных по учёту и контролю ядерных материалов и группы специальной продукции.



Пользовательское приложение для инженеров-технологов технологического комплекса



### Пользовательское приложение для уполномоченных по учёту и контролю ядерных материалов и группы специальной продукции

Структура информационной системы «Изготовление топлива и твэлов TerraPower» аналогична структуре первой информационной системы, потому что технологический процесс изготовления топливных композиций и твэлов практически идентичен производству твэлов и ТВС для реактора БН-800 и выполняется на одном и том же оборудовании. Задача данной информационной системы сводится к сбору и автоматизированной обработке информации по топливным композициям и твэлам, изготавливаемым в рамках контракта с фирмой «TerraPower» (США), направленного на испытание оболочечных материалов в реакторе БОР-60. Данная информационная система состоит также из двух взаимосвязанных баз данных «Изготовление топлива для твэлов TerraPower» и «Изготовление твэлов TerraPower».

Информационная система «Изготовление топлива и твэлов TerraPower» хранит информацию об изготовленных партиях и фракциях топлива и изготовленных твэлах. Она автоматически выполняет расчёт характеристик партий и фракций топлива, а также автоматически формирует 15 документов (отчётов), в том числе паспорта на партии топлива и на партии твэлов.

В 2013 году на технологическом комплексе производили сборку ТВС с таблетированным МОКС-топливом для первой загрузки гибридной активной зоны реактора БН-800. Твэлы для этих тепловыделяющих сборок были изготовлены на производственном объединении «Маяк».

Для сбора, систематизации и хранения информации по твэлам и ТВС с таблеточным топливом была разработана база данных «Твэлы и ТВС БН-800 (с таблеточным топливом)». Эта база данных хранит информацию об изготовленных тепловыделяющих сборках и комплектах твэлов и автоматически выполняет расчёт характеристик тепловыделяющей сборки. База данных автоматически формирует пять документов (отчётов), в том числе паспорта на комплекты твэлов и на ТВС.

Разработанные базы данных и информационные системы обеспечивают автоматизированный расчёт характеристик производимых топливных композиций, твэлов и ТВС с выдачей паспортов на промежуточную и конечную продукцию, а также отчётов по учёту ядерных материалов.

Все информационные системы и базы данных защищены от несанкционированного доступа (вход осуществляется по паролю). К каждой из них подключено определённое количество пользователей, которые могут работать одновременно.

*А.Л. Баранова*

## ТЕМПЕРАТУРНЫЕ РЕЖИМЫ ТВЭЛОВ С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРА МБИР В РЕЖИМЕ ВЫХОДА НА МОЩНОСТЬ

Расчёт выполнен с целью исследования температурных режимов тепловыделяющего элемента с виброуплотнённым топливом при выводе на номинальную мощность в условиях эксплуатации в составе тепловыделяющей сборки активной зоны реактора МБИР.

Расчёт проведён по коду «Vikond2», который применяется в ОАО «ГНЦ НИИАР» как средство для исследования и проектирования твэлов реакторов на быстрых нейтронах с виброуплотнённым топливом.

Твэл с виброуплотнённым топливом реактора МБИР в исходном состоянии представляет собой цилиндрическую оболочку из нержавеющей стали, внутри которой размещается топливный сердечник. Состав последнего – механическая смесь гранулированного оксидного уран-плутониевого топлива и геттера в виде порошка металлического урана естественного или обеднённого изотопного состава.

При эксплуатации в условиях реактора на быстрых нейтронах для виброуплотнённого твэла характерен высокий радиальный перепад температуры в топливном сердечнике в начальный период его работы, приводящий к перестройке структуры топлива. Процесс перестройки состоит в спекании и перераспределении компонентов топлива в направлении оси твэла с образованием центральной полости при достаточной тепловой нагрузке.

В результате переформирования структуры в твэлах с виброуплотнённым топливом происходит изменение радиального профиля теплопроводности и энерговыделения, что существенно влияет на их температурный режим.

Расчёты проведены на основе «Технического задания на опытно-конструкторскую работу. Элемент тепловыделяющий ТВС реактора МБИР», а также данных о режимах работы реактора МБИР, представленных ОАО «НИКИЭТ».

Рассматривали твэл со свежим топливом с максимальными параметрами эксплуатации. В моделировании при выводе твэла на номинальную мощность ( $N_{\text{НОМ}}$ ) придерживались сценария, характерного для натриевых реакторов на быстрых нейтронах. Выход реактора и соответственно твэла на номинальную нагрузку моделировали в два этапа. На первом этапе твэл выводился со скоростью  $0,3\% N_{\text{НОМ}}/\text{мин}$  с последующей выдержкой в течение 4 ч. На втором этапе мощность увеличивалась со скоростью  $2,5\% N_{\text{НОМ}}/\text{ч}$ .

Предварительный анализ результатов расчёта показал, что при реализации заданного режима выхода реактора на номинальный уровень мощности не выполняется одно из условий, установленных «Правилами ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» (НП-082-07)\*. В частности, при первом подъёме мощности реактора в твэле со свежим топливом температура топливного сердечника превышает значение  $2300\text{ }^{\circ}\text{C}$ , которое установлено в качестве максимального проектного предела повреждения твэлов для натриевых реакторов на быстрых нейтронах с МОКС-топливом и оболочками твэлов из аустенитной стали марки ЧС-68 ХД.

Однако на стационарном уровне мощности реактора максимальная температура центра топливного сердечника понижается со временем за счёт переформирования структуры последнего.

С целью обеспечения непревышения максимально допустимой температуры топлива, установленной НП-082-07, был исследован многоступенчатый режим. На первой ступени твэл выводится на уровень  $60\% N_{\text{НОМ}}$  со скоростью  $0,3\% N_{\text{НОМ}}/\text{мин}$

\*Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (НП-082-07). – М.: Ростехнадзор, 2007. – 26 с.

с выдержкой в течение 2 ч. Далее ступенями мощность увеличивается до  $N_{\text{ном}}$  со скоростью, не превышающей  $2,5 \% N_{\text{ном}}/ч$ , аналогично предыдущему сценарию с выдержкой на каждой ступени не более 5 ч.

При моделировании выхода на нагрузку по сценарию максимальная температура твэла на каждой ступени и во всём временном интервале не превышает  $2300\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Максимальная температура на внутренней поверхности оболочки равна  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Время выхода на номинальную нагрузку составляет около 125 ч.

Результаты проведённых теплофизических расчётов показали возможность вывода реактора на номинальную мощность при условии непревышения проектного предела повреждения твэлов по температуре топлива для быстрых натриевых реакторов с МОКС-топливом и оболочками твэлов из аустенитной стали ЧС-68 ХД. Расчёт проведён для максимально теплонапряжённого твэла со «свежим» топливом и носит предварительный характер (не учитываются обратные связи, ограничения по скорости изменения мощности и др.).

*Н.В. Лашева, В.Д. Грачёв*

## ТВЭЛ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ПЛОТНЫМ ТОПЛИВОМ ДЛЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В качестве перспективного топлива будущего для энергетических реакторов на быстрых нейтронах (реакторы БРЕСТ-ОД-300, БРЕСТ-ОД-1200 и БН-1200) рассматривается смешанное уран-плутониевое нитридное топливо  $\text{UPuN}$ . Твэл этих реакторов представляет собой стальную оболочку, внутри которой находится сердечник из спечённых цилиндрических таблеток (из смеси нитридов урана и плутония) и его фиксаторы. Теплопередающий слой между нитридным сердечником и стальной оболочкой может быть заполнен либо гелием, либо легкоплавким металлом (Na, Pb).

Для твэлов с гелиевым заполнением характерны недостатки, обусловленные наличием гелиевого слоя между топливом и оболочкой, являющегося термическим сопротивлением.

Вследствие недостаточной теплопроводности гелиевого слоя повышается температура сердечника, что приводит к увеличению скорости радиационного распухания топлива и уменьшению зазора между сердечником и оболочкой твэла вплоть до его исчезновения. Дальнейшее облучение твэла считается недопустимым в связи с увеличением механического давления жёсткого нитридного сердечника на стальную оболочку. Опыт эксплуатации реактора БР-10 дал основания ограничить допускаемое выгорание в твэлах-прототипах до  $8\% \text{ т. а.}$

Увеличение зазора может повысить глубину выгорания, но уменьшает эффективную плотность  $\gamma_{\text{эфф}}$  топлива. Нижний предел значений  $\gamma_{\text{эфф}}$  для твэлов с нитридным топливом составляет  $11,5 \text{ г/см}^3$ . Кроме того с увеличением зазора повышается температура топливного сердечника. Верхний предел температуры составляет  $1730\text{ }^{\circ}\text{C}$ , после чего нитридное топливо разлагается, выделяя жидкий плутоний, и происходит его испарение и массоперенос.

Нижний предел зазора, так называемого «технологического зазора», определяется условиями собираемости твэла, зависящими от технологических допусков на внутренний диаметр оболочки твэла и на внешний диаметр топливного сердечника. Повышенная

«жесткость» нитридного топлива определяет повышенные требования к качеству изготовления исходных таблеток. Поверхностные дефекты таблеток (трещины, сколы и так далее) могут инициировать попадание частиц топлива в зазор между сердечником и оболочкой твэла, появление локальной деформации оболочки и увеличение локального (серповидного) зазора. Эти радиационно-термические эффекты уменьшают надёжность твэла. Поэтому контролю размеров и качества поверхности подлежит каждая таблетка (в одной тепловыделяющей сборке реактора БН-1200 находится  $32 \cdot 10^3$  таблеток и, согласно действующим техническим условиям, необходимо проведение  $2 \cdot 10^5$  измерений и  $2,6 \cdot 10^5$  наблюдений).

Непосредственный контакт оболочки твэла с «горячим» нитридным сердечником, в котором при делении урана и плутония выделяется азот, определяет опасность коррозионного повреждения оболочки («нитридизацию» оболочки) с уменьшением надёжности твэла. Коррозионное повреждение оболочки увеличивается в присутствии в нитридном топливе коррозионно-активных технологических примесей ( $O_2$ , С), массовая доля которых в исходном топливе строго ограничена и не должна превышать 0,15 %.

Заполнение зазора между топливом и оболочкой твэла натрием уменьшает объём сборника осколочных газов (Xe, Kr). Газосборник должен располагаться в верхней высокотемпературной части твэла, в то время как действующие (реакторы БОР-60, БН-600), строящийся (реактор БН-800) и проектируемые (реакторы типа БН-1200) реакторы на быстрых нейтронах ориентированы на использование твэлов с гелиевым заполнением и нижним газосборником.

Натриевое заполнение твэла обеспечивает хороший теплоотвод от нитридного сердечника к оболочке и, тем самым, малый перепад температуры между сердечником и оболочкой. Радиационно-термические особенности нитридного топлива, а именно высокая механическая прочность и низкое выделение осколочных газов, при пониженной температуре топлива определяют невысокое допустимое (безопасное) выгорание топлива. Ресурс твэла исчерпывается при достижении механического контакта «жесткого» нитридного сердечника с оболочкой. Повышение ресурса твэла увеличением зазора между сердечником и оболочкой приводит к уменьшению эффективной плотности топлива (физической и по тяжёлым атомам) и, как следствие, к понижению эффективности реактора.

В твэлах с натриевым заполнением более интенсивно протекают процессы переноса и взаимодействия агрессивных осколков деления топлива со стальной оболочкой, что уменьшает ресурс работоспособности твэла.

Заполнение твэла натрием – сложная технологическая операция, особенно в условиях дистанционного обслуживания оборудования при работе с материалами, содержащими плутоний, и с регенерированными топливными материалами.

Облучённые твэлы с натриевым заполнением непригодны для радиохимической переработки освоенными в промышленности методами водной химии, а «сухие» процессы находятся еще в стадии научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ.

Проблему повышения работоспособности нитридного топлива можно решить введением в него гранулированного порошка металлического урана на стадии изготовления твэла. Металлический уран, имея высокие значения плотности и теплопроводности, обладает минимальной «жесткостью» по сравнению с известными керамическими топливными композициями, включая нитридные. Эффективная плотность гранулированного металлического урана различного фракционного состава также достаточно высокая, а теплопроводность его существенно превышает теплопроводность гелия.



Благоприятные технологические свойства (плотность, теплопроводность, текучесть, химическая активность и др.) порошка гранулированного урана позволяют использовать его в качестве эффективной добавки к нитриднему топливу.

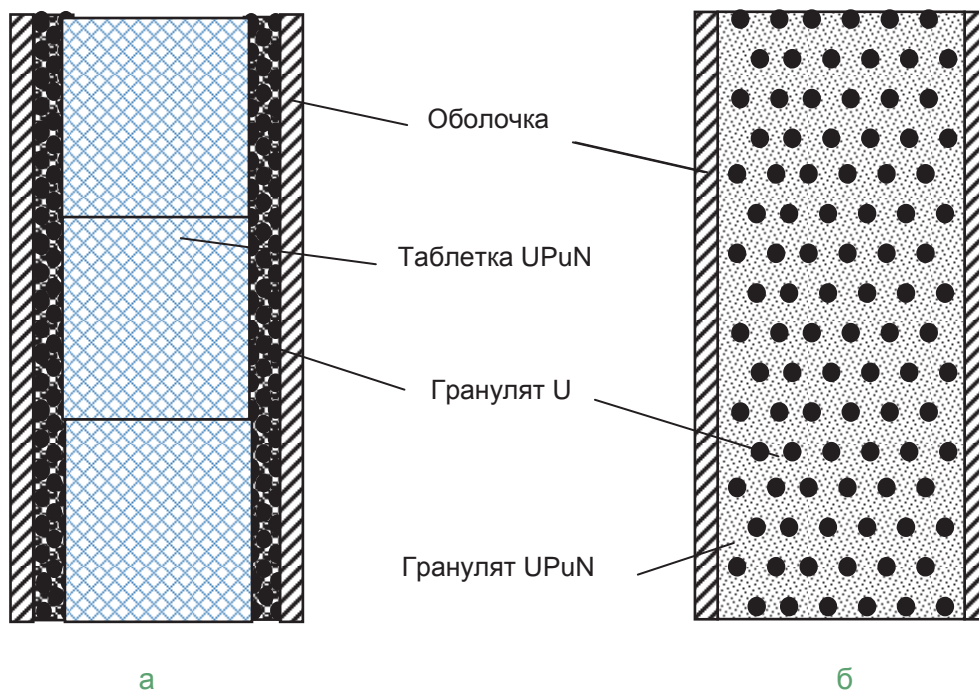
Благодаря высокой химической активности металлического урана по отношению к коррозионно-активным примесям ( $O_2$ , C,  $N_2$ , галогены и пр.) обеспечивается надёжная защита внутренней поверхности оболочки от коррозионного повреждения. Введение гранулированного урана непосредственно в «жесткое» топливо либо в зазор между «жестким» топливом и оболочкой твэла делает топливную композицию менее «жесткой», в результате чего понижается механическое давление топливного сердечника на оболочку.

Комбинируя массовой долей плутония в (UPuN)-композиции и массовой долей добавки металлического урана в топливо, можно обеспечить такие значения как физической плотности топлива, так и эффективной плотности тяжёлых атомов (U + Pu) в топливе, которые будут оптимальными для активной зоны конкретного реактора с точки зрения получения коэффициента воспроизводства активной зоны близкого к единице.

Возможны, в принципе, два варианта введения гранулированного порошка металлического урана в топливную композицию.

В первом случае порошок урана помещают в зазор между нитридной таблеткой и оболочкой, а во втором случае используют гранулированный порошок (UPuN)-композиции, в который при виброуплотнении топлива в твэле добавляют порошок металлического урана. При этом будут реализованы все положительные эффекты от введения металлического урана в твэл.

Однако в первом случае будет необходимо уменьшить диаметр таблетки, повысить массовую долю плутония в (UPuN)-композиции, подобрать гранулометрический состав порошка металлического урана и отработать технологию заполнения ураном зазора между сердечником и оболочкой.



Фрагменты твэлов с уран-плутониевым нитридным топливом с добавкой порошка металлического урана: засыпка порошка урана в зазор между таблеткой и оболочкой (а), сердечник с виброуплотнённым топливом с добавкой порошка урана (б)

Основная проблема второго варианта состоит в отработке способа получения гранулированного порошка (UPuN)-композиции с максимально возможной физической плотностью частиц строго определённого фракционного состава. Опыт изготовления твэлов виброуплотнёнными гранулированными топливными композициями, в том числе с добавками порошка металлического урана – геттера, приобретён в технологии производства виброуплотнённого МОКС-топлива.

Для реактора БН-1200 приведены сравнительные характеристики твэлов с таблеточным (UPuN)- и гранулированным (UPuN+U)-топливом.

### Сравнительные характеристики твэлов с таблеточным (UPuN)- и гранулированным (UPuN+U)-топливом для реактора БН-1200

| Параметр  |  | Проект <sup>1</sup> | Вариант А <sup>2</sup>          | Вариант Б <sup>3</sup>          |
|---|--|---------------------|---------------------------------|---------------------------------|
| Оболочка твэла, мм  |  | 9,3×0,5             | 9,3×0,5                         | 9,3×0,5                         |
| Тип топлива (размер, мм)                                    |  | Таблетка (8×10)     | Таблетка (6,3×10)               | Гранулят (от 0,02 до – 1,0)     |
| Состав топлива  |  | UPuN                | UPuN + U                        | 0,65 UPuN + 0,35 U              |
| Размер радиального зазора, мм                               |  | 0,15                | 1,0                             | 0                               |
| Заполнение радиального зазора                               |  | He                  | Гранулы металлического урана    | He                              |
| Теоретическая плотность UPuN, г/см <sup>3</sup>             |  | 14,3                | 14,3                            | 14,3                            |
| Плотность компонентов топлива, г/см <sup>3</sup>            | UPuN                                   | 12,2                | 12,2                            | 12,2                            |
|   | Металлический U                        | –                   | 18,7                            | 18,7                            |
| плотности, г/см <sup>3</sup>                                |  | 11,5                | 12,5 (+ 9 %) <sup>4</sup>       | 11,5                            |
| Эффективная плотность                                       | гранул U в зазоре, г/см <sup>3</sup>   | –                   | 13,0                            | –                               |
|   | тяжёлых атомов, г т.а./см <sup>3</sup> | 10,8                | 12,2 (+ 13 %) <sup>4</sup>      | 11,2 (+ 4 %) <sup>4</sup>       |
| Исходная пористость в поперечном сечении твэла              |  | 19,6                | 21,2 (+ 8 %) <sup>4</sup>       | 28 (+ 40 %) <sup>4</sup>        |
| Массовая доля плутония в (UPuN)-компоненте, %               |  | 15                  | 24,6 (+ 64 %) <sup>4</sup>      | 27 (+ 87 %) <sup>4</sup>        |
| Масса (UPuN)-компоненты в твэле, г, в том числе масса Pu, г |  | 618<br>93           | 378 (– 40 %) <sup>4</sup><br>93 | 341 (– 45 %) <sup>4</sup><br>93 |

<sup>1</sup> Штатный твэл с таблеточным (UPuN)-топливом и гелиевым заполнением.

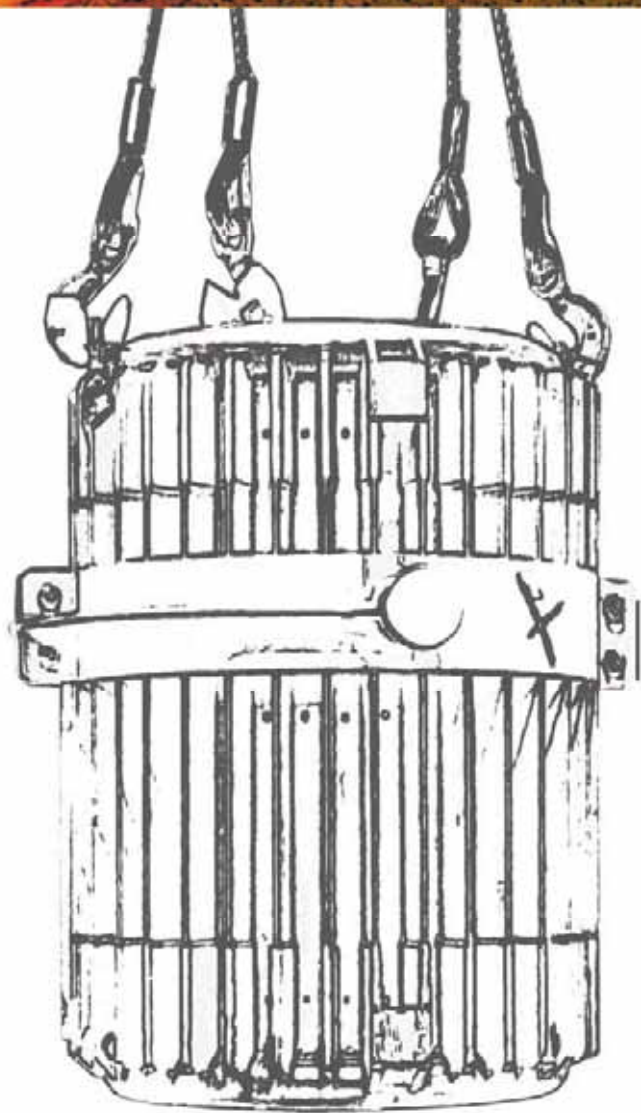
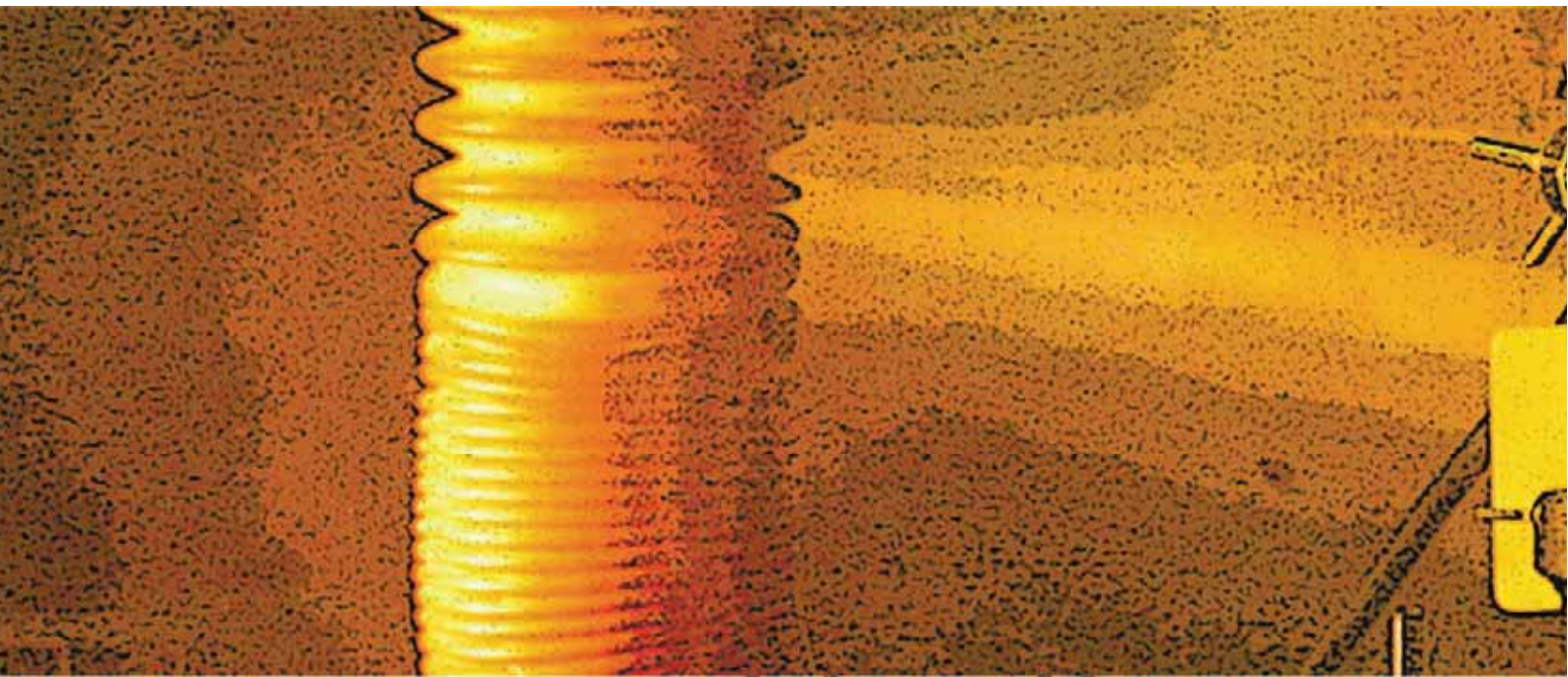
<sup>2</sup> Твэл с таблеточным (UPuN)-топливом, в котором зазор между топливом и оболочкой заполнен виброуплотнёнными гранулами металлического урана.

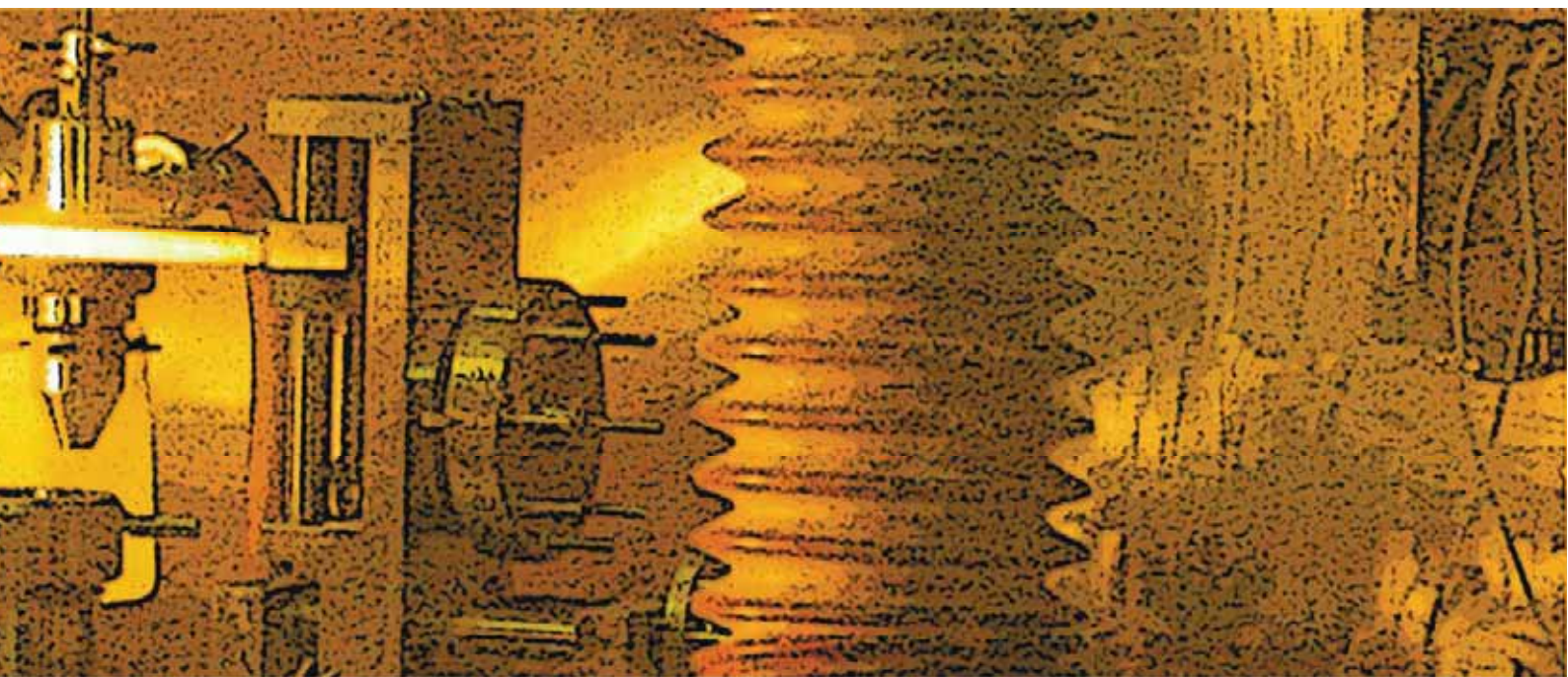
<sup>3</sup> Твэл с виброуплотнённым (UPuN)-топливом, в которое введена добавка гранулированного порошка металлического урана или сплава на его основе.

<sup>4</sup> В скобках приведена погрешность массовой либо объёмной доли от параметра штатного твэла.

Замена (UPuN)-топлива на (UPuN+U)-топливо может облегчить решение известных технологических проблем изготовления и контроля качества твэлов энергетических реакторов на быстрых нейтронах. Вариации такими параметрами твэлов с (UPuN+U)-топливом, как эффективная плотность топлива (общая и по тяжёлым металлам), исходная пористость в поперечном сечении твэла и др., позволят «управлять» конструктивными, технологическими и эксплуатационными параметрами твэлов.

*Ю.М. Головченко, В.А. Кислый*





# 4

## ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013**

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2013 году были продолжены работы по научному и технологическому обоснованию замкнутого топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах, выполняемые в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года».

Исследования и инженерно-технологические разработки этого направления продолжили работы, начатые в 2012 году, и были нацелены на создание важных элементов технологии пирохимической переработки отработавшего плотного ядерного топлива применительно к промышленному пристанционному модулю.

Выполнены следующие работы:

- ◆ проведена модернизация комплекса защитных камер под доработанные опытные образцы технологического оборудования;
- ◆ проведены монтаж и испытания на ядерных материалах и имитаторах отработавшего ядерного топлива доработанных опытных образцов технологического оборудования, включая:
  - аппарат вакуумной отгонки с системой газоочистки от летучих продуктов деления,
  - установку снятия оболочки цинком с системой газоочистки,
  - электролизёр непрерывного действия с циркулируемым жидким кадмиевым катодом;
- ◆ исследованы:
  - электрохимическое поведение плутонийсодержащих шламов при переработке нитридного отработавшего топлива,
  - процессы фракционирования ядерных материалов и продуктов деления в системе «хлоридный расплав–биметаллический расплав»,
  - процессы очистки технологических сред (соль, жидкометаллические катоды, цинк) от взвесей продуктов деления, интерметаллидов и частиц топлива;
- ◆ изготовлен и испытан опытный образец аппарата сорбционной очистки соли от продуктов деления.

Результаты оценки эффективности технических и технологических решений разрабатываемой технологии пирохимической переработки нитридного топлива позволяют на данном этапе рекомендовать продолжение работ в направлении масштабирования процессов и аппаратов до полупромышленного уровня.

В рамках работ по созданию пристанционного модуля переработки отработавшего ядерного топлива начаты работы по созданию прототипов экспериментального лабораторного оборудования по рециклу минор-актинидов в нитридном топливе.

Проведены проектно-конструкторские работы и созданы основные единицы технологического оборудования (печи плавления и спекания, пресс, установка гидрирования-нитрирования, установка для обработки порошков), предназначенного для получения нитридов урана, нептуния, плутония, америция из диоксидов соответствующих элементов. Работы, проводимые в этом направлении, должны заложить основы будущей технологии реакторной трансмутации младших актинидов с использованием плотного топлива.

Продолжены работы по экспериментальному обоснованию концепции жидкосолевого реактора-сжигателя долгоживущих радиотоксичных актинидов, накапливаемых в результате работы ядерных реакторов на твёрдом топливе.

Изучена совместная растворимость трифторидов плутония и церия в солевых системах  $78 \text{ LiF}-7 \text{ ThF}_4-15 \text{ UF}_4$  и  $72,5 \text{ LiF}-7 \text{ ThF}_4-20,5 \text{ UF}_4$ . Указанные эвтектические солевые системы в своём составе исходно содержат сырьевые и делящиеся компо-

ненты: изотопы урана и тория и в связи с этим представляют интерес для разработчиков жидкосольевых реакторов.

Изучена индивидуальная растворимость трифторида неодима, а также совместная растворимость трифторида плутония и тетрафторида урана в солевой системе FLiNaK (46,5 LiF–11,5 NaF–42 KF). Установлена зависимость изменения растворимости от температуры.

Продолжена работа по разработке конструкторской документации оборудования полифункционального радиохимического исследовательского комплекса: разработаны технические проекты унифицированных технологических модулей (УТМ) для размещения гидromеталлургического и пирохимического оборудования.

Параллельно с разработкой конструкторской документации унифицированных технологических модулей сформулированы основные требования к конструкции и функциональным возможностям робототехнической установки; разработаны технические задания и эскизные проекты ворот транспортных въездов, кранов, талей.

Разработаны также эскизные проекты камер упаривания среднеактивных отходов, хранения выемных ёмкостей, передачи проб, перегрузки, контейнера внутриобъектового для транспортирования отработавших тепловыделяющих сборок.

Разработана рабочая конструкторская документация на макеты технологического оборудования камеры механической разделки отработавших тепловыделяющих сборок, установки упаривания среднеактивных отходов и установки обращения с тритием.

Разработаны технические проекты защитного оборудования полифункционального радиохимического исследовательского комплекса: камер основной технологии, приёма и временного хранения; камер улавливания трития; разделки, рубки и термохимической обработки отработавшей тепловыделяющей сборки; камер растворения оболочек в жидком цинке; хранения отверждённых высокоактивных и твёрдых радиоактивных отходов и камер дезактивации.

Разработаны технические проекты грузоподъёмного оборудования и оборудования транспортных систем полифункционального радиохимического исследовательского комплекса: контейнеров межкамерного, межмодульного; объектовых транспортных контейнеров для высоко-, низко- и среднеактивных отходов; транспортных автоматизированных тележек.

Создан испытательный участок оборудования полифункционального радиохимического исследовательского комплекса, предназначенный для отработки технологии подключения транспортной системы к макету унифицированного технологического модуля, монтажа оборудования; для отработки подсоединения подачи сред и электрических соединений (кабелей); для отработки технологии монтажа и размещения осветительных и телевизионных систем; для отработки технологии монтажа макетов аппаратов и проверки правильности конструкторских решений.

По мере разработки рабочей конструкторской документации оборудования ПРК экспериментальные возможности участка планируется расширить. К моменту пуска полифункционального радиохимического комплекса испытательный участок должен превратиться в полноценный «холодный» стенд для снаряжения, проверки и подготовки к установке в ПРК унифицированных технологических модулей с экспериментальным оборудованием.

Разработана концепция системы контроля и управления непрерывными технологическими процессами гидromеталлургической цепочки ПРК в условиях циклических стендовых экспериментов, в которой особенностью и новизной контроля технологических процессов является сближение методов дистанционного и пробоотборного контроля:

- ♦ предложено внедрение в дистанционный контроль ядерно-физических методов, получивших развитие в контрольных радиохимических лабораториях;

- ◆ выбраны точки и средства дистанционного контроля процесса, включая процесс в ёмкостном оборудовании;
- ◆ разработаны принципы конструирования и размещения средств контроля экспериментальных процессов и управления применительно к полифункциональному радиохимическому комплексу;
- ◆ разработаны рекомендации по применению выпускаемых средств контроля, локальных систем управления технологическим процессом и технические требования к перспективным приборам и устройствам;
- ◆ разработан комплект методической документации системы аналитического обеспечения пирохимических и гидрометаллургических технологических процессов оборудования полифункционального радиохимического исследовательского комплекса.

Проведена работа по методическому обеспечению определения массового содержания, изотопного состава и выгорания отработавшего ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000, необходимая для уточнения нейтронно-физических характеристик активной зоны энергетических реакторов. Выпущена методика аналитического обеспечения технологии производства лютеция-177.

Важное направление работ на 2014 год – комплексное развитие химико-аналитического обеспечения научных исследований, опытно-технологической и производственной деятельности.

*В.М. Чистяков*



## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ И ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ПРИСТАНЦИОННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Объектами исследования являются процессы, реализуемые в опытных образцах технологического оборудования переработки нитридного отработавшего ядерного топлива, а именно:

- а) в аппарате вакуумной отгонки с системой газоочистки от легколетучих продуктов деления;
- б) в аппарате сорбционной очистки расплава соли от продуктов деления;
- в) в установке снятия оболочки цинком с системой газоочистки и в электролизёре непрерывного действия с циркулируемым жидким кадмиевым катодом.

Данные опытные образцы доработаны с учётом корректировок, внесённых по результатам экспериментальных переработок плотного отработавшего ядерного топлива в комплексе защитных камер.

Цель работы – разработка технологии и оборудования для пристанционной переработки отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах.

Для осуществления поставленной цели разработана конструкторская документация на доработанные опытные образцы технологического оборудования переработки нитридного отработавшего ядерного топлива, изготовлены доработанные опытные образцы, выполнен их монтаж и проведены эксперименты:

- ◆ по дистилляции цинка после операций снятия оболочек твэлов с нитридным отработавшим ядерным топливом на опытном образце технологического оборудования – на аппарате вакуумной отгонки с системой газоочистки от легколетучих продуктов деления;
- ◆ по переработке нитридного отработавшего ядерного топлива на опытном образце технологического оборудования – на электролизёре непрерывного действия;
- ◆ по сорбционной очистке отработавшей соли от щелочных и щёлочно-земельных продуктов деления;
- ◆ выполнена экспериментальная проверка технологических и технических решений, закладываемых в основу аппаратов переработки на реальном количестве плотного отработавшего ядерного топлива.

Экспериментально подтверждена работоспособность технологического оборудования переработки нитридного отработавшего ядерного топлива, установлены показатели производительности и технологичности для опытных образцов технологического оборудования.

*А.Г. Осипенко, А.А. Маёршин, А.С. Кайров,  
М.А. Кузин, Я.М. Лукьянова, А.О. Макаров*

## ИЗУЧЕНИЕ СОВМЕСТНОЙ РАСТВОРИМОСТИ ТРИФТОРИДОВ ЦЕРИЯ И ПЛУТОНИЯ В СОЛЕВЫХ СИСТЕМАХ

### 78 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–15 UF<sub>4</sub> И 72,5 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–20,5 UF<sub>4</sub>

Трёхкомпонентные солевые системы LiF–ThF<sub>4</sub>–UF<sub>4</sub> могут рассматриваться как перспективные в качестве топливных солей жидкосолевых ядерных реакторов. По мере эксплуатации жидкосолевого ядерного реактора в его активной зоне будут накапливаться трифториды лантанидов, сильно влияющие на растворимость плутония в таких системах. Поэтому для понимания реакторных процессов крайне актуально изучить растворимость трифторида плутония в присутствии лантанидов. Среди лантанидных продуктов деления значительную роль в спектре составляет изотоп церия-144.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» проводили исследования по изучению совместной растворимости трифторидов плутония и церия в солевых системах 78 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–15 UF<sub>4</sub> и 72,5 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–20,5 UF<sub>4</sub>. Солевые системы были получены из исходных тетрафторидов актинидов (урана и тория) и фторида лития смешиванием их в соответствующих стехиометрических количествах и плавлением в инертной атмосфере. Трифторид плутония получали из нитратного раствора плутония (четырёхвалентного) после восстановления его до плутония (трёхвалентного) с последующим осаждением плавиковой кислотой и обезвоживанием полученного осадка. Трифторид церия получали аналогично из его нитратного раствора (трёхвалентного) с добавлением меченых атомов изотопа церия-144.

Получены результаты изучения совместной растворимости трифторидов церия и плутония в солевых системах расплавов 78 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–15 UF<sub>4</sub> и 72,5 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–20,5 UF<sub>4</sub> в диапазоне температуры 600–750 °С.

Для изучения растворимости использовали метод изотермического насыщения расплава исследуемыми трифторидами церия и плутония, приготовленными в виде спрессованных таблеток, размещённых в расплаве на специальной подвеске, с последующим отбором аналитических проб расплава и их химическим анализом.

По результатам исследований и химических анализов установлены значения совместной растворимости трифторида церия и плутония в указанных солевых системах. Результаты исследований и измерений приведены в таблице.

#### Совместная растворимость трифторидов церия и плутония в расплавах фторидов 78 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–15 UF<sub>4</sub> и 72,5 LiF–7 ThF<sub>4</sub>–20,5 UF<sub>4</sub>

| Температура, °С | Солевая система<br>78 LiF–7 ThF <sub>4</sub> –15 UF <sub>4</sub> |                  | Солевая система<br>72,5 LiF–7 ThF <sub>4</sub> –20,5 UF <sub>4</sub> |                  |
|-----------------|--|------------------|--|------------------|
|                 | Мольная доля растворённого вещества, %                           |                  |  |                  |
|                 | PuF <sub>3</sub>   | CeF <sub>3</sub> | PuF <sub>3</sub>   | CeF <sub>3</sub> |
| 600             | 1,48 (± 0,07)  | 4,6 (± 0,2)      | 0,36 (± 0,02)  | 2,6 (± 0,1)      |
| 650             | 5,8 (± 0,3)  | 6,3 (± 0,3)      | 4,6 (± 0,2)  | 4,4 (± 0,2)      |
| 700             | 9,9 (± 0,5)  | 8,5 (± 0,4)      | 8,6 (± 0,4)  | 6,4 (± 0,2)      |
| 750             | 10,9 (± 0,6)   | 8,9 (± 0,4)      | 9,6 (± 0,5)  | 6,8 (± 0,3)      |

Примечание. В скобках приведена погрешность.

Установлены закономерности в изменении растворимости трифторидов церия и плутония (при их совместном присутствии) в указанных солевых системах в зависимости от температуры.

При этом логарифмические уравнения зависимости растворимости  $S$  трифторидов в солевой системе  $78 \text{ LiF}-7 \text{ ThF}_4-15 \text{ UF}_4$  для изученного диапазона температуры имеют следующий вид:

$$\text{Lg } S = 2 \cdot 10^{-7} T^3 - 0,0007 T^2 + 0,7223 T - 246,75 \text{ (для } \text{PuF}_3\text{)}, \quad (1)$$

$$\text{Lg } S = (-10)^{-5} T^2 + 0,0241 T - 11,489 \text{ (для } \text{CeF}_3\text{)}. \quad (2)$$

Уравнения зависимости растворимости трифторидов в солевой системе  $72,5 \text{ LiF}-7 \text{ ThF}_4-20,5 \text{ U}$  для изученного диапазона температуры имеют следующий вид:

$$\text{Lg } S = 8 \cdot 10^{-7} T^3 - 0,0024 T^2 + 2,4019 T - 793,09 \text{ (для } \text{PuF}_3\text{)}, \quad (3)$$

$$\text{Lg } S = (-2)10^{-5} T^2 + 0,0412 T - 20,12 \text{ (для } \text{CeF}_3\text{)}. \quad (4)$$

В уравнениях 1–4 растворимость трифторидов плутония и/или церия приведена в мольных долях (в процентах); температура приведена в Кельвинах.

Работа выполнена в рамках государственного контракта с Госкорпорацией «Росатом».

*А.А. Лизин, С.В. Томилин,  
А.А. Елесин, А.Г. Осипенко, Н.Ю. Незговоров*

## СЕЛЕКТИВНЫЕ СВОЙСТВА СОРБЕНТА ЦЕОЛИТА NaA ДЛЯ ОЧИСТКИ СОЛЕВЫХ РАСПЛАВОВ

Одним из видов твёрдых высокоактивных отходов, образующихся в пирохимических процессах фракционирования отработавшего ядерного топлива, является отработавший расплав хлоридов щелочных металлов на основе  $3 \text{ LiCl}-2 \text{ KCl}$  с накопленными продуктами деления [1]. Данный вид отходов ввиду высокой растворимости в воде требует разработки специальных методов обращения.

Существует два варианта обращения с отработавшим хлоридным расплавом:

1) кондиционирование методом остекловывания или керамизации [1] и длительное хранение в геологических формациях;

2) очистка расплава от продуктов деления сорбционными [2], осадительными [3] или кристаллизационными методами [4] и возвращение очищенной соли в электролизёр с последующим кондиционированием и длительным хранением насыщенного очищаемыми компонентами сорбента.

Первый вариант, по своей сути, рассматривает отработавшую соль как форму высокоактивных отходов и не предполагает возможности какого-либо повторного его использования. При этом следует отметить, что отработавшая соль представляет в высокой степени некондиционированную, химически нестойкую (хорошо растворимую

в воде) соль, и как следствие, вид высокоактивных отходов, требующих разработки специальных методов кондиционирования, иммобилизации в устойчивые и пригодные для долговременного геологического хранения химические формы.

Второй вариант предполагает (по сравнению с первым вариантом) сокращение массы высокоактивных твёрдых отходов за счёт многократного использования электролита.

Среди второй группы методов обращения с отработавшим электролитом особо следует выделить сорбционные. Такие методы позволяют:

- за одну технологическую операцию произвести очистку соли от щелочных, щёлочно-земельных и редкоземельных примесей продуктов деления и вернуть значительную часть электролита в технологический процесс [2, 4, 5];

- осуществить процесс предварительного кондиционирования очищаемых компонентов (продуктов деления и технологических примесей) соли их сорбцией и фиксацией на труднорастворимых в воде носителях (сорбентах).

С учётом указанных возможностей использования сорбционных процессов для очистки отработавшего солевого расплава от продуктов деления были поставлены следующие цель и задачи.

Цель данной работы – проверка возможности использования сорбента цеолита NaA отечественного производства для очистки хлоридных расплавов от щелочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов.

Для осуществления поставленной цели проведена экспериментальная проверка селективных свойств и термической стойкости сорбента цеолита NaA отечественного производства.

В качестве реагентов использовали цеолит NaA, фракцию с размером гранул 0,4–0,6 мм; ТУ 2163-003-15285215-2006 (поставщик ООО «Хромлаб», г. Люберцы, Россия); LiCl с массовой долей 99,0 % (производитель Carl Roth GmbH Co, г. Карлсруэ, Германия); KCl с массовой долей 99,9 % (производитель ООО «Завод химических реактивов „Донецк-реактив“», г. Донецк, Украина); CsCl, ОСЧ, ТУ 6-09-3778-82 (производитель ООО «Нева-реактив»); SrCl<sub>2</sub>, ОСЧ, ГОСТ 4140-74 (производитель ООО «Нева-реактив»); BaCl<sub>2</sub>, ЧДА, ГОСТ 4108-72 (производитель ООО «Нева-реактив»); KI, ХЧ, ГОСТ 4232-74 (производитель ЗАО «Купавнареактив», Московская обл., Старая Купавна); хлорид лантана, Ч, безводный (производитель ЗАО «Завод редких металлов», г. Новосибирск).

Для экспериментов гранулированный сорбент цеолита NaA сушили в очищенном аргоне при температуре 450 °С в течение 6 ч [5]. Расчётные массы подготовленных хлоридов щелочных и щёлочно-земельных элементов сплавляли с соответствующей массой хлорида лантана в атмосфере аргона при температуре 500 °С.

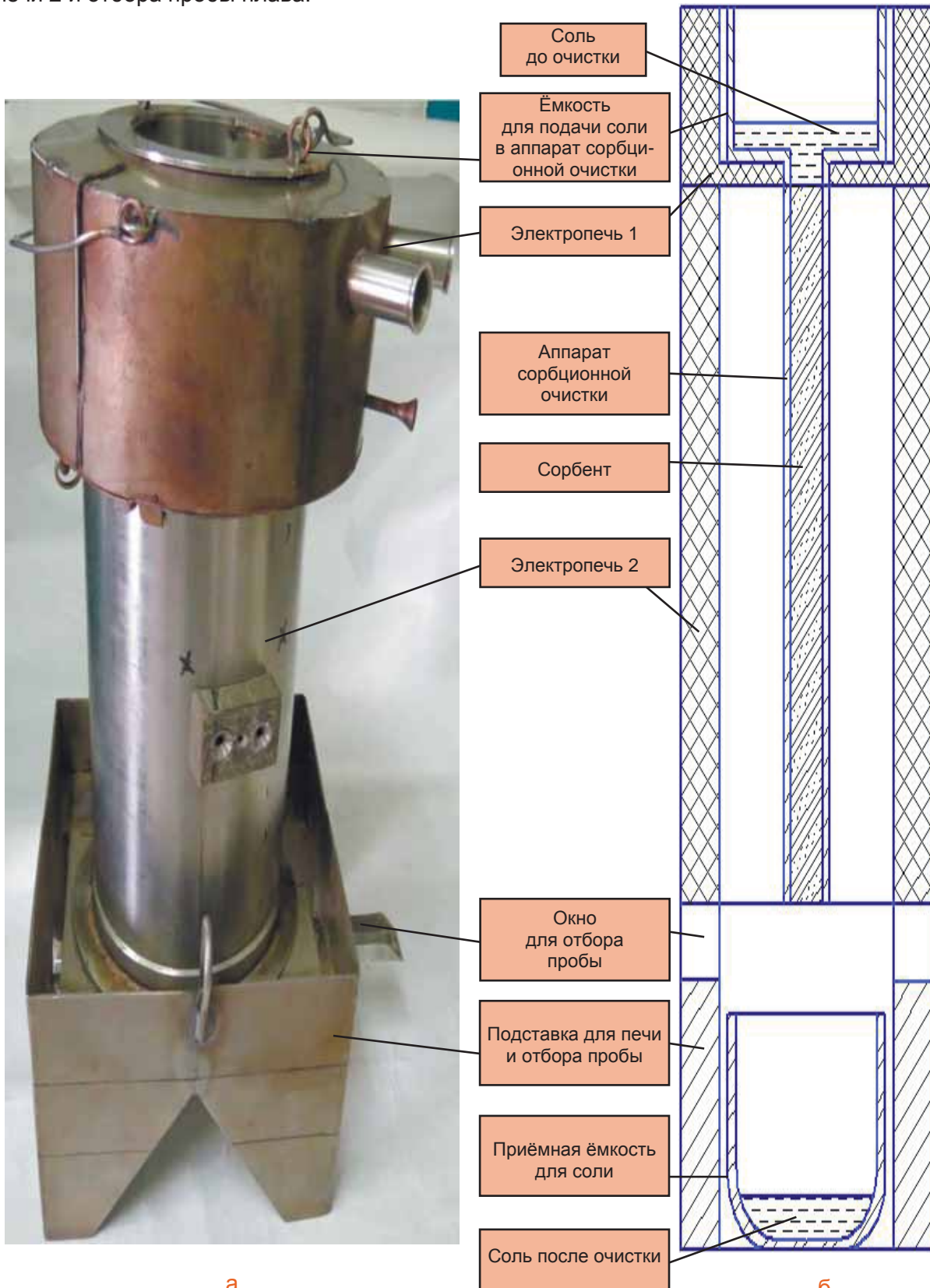
Пробы солевого плава растворяли в азотной кислоте с концентрацией 8 г/дм<sup>3</sup> и разбавляли до объёма V = 100 мл. От полученного раствора отбирали аликвоту V = 1 см<sup>3</sup> и разбавляли до концентрации 15 г/дм<sup>3</sup>. Таким образом, получали раствор для анализа, который проводили методом атомно-эмиссионной спектроскопии с дуговым источником спектров. В качестве источника возбуждения эмиссионных спектров использовали спектрально-аналитический генератор «Везувий-3» (ООО «ВМК-Оптоэлектроника»). Погрешность определения элементов составила 25–30 % при доверительной вероятности 0,95.

В результате анализа литературных данных по сорбционной очистке соли от продуктов деления на цеолите 4 А установлено, что наилучшие результаты получены для расхода 2 к. о.\* /ч и температуры 815 К (~ 542 °С) [5]. При этих условиях удаляют из соли до 90 % продуктов деления. Поэтому эксперименты проводили при температуре 500 °С с использованием гранулированного сорбента, масса которого составляла 5 г.

На основе анализа литературы [2, 4, 5] построили экспериментальную установку, включающую в себя следующее оборудование: электропечь 1 с установленной в ней ёмкостью для подачи соли в аппарат сорбционной очистки (АСО); аппарат сорбционной очистки с сорбентом цеолита NaA, подсоединённый к ёмкости для подачи соли и осна-

\* Колоночный объём – объём рабочей зоны аппарата, заполненной сорбентом.

щённый нержавеющей сеткой с размером ячейки 100 мкм; электропечь 2 для нагрева АСО; приёмную ёмкость для расплава соли после очистки в АСО; подставку для электропечи 2 и отбора пробы плава.



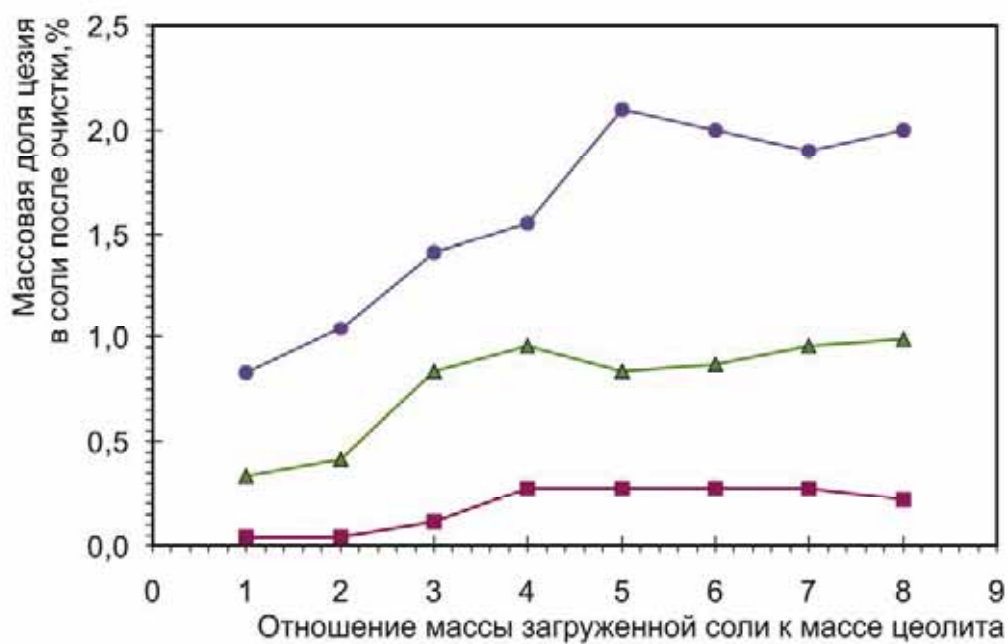
Вид (а), схема (б) экспериментальной установки для сорбционной очистки соли

Эксперименты проводили на имитаторах отработавшей соли. Суммы массовой доли щелочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов в имитаторах выбраны по их предполагаемому значению в отработавшем хлоридном расплаве [5]: 10,8; 6,3 и 1,6 % соответственно.

### Составы солей для экспериментов

| Компонент         | Массовая доля, % |        |        |
|-------------------|------------------|--------|--------|
|                   | Соль 1           | Соль 2 | Соль 3 |
| 3 LiCl–2 KCl      | 89,2             | 98,4   | 93,7   |
| CsCl              | 2,54             | 0,35   | 1,27   |
| BaCl <sub>2</sub> | 0,83             | 0,09   | 0,41   |
| SrCl <sub>2</sub> | 1,13             | 0,13   | 0,44   |
| KI                | 1,00             | 0,49   | 1,00   |
| LaCl <sub>3</sub> | 5,30             | 0,54   | 3,18   |

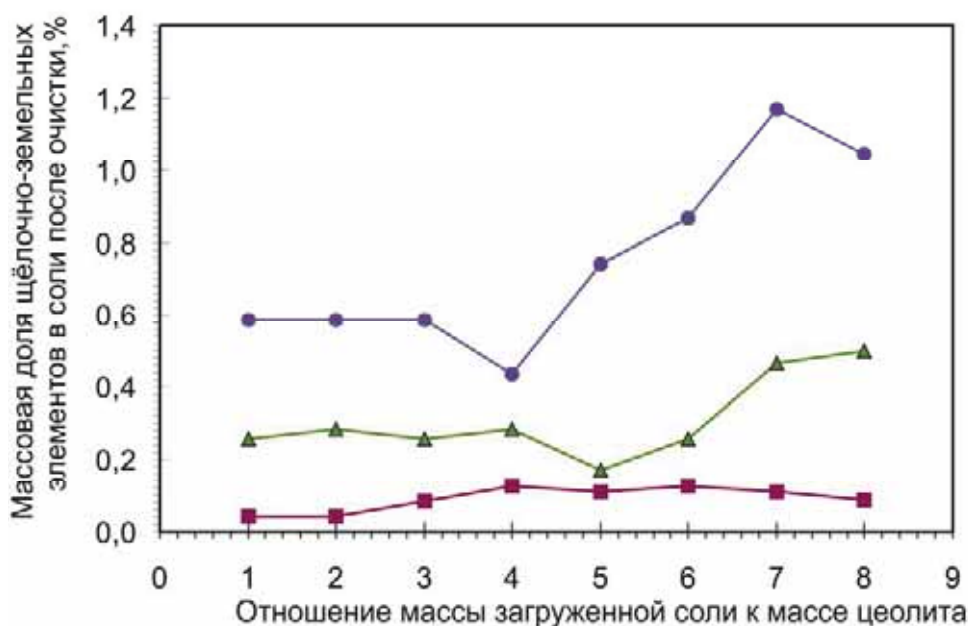
Пробы для анализа отбирали через 1, 2, 3, 4, 5, ..., 8 масс загруженного в АСО сорбента цеолита NaA.



Изменение массовой доли цезия в соли после очистки солей 1–3 (массовая доля цезия в соли до очистки: 2,00 (—●—); 0,28 (—■—) и 1,00 (—▲—) соответственно)

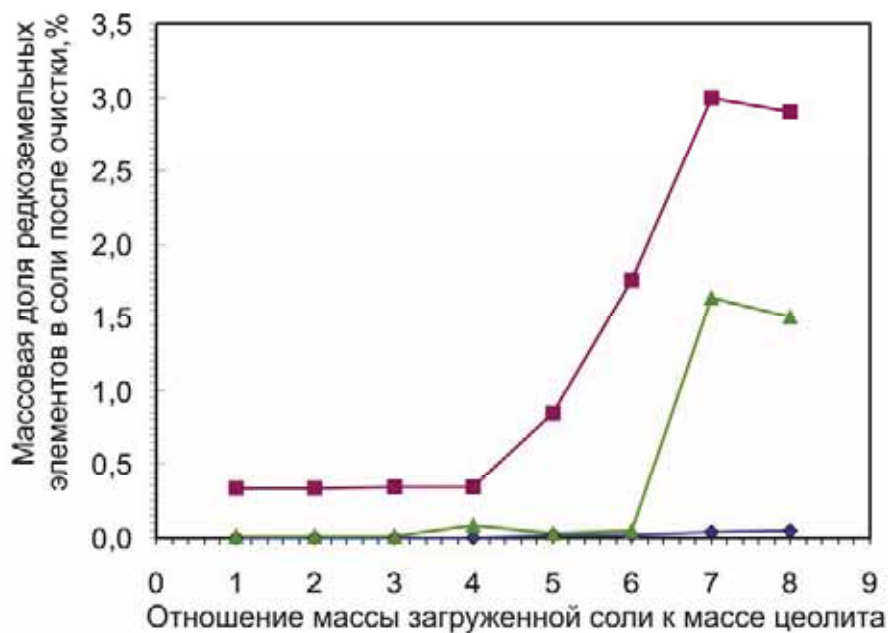
Для определения момента времени, соответствующего коэффициенту очистки равному единице по элементу или по группе элементов  $i$  ( $i$  – цезий, щёлочно-земельные элементы, редкоземельные элементы), введём коэффициент насыщения в цеолите  $K_i$ , значение которого характеризует насыщение сорбента элементом (группой элементов). Коэффициент насыщения в цеолите определяется по отношению массы пропущенной через сорбент соли до насыщения к массе сорбента.

Результаты анализа данной работы и литературы показали, что очистка соли от цезия при его массовой доле в соли от 0,3 до 2,0 % практически прекращается после прохождения соли массой равной 4–5 массам цеолита NaA ( $K_{Cs} = 4-5$ ), загруженного в АСО; от щёлочно-земельных элементов при их массовой доле от 0,1 до 1,2 % очистка прекращается после прохождения соли массой равной 7–8 массам цеолита NaA ( $K_{ЩЗЭ} = 7-8$ ), загруженного в аппарат сорбционной очистки.



Изменение массовой доли щёлочно-земельных элементов в соли после очистки солей 1–3 (массовая доля ЩЗЭ до очистки составляла 1,17 (—●—); 0,13 (—■—); 0,51 (—▲—) % соответственно)

Достижение концентрации редкоземельных элементов после очистки, приблизительно равной концентрации до очистки, произошло после прохождения соли массой равной восьми массам цеолита NaA, загруженного в АСО (для концентраций редкоземельных элементов в соли до очистки равной 3 и 1,8 %). Согласно результатам экспериментов в работе [5] отношение массовых долей редкоземельных элементов в соли после очистки и до очистки равно 0,5 получено после прохождения их через колонку с сорбентом соли массой равной 12 массам загруженного в колонку сорбента, что можно объяснить использованием в данной работе только лантана как имитатора редкоземельных элементов.



Изменение массовой доли редкоземельных элементов в соли после очистки солей 1–3 (массовая доля РЗЭ до очистки составляла 3,00 (—■—); 0,31 (—◆—) и 1,80 (—▲—) % соответственно)

Верхнюю границу продолжительности очистки  $T_i$  от  $i$ -й группы элементов в указанных ранее диапазонах концентрации элементов в соли рекомендуется оценивать по следующей формуле:

$$T_i = \frac{K_i M_z}{Q_M} \quad (4),$$

где  $K_i$  – коэффициент насыщения элемента (группы элементов)  $i$  в цеолите ( $i$  – цезий, щёлочно-земельные элементы, редкоземельные элементы), соответствующий коэффициенту очистки равному единице и определяемый по отношению массы пропущенной через сорбент соли до насыщения к массе сорбента ( $K_{Cs} = 5$ ,  $K_{щЗЭ} = 8$ );

$M_z$  – масса сорбента цеолита NaA в АСО, кг;

$Q_M$  – массовый расход соли через АСО, кг/ч.

Экспериментально установлено, что в заданном температурном режиме (температура процесса 500 °С) сорбционной очистки соли унос частиц сорбента с солью после аппарата не зафиксирован: массовая доля алюминия и кремния, составляющих сорбента, меньше 0,01 %.

На основании результатов экспериментов данной работы и литературных данных установлено, что сорбент цеолита NaA российского производства, как и его зарубежный аналог – цеолит 4 А, позволяет организовать очистку отработавшего солевого расплава на основе хлоридов лития и калия от щелочных, щёлочно-земельных и редкоземельных элементов за одну операцию.

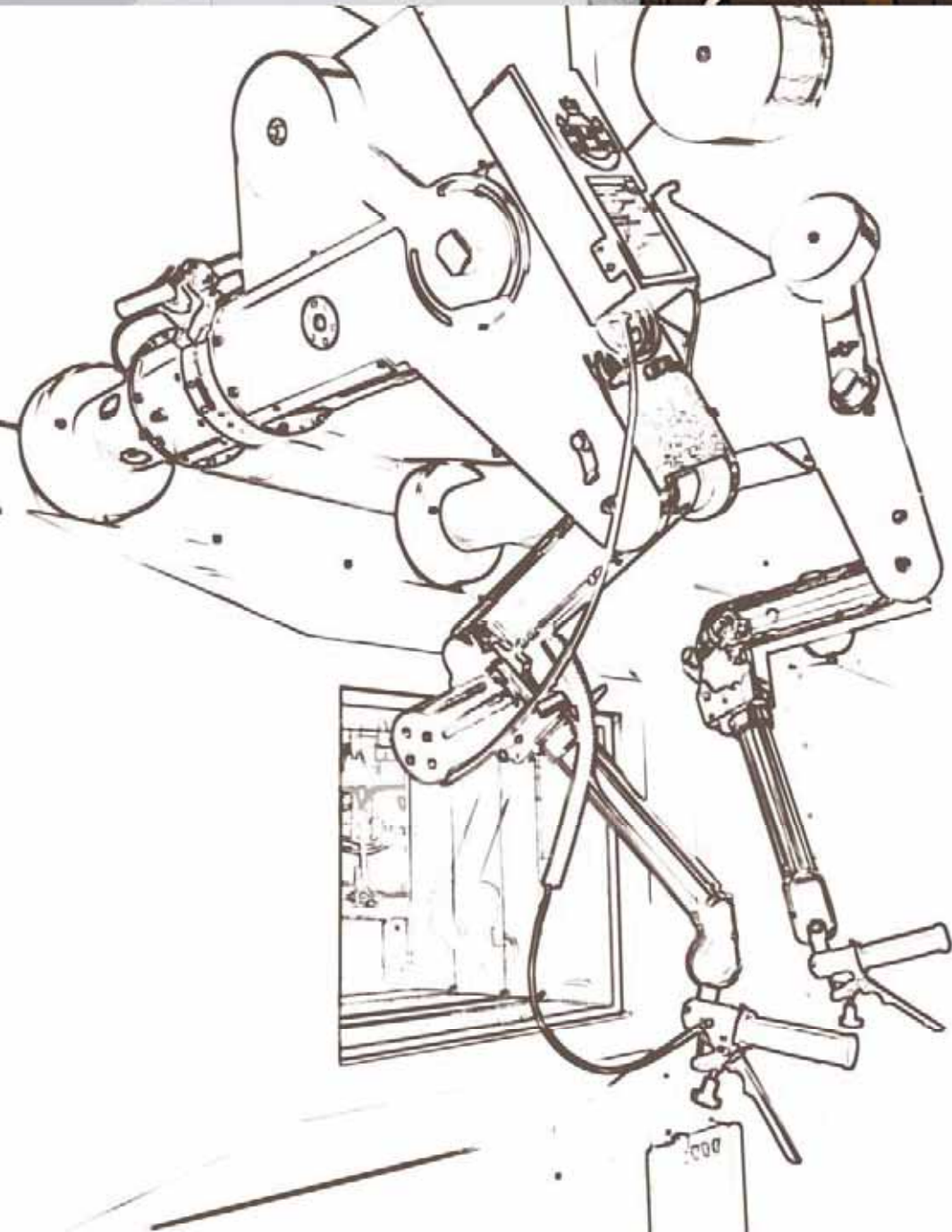
Дальнейшие работы будут направлены на оптимизацию процесса сорбционной очистки с использованием цеолита NaA или его производных в части минимизации количества твёрдых отходов и на разработку полупромышленного аппарата, реализующего данный процесс.

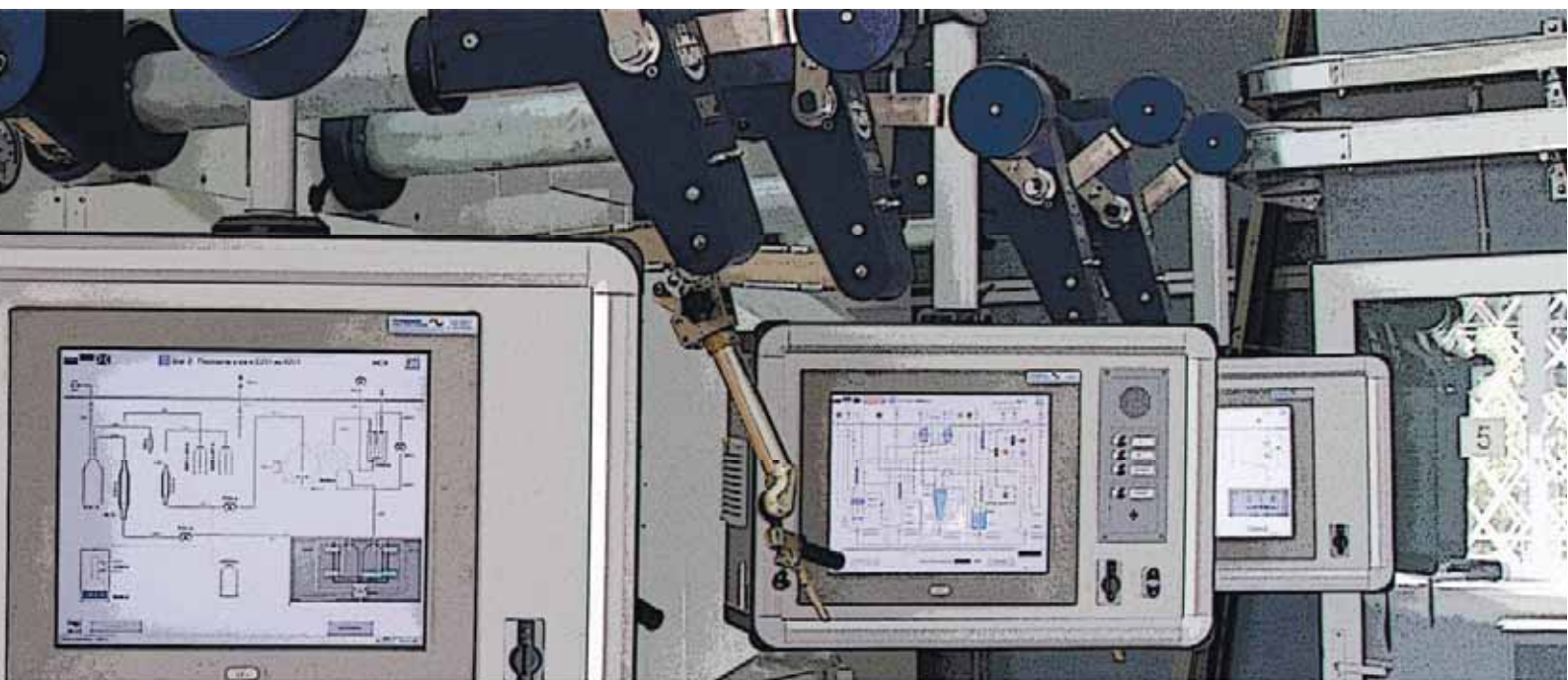


### *Список литературы*

1. Лавринович Ю.Г., Бычков А.В. Обращение с отходами неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива: обзор. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 110 с.
2. GOFF K.M., WASS J.C., MARSDEN K.C. and TESKE G.M. Electrochemical processing of used nuclear fuel // NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, 2011. V. 43, № 4. P. 335–342.
3. Штуца М.Г. и др. Исследование процесса осаждения карбонатов РЗЭ // Известия Томского политехнического университета, 2003. Т. 306, № 5. С. 71–74.
4. Simpson M.F., Allensworth J.R., Phongikaroon S. et al. Immobilization of Salt from Zone Freezing Process in Zeolite-A. – III International Pyroprocessing Research Conference, Dimitrovgrad, Russia, Nov. 29–Dec. 03. – Dimitrovgrad: JSC «SSC RIAR», 2010. P. 30–31.
5. Pereira C., Lewis M.A., Ackerman J.P. Overview of mineral waste form development for the electrometallurgical treatment of spent nuclear fuel. – Proceedings Conference, Tennessee, Oak Ridge. – Oak Ridge: Technical Information Center, 1996. P. 9.

*М.А. Кузин, О.А. Макаров*





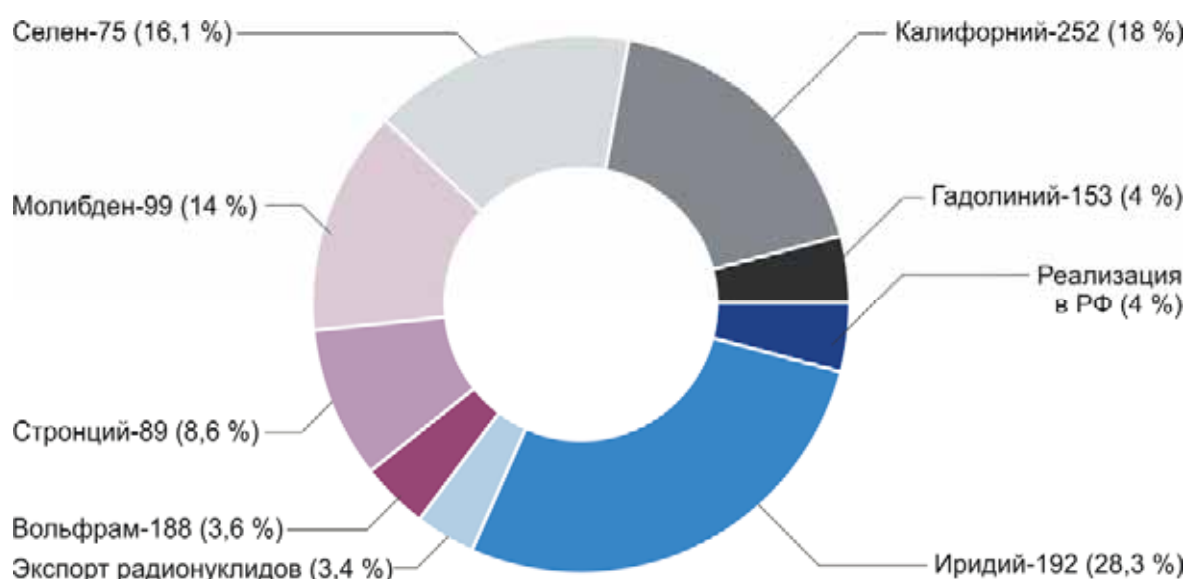
# 5

## ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

**ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013**

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Особенности номенклатуры радионуклидной продукции ОАО «ГНЦ НИИАР», её место в структуре производства как на национальном, так и на международном рынках в первую очередь определяются возможностями реакторной базы института. Номенклатура радионуклидной продукции и занятая институтом рыночная ниша сформировались более десяти лет назад, а объёмы производства радионуклидов подвергались лишь колебаниям рыночной конъюнктуры. Однако в 2012–2013 годах структура производства и продаж радионуклидной продукции претерпела существенные изменения. Это было обусловлено началом реализации крупных проектов в области создания новых видов топлива, замкнутого топливного цикла, материаловедческих исследований и потребовало перераспределения ресурсов реакторной и технологической базы института в связи с новыми задачами, тем самым изменив доступность перечисленных ресурсов для накопления радионуклидов.



Структура продаж радионуклидной продукции с указанием в скобках доли дохода

Например, реализация федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» потребовала переориентации части радиационно-защитных камер, в которых проводили переработку облучённых мишеней и получали препарат гадолиния-153, на выполнение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в области переработки отработавшего ядерного топлива. Поэтому производство гадолиния-153 в 2013 году было сокращено. Одновременно была ограничена доступность ресурсов реактора БОР-60 для наработки радионуклидов стронция-89 и гадолиния-153, что связано с существенным увеличением использования ресурсов реактора БОР-60 для выполнения материаловедческих исследований. Для сохранения объёма производства названных радионуклидов в течение 2013 года были начаты работы по облучению мишеней в реакторе СМ, перемещению технологического оборудования в другие радиационно-защитные камеры (производство гадолиния-153), разработке новой технологии производства стронция-89.

Еще одно существенное изменение номенклатуры радионуклидной продукции ОАО «ГНЦ НИИАР» связано с тем, что в 2013 году производство источников ионизирующего излучения на основе радионуклида кобальта-60 не осуществлялось.

Обусловлено это переориентацией необходимой для этого радиационно-защитной камеры на производство МОКС-топлива. Для сохранения производства источников на основе радионуклида кобальта-60 был инициирован поддержанный Госкорпорацией «Росатом» проект создания нового производственного участка. Данный проект является составной частью проекта «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в ОАО „ГНЦ НИИАР” для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий», реализуемого институтом совместно с ФГБОУ ВПО «УлГУ» в рамках договора с Министерством образования и науки Российской Федерации. Учитывая длительность цикла реакторного накопления кобальта-60 до требуемой удельной активности более 9,25 ТБк/г (250 Ки/г), реакторное накопление данного радионуклида продолжалось. Переработка облучённого материала запланирована на 2014 год.

В связи с устойчивым снижением рыночного спроса и явной нерентабельностью было прекращено, например, производство препарата радионуклида фосфора-33.

Сокращение объёма продаж, вызванное прекращением производства названных радионуклидов, было компенсировано существенным увеличением объёма производства других, традиционных видов продукции: увеличена наработка иридия-192, поставляемого заказчикам в виде облучённых дисков и источников гамма-излучения (суммарная активность иридия-192 превысила 44,40 ПБк (1,2 млн Ки)); более чем на 10 % увеличился объём наработки источников на основе селена-75.

По сравнению с 2010–2012 годами более чем на 50 % увеличился спрос на препарат вольфрама-188, что связано с началом клинического использования в странах Европейского союза радиофармацевтических препаратов на основе рения-188 – дочернего продукта распада вольфрама-188. Контрактная кампания показала перспективу дальнейшего увеличения спроса на этот радионуклид.

Успехом 2013 года следует считать значительный рост производства препарата иода-131, однако достигнутые значения по активности (с учётом калибровки) – 24,05 ТБк/год (650 Ки/год) – далеки от целевых значений. Дальнейший рост производительности требует модернизации производства как в части технологии изготовления мишеней и их облучения в реакторе, так и в части переработки облучённого материала. Данная работа ведётся в рамках инвестиционного проекта Госкорпорации «Росатом» и вышеназванного проекта «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в ОАО „ГНЦ НИИАР” для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий».

По сравнению с 2012 годом более чем на 30 % была увеличена наработка калифорния-252. Однако дальнейший рост производства этого радионуклида невозможен без радикальной модернизации участка подготовки к облучению мишеней для наработки трансплутониевых элементов. Проект такой модернизации был инициирован в 2013 году, поддержан Госкорпорацией «Росатом», начата его реализация.

Как уже упоминалось выше, для увеличения объёмов и повышения доходности производства радионуклидов в 2013 году в рамках постановления Правительства Российской Федерации от 09.04.2010 г. № 218 «О мерах государственной поддержки развития кооперации высших учебных заведений и организаций, реализующих комплексные проекты по созданию высокотехнологичного производства» был инициирован проект «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в ОАО „ГНЦ НИИАР” для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий», выполняемый совместно с ФГБОУ ВПО «УлГУ» в рамках договора с Министерством образования и науки Российской Федерации. Целями проекта являются:

1. Модернизация существующих, создание и ввод в эксплуатацию новых участков производства радионуклидной продукции, а именно:

- ◆ расширение технологической базы производства радионуклидов;

- ♦ организация нового участка производства источников ионизирующего излучения на основе радионуклида кобальта-60;

- ♦ модернизация существующих технологических участков подготовки мишеней для наработки трансплутониевых элементов и производства иода-131.

2. Разработка новых и модернизация существующих технологических процессов, в частности:

- ♦ разработка новой технологии подготовки к облучению стартовых материалов для накопления трансплутониевых элементов;

- ♦ разработка новой технологии производства радионуклидов терапевтического назначения: лютеция-177, стронция-89, иттрия-90;

- ♦ разработка технологии производства и наработка опытных партий долгоживущих материнских альфа-излучающих радионуклидов тория-228, актиния-227;

- ♦ разработка модульных систем радиохимических разделений и прототипов генераторов радионуклидов радия-223, 224, актиния-225, висмута-212, 213;

- ♦ создание основы для организации производства для последующей сертификации на соответствие требованиям стандартов системы менеджмента качества ISO 9901:2008 и GMP.

Работы по описываемому проекту в 2013 году в основном включали конструкторские и технологические разработки, результатом которых стала подготовка пятидесяти четырёх технических и частных технических заданий, четырёх технических предложений, восьми технических и предварительных проектов, шести комплектов рабочей и эскизной конструкторской документации, семи технических отчётов и комплектов проектно-сметной документации.

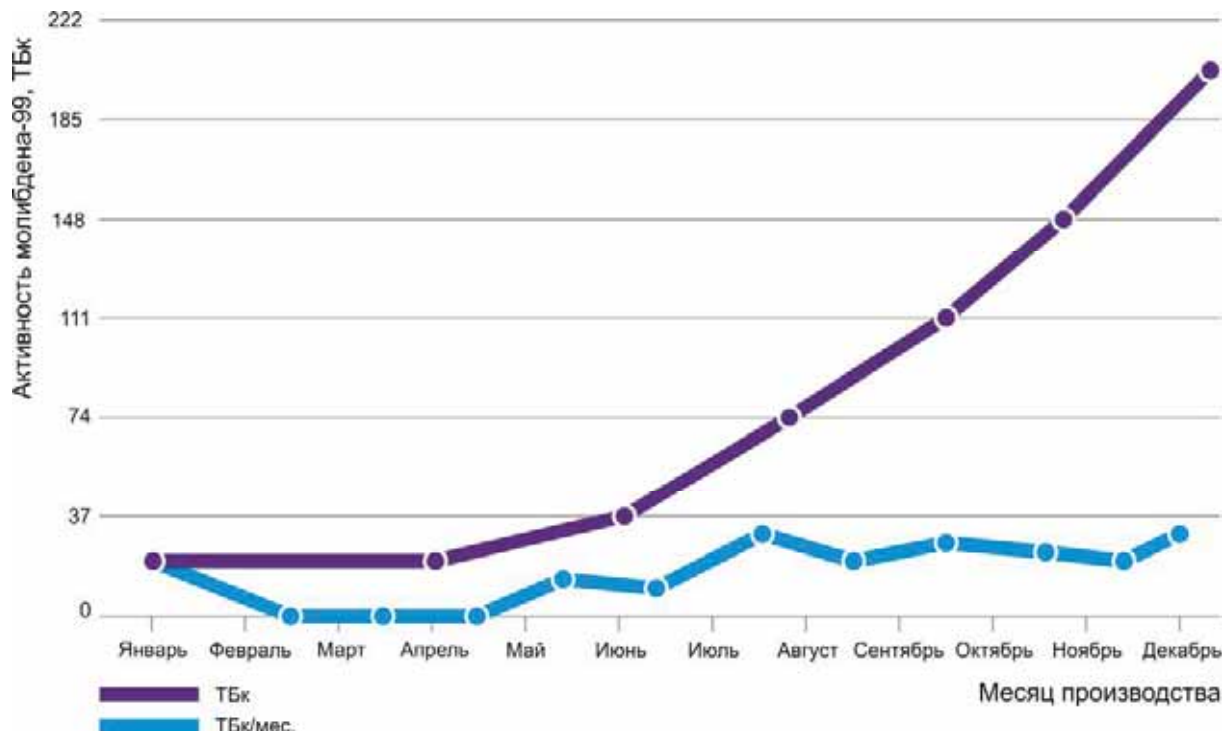
Среди наиболее значимых результатов работы по проекту в 2013 году стало создание производства радионуклида стронция-89 путём облучения изотопно-обогащённого стронция-88 в высокопоточном реакторе СМ. Разработана конструкция и обоснованы режимы облучения мишеней (таблетированный карбонат стронция-88), проведено облучение экспериментальных образцов, оценены параметры получаемого продукта, разработан и апробирован предварительный проект технологии переработки облучённых мишеней. Полученные образцы препарата «Хлорид стронция-89» направлены заказчиком для тестирования. Достигнутый уровень проработки даст возможность уже в 2014 году приступить к выпуску коммерческих партий препарата, однако аппаратное оформление процесса с использованием современных технических решений будет продолжено и в 2014 году, что позволит вывести данный процесс на более высокий технический уровень.

Второй значимый результат комплексного проекта – начало строительно-монтажных работ по реконструкции участка подготовки к облучению мишеней для наработки практически всего спектра, кроме мишеней с радиоактивными материалами, радионуклидной продукции института. Ввод в эксплуатацию участка планируется в 2014 году.

Ключевая позиция для увеличения доходности производства радионуклидов в ОАО «ГНЦ НИИАР» – освоение производства радионуклида молибдена-99. Регулярное производство молибдена-99 на установке первой очереди было начато в мае 2013 года, а уже с июля освоен режим двух переработок в неделю.

Результатом 2013 года стало начало регулярного (еженедельного) производства молибдена-99 с использованием ресурсов реакторов РБТ-6 и РБТ-10/2. Произведена отгрузка ста восьми партий продукта, общая активность калиброванного молибдена-99 составила 1357,9 ТБк (36700 Ки). Продукция поставлялась как российским, так и зарубежным потребителям (всего четыре заказчика). Подтверждена возможность выхода на проектную мощность 59,2 ТБк (1600 Ки) на момент отгрузки; 11,1 ТБк (300 Ки) за партию (шестидневная калибровка). Подготовлен проект регистрацион-

ного досье продукта (Drug Master File), что позволит расширить пул потребителей молибдена-99 и начать переработку облучённых мишеней на установке второй очереди производства, которая в 2013 году не эксплуатировалась.



Производство молибдена-99 в 2013 году  
(активность препарата приведена на дату калибровки у заказчика)

Важным фактором снятия ограничений для выхода препарата молибдена-99 на рынок является конверсия этого производства на низкообогащённый уран. Разработка этой технологии начата совместно с ДИТИ НИЯУ МИФИ в рамках комплексного проекта «Разработка технологии получения радионуклида молибдена-99 с использованием низкообогащённого урана» по договору с Министерством образования и науки Российской Федерации. В 2013 году были разработаны технические предложения и эскизные проекты мишени новой конструкции и основных аппаратов, используемых для переработки облучённых мишеней. Проект будет реализовываться в 2014–2015 годах.

Одним из примеров развития технологий производства радионуклидов является новый технологический процесс получения препарата радионуклида кадмия-109 из облучённого серебра-107. Отличием этого процесса является простота исполнения, основанная на эффективном использовании различия устойчивости комплексных соединений разделяемой смеси радионуклидов.

Завершён цикл многолетних исследований, направленных на проведение оценки возможности трансмутации долгоживущего технеция-99 и получение из него стабильного рутения. На полученных образцах облучённого технеция с различной степенью выгорания проведена проверка принципов их переработки. Было показано, что после двух этапов выделения рутения суммарный коэффициент очистки рутения от технеция достигает  $(3-5) \cdot 10^{12}$ , что позволяет применять искусственный рутений без ограничений. Полученные образцы искусственного стабильного рутения из технеция доказывают принципиальную осуществимость этого процесса. Трансмутационный рутений заметно чище рудного, что важно для получения сверхпроводящих рутениевых сплавов. Таким

образом, трансмутация технеция-99 может стать не только средством уничтожения экологически опасных радиоактивных отходов, но и новым источником ценного платинового металла – рутения.

На разработку усовершенствованных технологий подготовки материалов к облучению были направлены работы по отработке технологии изготовления энерговыделяющих элементов с углеродным защитным покрытием. Разработана технология нанесения защитного углеродного покрытия на урановые слои методом магнетронного распыления, изготовлены опытные образцы. Проведены экспериментальное обоснование ресурса энерговыделяющих элементов в условиях реакторного облучения и сравнительный анализ характеристик образцов с различными защитными покрытиями (алюминиевым и углеродным).

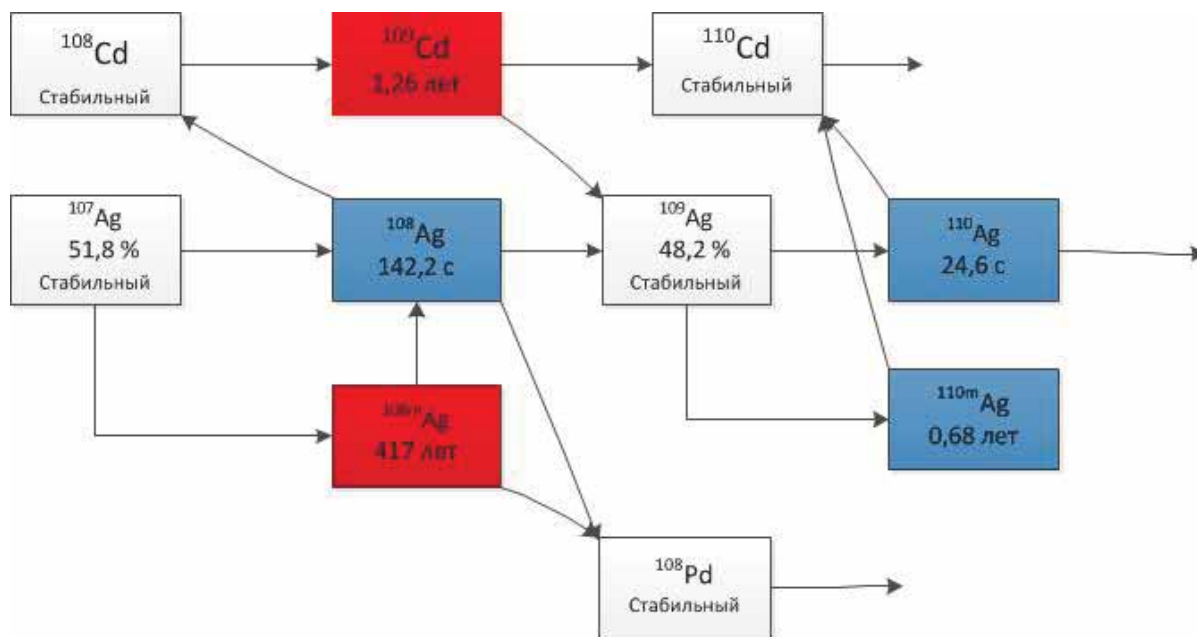
Среди иных направлений развития отделения радионуклидных источников и препаратов следует отметить работу по разработке технологии изготовления коллиматора для прибора ФРЕНД, предназначенного для поиска воды в породах космических тел, в частности Луны. Эта работа использует опыт специалистов отделения в разработке радиоизотопных методов, применяемых в космической технике.

*Р.А. Кузнецов*



## ПОЛУЧЕНИЕ ПРЕПАРАТА РАДИОНУКЛИДА КАДМИЯ-109 ИЗ ОБЛУЧЁННОГО СЕРЕБРА-107

Радионуклид кадмий-109 применяется для изготовления эталонных источников ионизирующего излучения. Кадмий-109 может быть получен путём облучения серебра нейтронами.



Цепочка трансмутации ядер при облучении серебра нейтронами с указанием периода полураспада и массовой доли элемента в стартовой смеси

При облучении в течение полугода в высокопоточном реакторе СМ исходного материала, обогащённого по изотопу серебра-107, выход кадмия составляет около 50 % от массы облучаемого серебра. При облучении, кроме целевого продукта реакции, образуется значимое количество радионуклида серебра-110m. Следующая затем радиохимическая переработка облучённого образца проводится с целью очистки кадмия-109 от серебра-110m, получения требуемой химической формы препарата и регенерации дорогостоящего серебра-107 для повторного облучения.

Согласно техническим условиям препарат «Кадмий-109» представляет собой раствор хлорида кадмия в растворе соляной кислоты с концентрацией 0,1–1 моль/л, отношение активности серебра-110m к активности кадмия-109 не должно превышать  $3 \cdot 10^{-4} \%$ .

В научной литературе описано три способа разделения радионуклидов серебра и кадмия. Экстракционное разделение [1] заключается в приготовлении раствора кадмия и серебра в смеси роданида аммония и ацетата натрия, последующей экстракции кадмия смесью пиридина с хлороформом и рекстракции кадмия азотной кислотой. Недостаток способа – недостаточное разделение компонентов за один цикл процесса, а также неудобство использования метода в дистанционных условиях.

Ионообменное разделение [2] основано на сорбции серебра и кадмия на монофункциональном сильнокислотном катионите КРС-8П из смеси азотной и плавиковой кислот, элюировании кадмия раствором плавиковой кислоты, десорбции серебра

раствором азотной кислоты. Недостатками данного способа являются недостаточное разделение компонентов за один цикл процесса и использование плавиковой кислоты, вызывающей коррозию защитного оборудования.

Наиболее простым и эффективным является способ разделения радионуклидов серебра и кадмия [3], заключающийся в осаждении металлического серебра из раствора азотной кислоты с концентрацией 0,1–2 моль/л в присутствии нитрата гидразония и углеродного сорбента СКН. При равной исходной активности кадмия-109 и серебра-110m, коэффициент очистки кадмия от серебра равен приблизительно 500–800. Окончательная очистка кадмия от серебра проводится изотопным разбавлением серебра с последующим осаждением хлорида серебра. Далее кадмий осаждается из маточного раствора каким-либо известным способом и переводится в нужную химическую форму.

Углеродный сорбент СКН с осаждённым на нём металлическим серебром обрабатывается азотной кислотой. Растворённое сырьё, обогащённое по изотопу серебра-107, регенерируется любым известным способом в металлическое серебро для повторного цикла облучения. Недостатками способа являются наличие двух стадий процесса очистки кадмия от серебра и необходимость дополнительных операций по регенерации серебра – растворения осаждённого на сорбенте СКН серебра и повторного осаждения металлического серебра.

Авторами настоящей работы разработан метод разделения серебра и кадмия, заключающийся в восстановлении серебра до металла в аммиачной среде сернокислым гидросиламином, который не вступает в реакцию с кадмием. Осаждённое металлическое серебро является готовым исходным продуктом для изготовления мишеней. Далее кадмий осаждается из маточного раствора в виде карбоната или основного карбоната кадмия, который затем легко переводится в любую соль кадмия. В результате экспериментов установлено, что при осаждении карбонатных соединений кадмия из аммиачных растворов происходит дополнительная очистка от серебра в 15–1000 раз.

**Осаждение металлического серебра сернокислым гидросиламином.** Для опытов использовали нитраты серебра и кадмия, меченые радиоактивными изотопами серебра-110m и кадмия-109. Массовые доли серебра и кадмия определялись методом радиоактивных индикаторов.

В таблицах и на рисунках ниже показано влияние мольного отношения сернокислого гидросиламина к серебру и величины pH раствора на процесс восстановления и осаждения серебра.

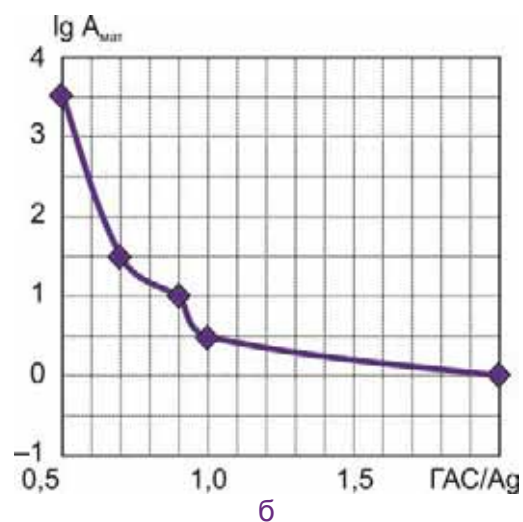
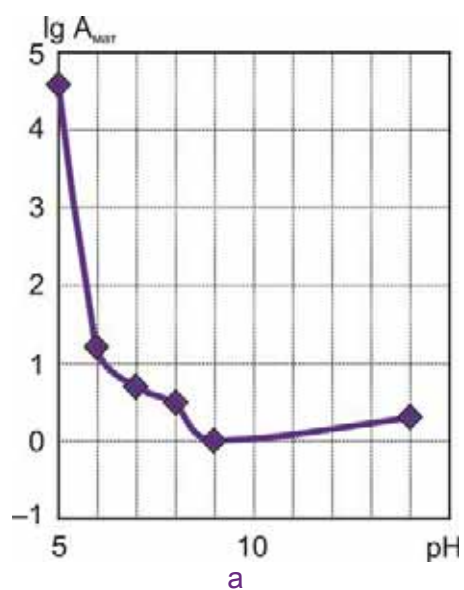
#### Влияние величины pH на степень осаждения серебра при мольном соотношении сернокислого гидросиламина к серебру, равном двум

| № пробы | Величина pH | Объёмная активность, $\times 10^5$ Бк/мл |                    | Массовая концентрация серебра, мг/см <sup>3</sup> |                     | Массовая доля серебра в маточном растворе, % |
|---------|-------------|--|--------------------|---|---------------------|--|
|         |             | исходного раствора                       | маточного раствора | в исходном растворе                               | в маточном растворе |  |
| 1       | 5           | 1,35                                     | 0,387              | 6,52  | 1,69                | 28,3   |
| 2       | 6           | 1,15                                     | 0,00016            | 5,55  | 0,00077             | 0,014  |
| 3       | 7           | 1,07                                     | 0,00005            | 5,17  | 0,00024             | 0,005  |
| 4       | 8           | 1  | 0,00003            | 4,83  | 0,00015             | 0,003  |
| 5       | 9           | 0,92                                     | 0,00001            | 4,44  | 0,000048            | 0,0011                                       |
| 6       | 13,53       | 0,87                                     | 0,00002            | 4,2   | 0,000097            | 0,0023                                       |
| 7       | 13,52       | 0,82                                     | 0,00002            | 4   | 0,000097            | 0,0024                                       |

**Влияние мольного соотношения  
сернокислого гидроксиламина к серебру на степень осаждения серебра  
при значении величины рН, равном десяти**

| № пробы | Мольное соотношение сернокислого гидроксиламина к серебру | Объёмная активность, $\times 10^5$ Бк/мл |                    | Массовая концентрация серебра, мг/см <sup>3</sup> |                     | Массовая доля серебра в маточном растворе, % |
|---------|---|--|--------------------|---|---------------------|--|
|         |   | исходного раствора                       | маточного раствора | в исходном растворе                               | в маточном растворе |  |
| 1       | 0,5   | 2,2                                      | 0,035              | 10,6  | 0,169               | 1,59   |
| 2       | 0,7   | 2,2                                      | 0,00031            | 10,6  | 0,000015            | 0,014  |
| 3       | 0,9   | 2,2                                      | 0,0001             | 10,6  | 0,0005              | 0,0047                                       |
| 4       | 1   | 2,2                                      | 0,00003            | 10,6  | 0,00015             | 0,00135                                      |
| 5       | 2   | 0,87                                     | 0,00001            | 4,2   | 0,00005             | 0,0015                                       |

На рисунках представлены данные предыдущих таблиц в виде графиков, где  $\lg A_{\text{мат}}$  – логарифм объёмной активности маточного раствора, ГАС/Ag – мольное соотношение сернокислого гидроксиламина к серебру.



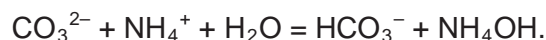
**Зависимость объёмной активности маточного  
раствора: а – от величины рН при мольном соотношении  
сернокислого гидроксиламина к серебру, равном двум; б – от мольного соотношения  
сернокислого гидроксиламина к серебру при значении величины рН, равном десяти**

Как видно из приведённых данных, наилучшие результаты по восстановлению серебра получаются, если мольное отношение сернокислого гидроксиламина к серебру более 1, а рН более 6. В этих условиях массовая доля серебра в маточном растворе не превышает 0,014 % от исходной активности.

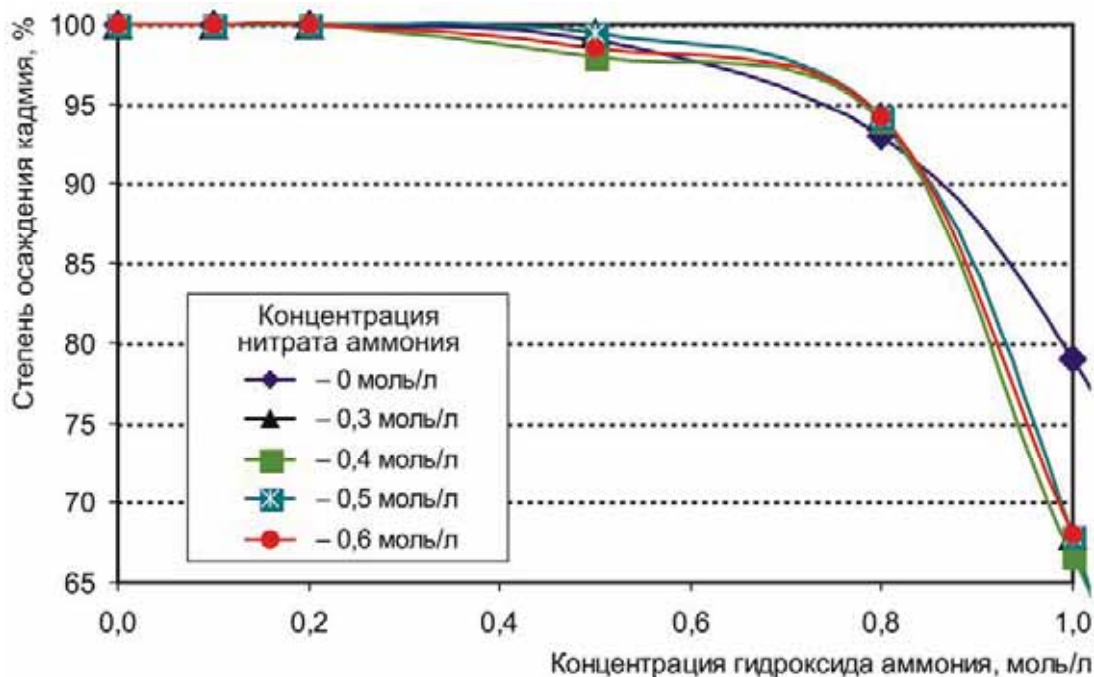
**Осаждение карбонатов кадмия.** Кадмий и серебро образуют малорастворимые карбонаты и растворимые аммиачные комплексы [4]. Произведения растворимости карбонатов кадмия и серебра имеют один порядок и составляют около  $5 \cdot 10^{-12}$  и  $8 \cdot 10^{-12}$  соответственно. Устойчивость аммиачных комплексов серебра почти на порядок выше устойчивости соответствующих комплексов кадмия. Очевидно, что распределение серебра и кадмия между осадком карбонатов и раствором зависит от соотношения концентраций ионов металлов, аммония, карбонат-ионов и комплексообразователя – аммиака. Для качественного разделения серебра и кадмия необходимо определить условия, в которых кадмий бы полностью находился в карбонатном осадке, а серебро было бы в растворе в виде аммиачного комплекса. Очевидно, что минимальная концентрация аммиака должна быть достаточной для растворения нитратов серебра и кадмия с образованием соответствующих растворимых комплексных аммиачных солей серебра и кадмия. Максимальная концентрация аммиака должна ограничиваться степенью осаждения карбоната кадмия не менее чем 95 %.

При добавлении раствора аммиака к солям металлов, образующих комплексные аммиакаты, сначала образуется осадок гидроокисей, который затем растворяется в избытке аммиака. В присутствии солей аммония в процессе растворения образуется меньшее количество осадка гидроксидов, при определённом соотношении концентраций ионов аммония и металла растворение солей происходит без промежуточного образования осадка.

Следует отметить, что концентрацию аммиака в системе  $\text{NH}_4\text{OH}-\text{NH}_4\text{NO}_3-\text{K}_2\text{CO}_3$  можно поддерживать не только введением заданного количества гидроксида аммония, но и введением заданного количества нитрата аммония. В этом случае гидроксид аммония образуется по следующей реакции:



На рисунке приведена зависимость степени осаждения карбоната кадмия от концентрации гидроксида аммония при различной концентрации нитрата аммония. Как видно, для достижения степени осаждения кадмия не менее 95 % при концентрации нитрата аммония 0–0,6 моль/л концентрация аммиака не должна превышать 0,8 моль/л.



Зависимость степени осаждения карбоната кадмия от концентрации гидроксида аммония при различных значениях концентрации нитрата аммония

Как следует из приведённых данных, при осаждении карбоната кадмия в диапазоне значений концентрации гидроксида аммония от 0,2 до 0,6 моль/л и нитрата аммония от 0,1 до 0,6 моль/л происходит очистка кадмия от серебра в 15–1000 раз.

В таблице приведены коэффициенты очистки кадмия от серебра в системе  $\text{NH}_4\text{OH}-\text{NH}_4\text{NO}_3-0,3$  моль/л  $\text{K}_2\text{CO}_3$  при различных соотношениях аммиака и нитрата аммония.

**Экспериментально определённые коэффициенты очистки кадмия от серебра в системе  $\text{NH}_4\text{OH}-\text{NH}_4\text{NO}_3-0,3$  моль/л  $\text{K}_2\text{CO}_3$  при различной концентрации гидроксида и нитрата аммония**

| Концентрация, моль/л |                 |     |     |      |      |      |      |
|----------------------|-----------------|-----|-----|------|------|------|------|
| гидроксида аммония   | нитрата аммония |     |     |      |      |      |      |
|                      | 0               | 0,1 | 0,2 | 0,3  | 0,4  | 0,5  | 0,6  |
| 0                    | 1               | 14  | 27  | 40   | 20   | 20   | 20   |
| 0,1                  | 1               | 40  | 30  | 30   | 100  | 100  | 100  |
| 0,2                  | 50              | 40  | 175 | 245  | 320  | 420  | 540  |
| 0,3                  | 198             | 40  | 100 | 200  | 400  | 540  | 675  |
| 0,4                  | 340             | 50  | 210 | 415  | 470  | 725  | 1000 |
| 0,5                  | 456             | 60  | 300 | 610  | 617  | 800  | 1010 |
| 0,6                  | 500             | 80  | 300 | 600  | 860  | 1120 | 1400 |
| 0,7                  | 510             | 110 | 300 | 600  | 1190 | 1550 | 1880 |
| 0,8                  | 536             | 130 | 350 | 715  | 1540 | 1960 | 2340 |
| 0,9                  | 680             | 130 | 450 | 1000 | 2250 | 2630 | 2700 |
| 1                    | 813             | 140 | 600 | 1350 | 3100 | 3100 | 3050 |

Как видно из данных таблицы, в выделенной красным области значений концентрации гидроксида и нитрата аммония очистки кадмия от серебра не происходит. В области, соответствующей концентрации нитрата аммония более 0,1 моль/л и концентрации гидроксида аммония более 0,2 моль/л, коэффициенты очистки равны от 14 до 3000. Но, как следует из предыдущего рисунка, для достижения степени осаждения кадмия не менее 95 % концентрация аммиака не должна превышать 0,8 моль/л. С учётом этого определена рабочая область значений концентрации нитрата аммония и гидроксида аммония: 0,1–0,6 моль/л и 0,2–0,8 моль/л соответственно. Эта область выделена голубым цветом в таблице и соответствует значениям коэффициентов очистки кадмия от серебра в диапазоне от 14 до 2340 при степени осаждения карбоната кадмия не менее 95 %.

По предложенной авторами технологии была проведена переработка мишени облучённого серебра массой 12,3 г, которую растворили в растворе азотной кислоты с концентрацией 12 моль/л, далее упарили до солей, а солевой остаток растворили в 0,3 л раствора, содержащего гидроксид аммония с концентрацией 0,5 моль/л и нитрат аммония с концентрацией 0,5 моль/л. Затем добавили при помешивании 12 г сернокислого гидроксиламина и выдержали 20 ч. Маточный раствор отфильтровали через фильтр «синяя лента» и промыли осадок металлического серебра двумя порциями дистиллированной воды по 100 мл. Растворы, полученные после промывки, присоединили к маточному раствору.

К объединённому маточному раствору добавляли раствор карбоната калия до конечной концентрации 0,3 моль/л, выдерживали в течение суток. Затем отделили

маточный раствор от осадка, два раза промыли осадок дистиллированной водой и растворили его в 50 мл раствора соляной кислоты с концентрацией 1 моль/л. Результаты разделения приведены в таблице.

### Результаты разделения кадмия-109 и серебра-110m

| Фракция   | Объём фракции, л | Объёмная активность, Бк/мл |                  | Активность, Бк (Ки)        |  |
|---|------------------|----------------------------|------------------|----------------------------|--|
|   |                  | Кадмий-109                 | Серебро-110m     | Кадмий-109                 | Серебро-110m   |
| Исходный раствор  | 300              | $3,2 \cdot 10^9$           | $2,6 \cdot 10^9$ | $7,03 \cdot 10^{10}$ (26)  | $5,69 \cdot 10^{10}$ (21,08)                           |
| Объединённый маточный раствор   | 500              | $1,92 \cdot 10^9$          | Менее 100        | $7,03 \cdot 10^{10}$ (26)  | Менее $3,5 \cdot 10^3$<br>(менее $1,3 \cdot 10^{-6}$ ) |
| Раствор осадка основного карбоната кадмия в растворе соляной кислоты* | 50               | $1,86 \cdot 10^{10}$       | Менее 1000       | $6,8 \cdot 10^{10}$ (25,2) | Менее $3,5 \cdot 10^3$<br>(менее $1,3 \cdot 10^{-6}$ ) |

\* Концентрация соляной кислоты равна 1 моль/л.

Как видно из данных таблицы, содержание серебра-110m снижается в  $10^7$  раз, а значение конечной активности серебра-110m в препарате кадмия-109 равно  $5 \cdot 10^{-6}$  %.

По результатам работы можно сделать следующие выводы:

1. Разработана методика получения препарата кадмия-109 из облучённого серебра, включающая в себя очистку его от побочного продукта – серебра-110m.
2. Установлено, что при осаждении серебра происходит очистка кадмия-109 от серебра-110m, если мольное соотношение сернистого гидроксиламина к серебру более 1, а уровень pH более 6 (конечная активность серебра не превышает 0,014 % от исходной активности).
3. Последовательное применение операций восстановления и осаждения серебра и осаждение карбоната кадмия позволяют получить кадмий-109 со значением конечной активности серебра-110m в препарате  $5 \cdot 10^{-6}$  %.
4. Образующееся металлическое порошкообразное серебро является готовым исходным продуктом для изготовления мишеней.

### Список литературы

1. Левин В.И. Получение радиоактивных изотопов. – М.: Атомиздат, 1972. С. 182.
2. Разбаш А.А., Севастьянов Ю.Г., Маклачков А.Г., Алексеева Л.Г. // Радиохимия, 1981. Т. 23, № 3. С. 442.
3. Патент 2230032 С2, Российская Федерация, МПК<sup>7</sup> C01G5/00, C01G11/00, G21G4/00. Способ разделения радионуклидов серебра и кадмия / О.И. Андреев // Государственный реестр российских патентов Федеральной службы по интеллектуальной собственности, патентам и товарным знакам. – Режим доступа: <http://bd.patent.su/2230000-2230999/pat/servlet/servlet9b0f.html>. Дата обращения: 10.09.2014.
4. Справочник химика: в 7 т. / под ред. Б.П. Никольского – 2-ое изд. – Т. 3. – М.: Химия, 1965. С. 124, 229.

А.С. Корнилов, Е.В. Черноокая

## ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ РАСТВОРЕНИЕ СПЛАВОВ ТЕХНЕЦИЯ И РУТЕНИЯ В РАСТВОРАХ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ

Для разработки методов выделения технеция из нерастворимых остатков процесса растворения отработавшего ядерного топлива и облучённых мишеней, полученных в результате трансмутации технеция-99 [1–3], необходимы данные о коррозионных свойствах сплавов технеция и рутения в водных растворах. Метод электрохимического растворения в электролитах на основе азотной кислоты представляется достаточно удобным для растворения сплавов технеция и рутения. Следует отметить, что в литературе отсутствуют количественные данные о скорости растворения сплавов технеция и рутения в растворах азотной кислоты. Поэтому целью данной работы была оценка скорости анодного растворения сплавов технеция и рутения в растворе азотной кислоты с концентрацией 1,0 – 6,0 моль/л. Результаты исследования могут найти практическое применение при усовершенствовании методов растворения отработавшего ядерного топлива в процессе его переработки водными методами и в технологии переработки облучённых технециевых мишеней, полученных в результате трансмутации технеция-99.

Изучение электрохимического растворения сплавов технеция и рутения в растворах азотной кислоты проводили в трёхэлектродной электрохимической ячейке из прозрачного полиметилметакрилата с рабочим объёмом, равным 5 мл. В качестве рабочего электрода использовали облучённые образцы металлического технеция, представлявшие собой сплавы технеция и рутения следующих составов (в процентах указана массовая доля элемента\*): Tc–(19 ± 2)%Ru; Tc–(45 ± 3)%Ru; Tc–(70 ± 5)%Ru [3]. Рентгенофазовый анализ поверхности образцов показал, что они представляют собой твёрдые растворы технеция и рутения, кристаллизующиеся в гексагональной сингонии с параметрами решётки (**a** и **c**), уменьшающимися с ростом содержания рутения в сплаве [4]. Образцы представляли собой металлические диски диаметром 6 мм и толщиной 0,3 мм. Потенциал рабочего электрода измеряли относительно насыщенного хлор-серебряного электрода сравнения (Ag/AgCl)\*\*. Вспомогательным электродом служила платиновая проволока диаметром 0,5 мм. Перед началом эксперимента раствор электролита в течение 20 мин барботировался гелием. Измерения проводились при температуре (22 ± 2) °C. В качестве источника тока использовали потенциостат PAR 263 (Princeton Applied Research, США), связанный с персональным компьютером при помощи карты NI 488.2 (National Instruments, США). Для управления измерениями использовали программный пакет Virtual Potentiostat (Princeton Applied Research, США).

Процесс электрохимического растворения металлического технеция в растворах азотной кислоты проводили в гальваностатическом режиме. Концентрацию технеция в полученных растворах определяли методом жидкосцинтилляционной спектрометрии на ультранизкофоновом жидкосцинтилляционном спектрометре Quantulus 1220 с использованием жидкого сцинтиллятора Ultima Gold. Концентрацию азотистой кислоты определяли спектрофотометрическим методом с использованием азокрасителей [5] на спектрофотометре СФ-56. Концентрацию рутения определяли тем же методом с использованием периодата калия в щелочной среде [6] на том же приборе СФ-56.

\* В данной работе во всех указанных составах в процентах представлена массовая доля элемента.

\*\* Все значения потенциалов, упоминаемые в настоящей работе, приведены относительно этого электрода.

Для исследования поверхности образцов использовали комплекс, состоящий из автоэмиссионного растрового микроскопа сверхвысокого разрешения Zeiss SUPRA 55VP в комплекте с энергодисперсионным спектрометром Inca Energy 350, волновым спектрометром Inca Wave 500 и системой регистрации и анализа дифракции отражённых электронов HKL EBSD Premium System.

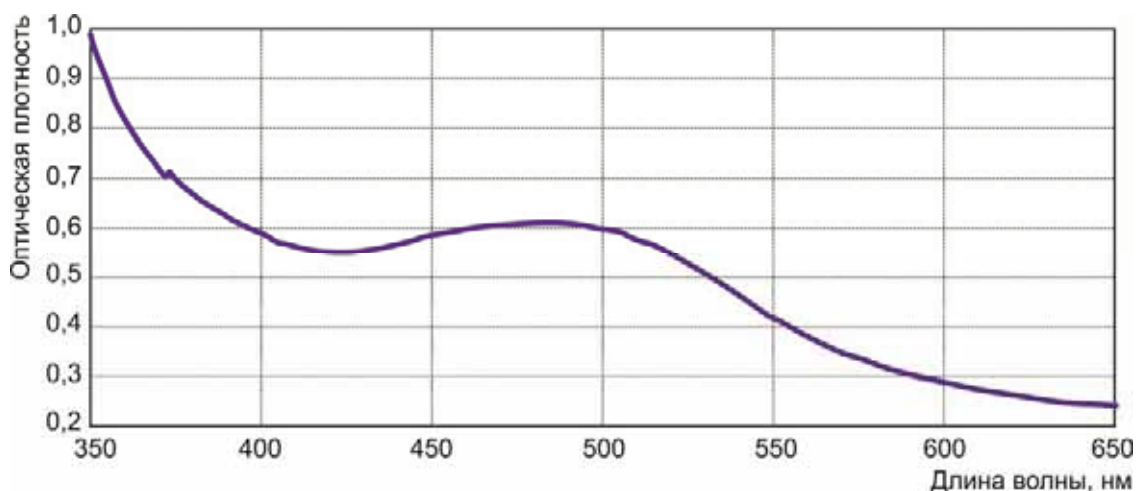
Далее представлены результаты экспериментов по анодному растворению сплавов технеция и рутения. В таблице приведены значения стационарных потенциалов электрода технеция и рутения при анодном растворении сплавов технеция и рутения в гальваностатическом режиме (стационарное состояние достигается в течение нескольких минут с момента начала электролиза), а также значения потенциалов перепассивации сплавов технеция и рутения [7] в растворах азотной кислоты. Сравнение значений потенциалов электрода и потенциалов перепассивации технеция и рутения свидетельствует о том, что анодное растворение сплава при используемых значениях плотности внешнего тока происходит в основном в области транспассивации.

### Значения потенциалов при электролизе сплавов технеция и рутения

| Состав сплава | Концентрация азотной кислоты, моль/л | Потенциал перепассивации, В | Плотность тока, А/см <sup>2</sup> |                      |                      |                      |                      |
|---------------|--------------------------------------|-----------------------------|-----------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
|               |                                      |                             | $8,60 \cdot 10^{-4}$              | $8,60 \cdot 10^{-3}$ | $8,60 \cdot 10^{-2}$ | $1,64 \cdot 10^{-1}$ | $2,55 \cdot 10^{-1}$ |
| Тс-19%Ru      | 1,0                                  | 0,93                        | –                                 | –                    | 1,08                 | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | 0,98                        | –                                 | –                    | 1,04                 | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | 0,99                        | –                                 | –                    | 1,04                 | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | 1,00                        | –                                 | –                    | 1,06                 | –                    | –                    |
| Тс-45%Ru      | 1,0                                  | 1,08                        | –                                 | –                    | 1,18                 | 1,28                 | –                    |
|               | 2,0                                  | 1,10                        | –                                 | –                    | 1,17                 | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | 1,12                        | –                                 | –                    | 1,17                 | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | 1,15                        | –                                 | –                    | 1,23                 | 1,23                 | 1,30                 |
| Тс-70%Ru      | 1,0                                  | 1,13                        | 1,13                              | 1,15                 | 1,24                 | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | 1,16                        | 1,12                              | 1,15                 | 1,22                 | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | 1,19                        | 1,14                              | –                    | 1,22                 | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | 1,21                        | –                                 | –                    | 1,24                 | 1,30                 | 1,31                 |

При анодном растворении сплавов технеция и рутения металлический рутений окисляется до рутения (IV): в электронных спектрах поглощения растворов, полученных в процессе электролиза, наблюдаются характерные полосы поглощения рутения (IV) (длина волны равна 490 нм). Возможность окисления в исследуемых условиях металлического технеция до технеция (VII) отмечена в работе [8].





Электронный спектр поглощения раствора, полученного при электролизе сплава Тс–70%Ru в растворе азотной кислоты с концентрацией 1 моль/л

Процесс анодного растворения сплавов Тс–19%Ru и Тс–45%Ru характеризуется линейным ростом концентрации растворённых форм технеция в зависимости от времени. Измерения текущей концентрации рутения (IV) в растворе в этом случае не проводились, так как одновременно с накоплением растворимых форм рутения (IV) на поверхности электрода наблюдалось образование малорастворимого гидратированного оксида рутения (IV). Отметим, что растворимость последнего соединения в азотной кислоте увеличивалась с ростом её концентрации в электролите. После каждого эксперимента по растворению сплавов Тс–19%Ru или Тс–45%Ru определяли общую концентрацию рутения в растворе. Результаты измерений показали, что содержание компонентов в растворе соответствует их содержанию в сплаве, то есть анодное окисление сплавов Тс–19%Ru и Тс–45%Ru протекает равномерно.

Исследования кинетики электрохимического растворения сплава Тс–70%Ru в растворе азотной кислоты с концентрацией 1,0–6,0 моль/л показали, что растворение сплава протекает конгруэнтно и накопление технеция (VII) и рутения (IV) в растворе линейно зависит от времени. В отличие от предыдущего случая, практически весь рутений (IV) переходит в раствор, что дает возможность проведения измерений текущей концентрации рутения (IV). Таким образом, сплавы технеция и рутения в стационарных условиях окисляются равномерно, иначе говоря, имеет место строгое соответствие между отношением парциальной скорости растворения составляющих сплав компонентов и соотношением содержания их в сплаве.

В таблице представлены значения скорости электрохимического растворения сплавов технеция и рутения. Установлено, что значения парциальной скорости электрохимического растворения технеция и рутения (для сплава Тс–70%Ru) линейно увеличивались с ростом концентрации азотной кислоты. Значения парциальной скорости электрохимического растворения технеция (для сплавов Тс–19%Ru и Тс–45%Ru) не зависят от концентрации азотной кислоты.

Как видно из данных таблицы, сплавы технеция и рутения в зависимости от содержания компонентов демонстрируют различное поведение при растворении: в сплавах с преобладанием содержания технеция скорость растворения не зависит от концентрации азотной кислоты, а в сплаве с преобладанием рутения скорость увеличивается с ростом концентрации азотной кислоты.

**Значения парциальной скорости растворения технеция и рутения  
для их сплавов, мг/(см<sup>2</sup> · ч)**

| Состав сплава | Концентрация азотной кислоты, моль/л | Плотность тока, А/см <sup>2</sup> |                      |                      |                      |                      |
|---------------|--------------------------------------|-----------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
|               |                                      | $8,60 \cdot 10^{-4}$              | $8,60 \cdot 10^{-3}$ | $8,60 \cdot 10^{-2}$ | $1,64 \cdot 10^{-1}$ | $2,55 \cdot 10^{-1}$ |
| Тс–70%Ru      | Технеций                             |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | $1,5 \cdot 10^{-2}$               | 0,4                  | 3,4                  | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | $1,4 \cdot 10^{-2}$               | 0,3                  | 4,7                  | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | $1,5 \cdot 10^{-2}$               | –                    | 5,1                  | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 7,0                  | 14,8                 | 28,9                 |
|               | Рутений                              |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 5,9                  | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 7,4                  | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 9,3                  | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 12,9                 | 26,4                 | 52,5                 |
| Тс–45%Ru      | Технеций                             |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 21,2                 | 43,2                 | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 22,9                 | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 20,6                 | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 22,5                 | 41,0                 | 56,4                 |
| Тс–19%Ru      | Технеций                             |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 37,3                 | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 34,6                 | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 37,8                 | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 36,7                 | –                    | –                    |

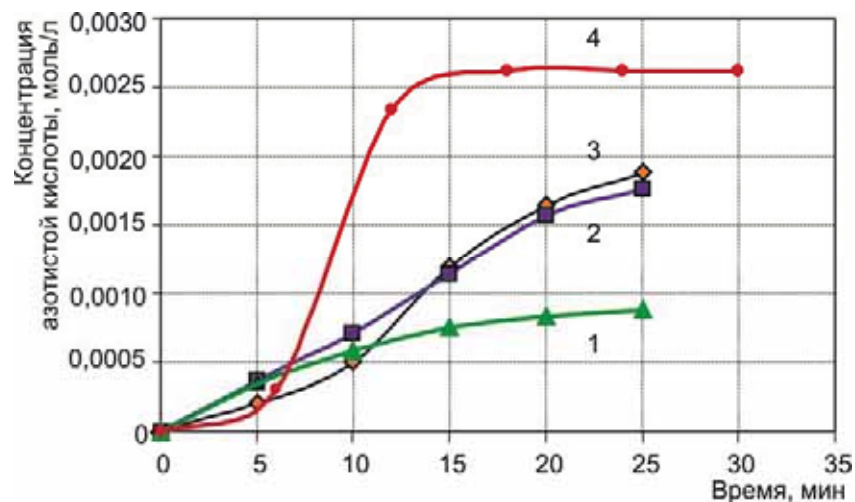
В таблице далее представлены в процентах значения выхода по току технеция (VII) и рутения (IV) в растворах азотной кислоты с концентрацией 1,0–6,0 моль/л в зависимости от значений плотности внешнего тока. Одновременно с анодным растворением технеция и рутения на поверхности электродов сплавов технеция и рутения наблюдалось окисление воды с образованием кислорода, причём скорость этого процесса увеличивалась с ростом содержания рутения в сплаве. Протекание данного процесса приводит к уменьшению значений выхода по току технеция (VII) и рутения (IV) при увеличении содержания рутения в сплаве.

## Выход по току технеция (VII) и рутения (IV), %

| Состав сплава | Концентрация азотной кислоты, моль/л | Плотность тока, А/см <sup>2</sup> |                      |                      |                      |                      |
|---------------|--------------------------------------|-----------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
|               |                                      | $8,60 \cdot 10^{-4}$              | $8,60 \cdot 10^{-3}$ | $8,60 \cdot 10^{-2}$ | $1,64 \cdot 10^{-1}$ | $2,55 \cdot 10^{-1}$ |
| Tc-70%Ru      | Технеций                             |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | 11                                | 28                   | 25                   | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | 10                                | 24                   | 35                   | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | 11                                | –                    | 38                   | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 53                   | 56                   | 71,7                 |
|               | Рутений                              |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 11                   | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 13                   | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 17                   | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 23                   | 24                   | 31,6                 |
| Tc-45%Ru      | Технеций                             |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 87                   | 91                   | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 94                   | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 84                   | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 92                   | 86                   | 76,2                 |
|               | Рутений                              |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 40                   | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 46                   | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 40                   | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 49                   | 43                   | 51,8                 |
| Tc-19%Ru      | Технеций                             |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 103                  | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 105                  | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 105                  | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 102                  | –                    | –                    |
|               | Рутений                              |                                   |                      |                      |                      |                      |
|               | 1,0                                  | –                                 | –                    | 52                   | –                    | –                    |
|               | 2,0                                  | –                                 | –                    | 50                   | –                    | –                    |
|               | 4,0                                  | –                                 | –                    | 54                   | –                    | –                    |
|               | 6,0                                  | –                                 | –                    | 53                   | –                    | –                    |

Кинетические кривые накопления азотистой кислоты в процессе электролиза представлены на рисунке. Необходимо отметить, что потенциал электрода в процессе электролиза (1,04–1,24 В) недостаточен для накопления азотистой кислоты в растворе

за счёт электрохимического восстановления ионов  $\text{NO}_3^-$ , то есть в этих условиях ионы  $\text{NO}_3^-$  уже не выступают в качестве деполяризатора. Можно предположить, что причиной образования азотистой кислоты является химическое окисление технеция азотной кислотой (металлический рутений не растворяется в азотной кислоте [9]), протекающее параллельно с процессом электрохимического окисления технеция. В пользу этого предположения говорит тот факт, что с увеличением содержания технеция в сплаве растёт содержание азотистой кислоты в растворе.



Концентрация азотистой кислоты  
в растворе азотной кислоты с концентрацией 6 моль/л в сплавах:  
Тс-70%Ru (1), Тс-45%Ru (2), Тс-19%Ru (3) – и технеция (4)

Проведённое исследование процесса анодного растворения сплавов технеция и рутения в растворах азотной кислоты с концентрацией 1–6 моль/л показало, что гальваностатический электролиз в области значений плотности тока, соответствующих области потенциалов перепассивации, позволяет окислять металлический рутений до рутения (IV), а металлический технеций – до технеция (VII). Установлено, что значения скорости электрохимического растворения сплава Тс-70%Ru линейно увеличивались с ростом концентрации азотной кислоты. Значения скорости электрохимического растворения технеция, определённые для сплавов с меньшим содержанием рутения, не зависели от концентрации азотной кислоты в электролите. Для всех исследованных сплавов технеция и рутения скорость анодного растворения определяется значением плотности анодного тока. Установлено, что одновременно с анодным растворением технеция и рутения на поверхности сплавов технеция и рутения наблюдалось окисление воды с образованием кислорода. Протекание этого процесса приводит к уменьшению значений выхода по току для процессов растворения технеция и рутения.

#### Список литературы

1. Козарь А.А. Радиохимические и ядерно-физические параметры технологии рециклирования трансмутационных мишеней: автореферат диссертации на соискание учёной степени доктора технических наук. – М.: ИФХЭ РАН, 2007. – 251 с.
2. Козарь А.А., Перетрухин В.Ф., Карелин Е.А. и др. Исследование трансмутации металлического  $^{99}\text{Tc}$  в рутений при облучении в высокопоточном реакторе СМ // Радиохимия, 2002. Т. 44, N 3. С. 262–264.

3. Тарасов В. А., Романов Е. Г., Топоров Ю. Г. и др. Трансмутация  $^{99}\text{Tc}$  и получение искусственного стабильного рутения. I. Трансмутация металлического  $^{99}\text{Tc}$  в высокопоточном реакторе СМ // Радиохимия, 2007. Т. 49, № 3. С. 255–257.
4. Томилин С.В., Радченко В.М., Ротманов К.В. и др. Трансмутация  $^{99}\text{Tc}$  и получение искусственного стабильного рутения. II. Исследование сплавов Тс–Ru, полученных при облучении металлического технеция // Радиохимия, 2007. Т. 49, № 6. С. 546–550.
5. Волынец В.Ф., Волынец М.П. Аналитическая химия азота. – М.: Наука, 1977. – 307 с.
6. Рысев А.П., Алексеева И.И., Якшинский А.И. и др. Фотометрический метод определения рутения // Журнал аналитической химии, 1977. Т. 32, № 2. С. 389–391.
7. Ротманов К.В., Масленников А.Г., Кравченко Н.Г. и др. Электрохимическое исследование коррозии и растворения сплавов Тс–Ru в растворах  $\text{HNO}_3$ . – Тезисы докладов VII Российской конференции по радиохимии «Радиохимия–2012», Димитровград, 15–19 октября 2012 г. – Димитровград: ООО «ВДВ „ПАК”», 2012. С. 277.
8. Масленников А.Г., Ротманов К.В., Кравченко Н.Г. и др. Электрохимическое исследование коррозии и растворения металлического Тс в 0,5–6,0 моль/л  $\text{HNO}_3$  // Радиохимия, 2013. Т. 55, № 1. С. 45–49.
9. Звягинцев О.Е. Химия рутения. – М.: Наука, 1965. – 302 с.

*К.В. Ротманов, Л.В. Захарова*

## МОДЕРНИЗАЦИЯ РЕАКТОРНОГО ПРОЦЕССА ПРОИЗВОДСТВА ИОДА-131

Работы по модернизации производства изотопа иода-131 ведутся в рамках проекта Министерства образования и науки Российской Федерации «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в ОАО „ГНЦ НИИАР” для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий».

В настоящее время ОАО «ГНЦ НИИАР» может поставлять 740–925 ГБк (20–25 Ки) препарата иода-131 в неделю. Эта производительность обеспечивала потребности российских медицинских учреждений в 2000–2010 годах, однако в настоящее время этого недостаточно, так как в связи с развитием программ ядерной медицины в России и возрастающим потреблением данного изотопа за рубежом спрос на иод-131 увеличивается.

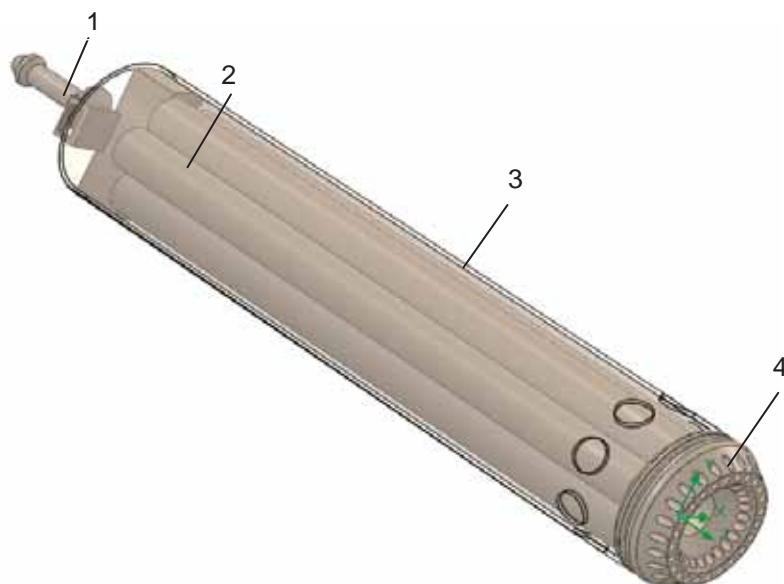
Для увеличения объёма производства необходимо решить несколько задач:

- ◆ создать современный производственный участок изготовления сердечников мишеней;
- ◆ разработать и реализовать технологии таблетирования оксида теллура;
- ◆ разработать новое облучательное устройство и мишени, предназначенные для облучения оксида теллура в реакторах СМ, РБТ-6 и РБТ-10;
- ◆ смонтировать дополнительные стенды для обеспечения циркуляции теплоносителя в ампульных каналах реактора СМ.

В 2013 году проведены работы по обоснованию безопасности использования нового, с повышенным объёмом стартового материала, унифицированного облучательного устройства для наработки иода-131 в реакторах СМ, РБТ-6, РБТ-10. Облучательные устройства планируется загружать в ячейки активных зон реакторов РБТ-6 и РБТ-10 и в третий ряд ячеек отражателя реактора СМ.

Исследованы методы и приёмы изготовления таблеток из оксида теллура для сборки сердечников мишеней, а также вопросы оптимизации технологических параметров с целью увеличения плотности спечённых таблеток [1].

Конструкция нового унифицированного облучательного устройства представляет собой тонкостенную цилиндрическую оболочку с перфорированным днищем.



Конструкция облучательного устройства: 1 – захват; 2 – мишень; 3 – цилиндрическая оболочка; 4 – перфорированное днище

В верхней части облучательного устройства находится захват и замковое устройство, предохраняющее мишени от выпадения из корпуса облучательного устройства при транспортных операциях. Загрузка и выгрузка мишеней в облучательное устройство производится через открытый проём замкового устройства в горячей камере. Конструкция нижней части облучательного устройства предусматривает позиционирование относительно центральной плоскости активной зоны как в облучательных каналах реактора РБТ, так и в каналах отражателя реактора СМ. Загруженное устройство содержит семь мишеней длиной 235 мм, наружным диаметром 16 мм, с толщиной алюминиевой оболочки 1 мм. Таблетки оксида теллура свободно вставляются в цилиндрическую оболочку мишеней с зазором на диаметр 0,5 мм, торцевые детали герметично соединяются с цилиндрической оболочкой при помощи сварки, после чего проводится контроль герметичности. В качестве газовой среды в мишенях может использоваться гелий, аргон, воздух или их смесь.

При использовании данной конструкции облучательного устройства (по сравнению с разработанной до этого) без увеличения используемого реакторного ресурса выход полезного продукта практически удваивается, так как увеличивается масса загружаемого материала.

При использовании облучательного устройства температура сердечника из оксида теллура не должна превышать 600°C [2]. Теплогидравлический расчёт мишени и облучательного устройства проводился с использованием программного пакета SolidWorks с гидрогазодинамическим модулем Flow Simulation [3]. Расчёт показал, что для реакторов РБТ температура на поверхности мишеней не достигает температуры насыщения. В расчёте предполагалось, что мощность облучательного устройства составляет 3000 Вт, а перепад давления на облучательное устройство – 5000 Па.

При облучении в реакторе СМ образуется следующий контур циркуляции: теплоноситель опускается вдоль относительно холодных стенок канала, а поднимается в центре канала и между мишенями. Столб горячего теплоносителя поднимается на высоту канала (примерно до полутора метров) и на этой высоте отдаёт тепло через стенку канала омываемому теплоносителю первого контура с температурой 60 °С. Температура омываемого мишени теплоносителя составляет около 90–110 °С. На теплоотдающей поверхности мишеней будет наблюдаться пристеночное кипение теплоносителя, как это имело место и при использовании облучательного устройства предыдущей конструкции, при суммарной мощности мишеней 1500 Вт. Максимальная расчётная температура в центре мишени составляет 450 °С.

Таким образом, теплогидравлические расчёты показали, что разогрев стартового материала при облучении в реакторах СМ и РБТ не превышает допустимых пределов.

Использование нового устройства позволяет:

- ◆ перейти к многократному использованию облучательного устройства, тем самым уменьшая объём высокоактивных радиоактивных отходов;
- ◆ исключить из технологического цикла промежуточные действия по извлечению мишеней в радиационно-защитной камере;
- ◆ применять облучательное устройство одинаковой конструкции в разных облучательных каналах различных реакторов: СМ, РБТ-6 и РБТ-10;
- ◆ отказаться от изменений в конструкции облучательных каналов и внутренней полости транспортного контейнера;
- ◆ упростить транспортную технологию (процессы выгрузки, загрузки мишеней в облучательное устройство);
- ◆ повысить загрузку стартового материала (оксида теллура) для наработки йода-131.

#### *Список литературы*

1. Казаков Л.Л., Козлов Д.В., Бунаков Н.А., Вострецов Д.Я. Технологические особенности изготовления таблеток из оксида теллура для сердечников мишеней, используемых при производстве йода-131 // Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2013. Т. 15, № 4(5). С. 1106–1112.
2. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: справочник. – М.: Атомиздат, 1968. – 481 с.
3. Алямовский А.А. SolidWorks/COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. – М.: ДМК, 2004. – 427 с.

*Л.Л. Казаков, А.В. Куприянов, А.П. Малков,  
В.В. Пименов, Е.Г. Романов, С.В. Романовский,  
В.А. Тарасов, В.А. Узиков*

## ОТРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ С УГЛЕРОДНЫМ ЗАЩИТНЫМ ПОКРЫТИЕМ И ИХ РЕСУРСНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ НЕЙТРОНАМИ

Одной из важных проблем, возникающих при создании лазеров с ядерной накачкой и реакторов-лазеров, является разработка стойких к различным факторам воздействия урановых слоев. В реакторах-лазерах такие слои выполняют двойную функцию:

- 1) являются реакторным топливом;
- 2) поставляют осколки деления для возбуждения лазерной среды, то есть служат источником энергии накачки лазерно-активной среды.

При конструировании реакторно-лазерных устройств исследователи отдают предпочтение системам с плёночным топливом в энерговыделяющих элементах.

Энерговыделяющий элемент, производство которого отработано в НИИАРе, представляет собой слой металлического урана-235 (90 % обогащения), нанесённый на подложку из алюминия (из бериллия и циркония). Оптимальная толщина этого слоя составляет 4–5 мг/см<sup>2</sup> и является важным параметром, определяющим предельный по мощности режим работы энерговыделяющего элемента, его эффективность и ресурс.

Основными механизмами деградации энерговыделяющих элементов в настоящее время считаются:

- ◆ нарушение адгезии уранового слоя к подложке;
- ◆ радиационно-стимулированная диффузия атомов урана в подложку;
- ◆ распыление уранового слоя собственными осколками деления (эжекция).

Локальные нарушения сцепления слоя и подложки ведут к мгновенному испарению участков слоя из-за нарушения теплоотвода, а также к механическому разрушению слоя.

Результаты прямых экспериментальных исследований ресурса энерговыделяющих элементов со слоем из металлического урана на алюминиевой подложке показали, что адгезия слоя не ухудшается ни при хранении в нормальных условиях в течение 10 лет, ни после 150 циклов нагрева при температуре от 20 до 300 °С с длительностью цикла примерно 5 мин.

Результаты исследований по радиационно-стимулированной диффузии слоя в подложку показали, что этот механизм начинает проявляться с флюенса примерно  $2 \cdot 10^{18}$  см<sup>-2</sup> (~ 0,1 % выгорания слоя). При этом слой металлического урана-235 «проваливается» в подложку на глубину примерно 0,5 мкм, что приводит к уменьшению его эффективности примерно на 7 % [1, 2, 3].

Интегральный коэффициент эжекции (среднее количество атомов урана, распыляемых одним осколком деления), по современным данным, может достигать примерно  $10^3$  ат./оск. дел. [1]. Результаты расчётов показывают, что плёнка урана-235, имеющая толщину 1 мкм, может быть наполовину распылена под действием сравнительно небольшого (~  $10^{18}$  см<sup>-2</sup>) флюенса тепловых нейтронов.

Таким образом, эжекция является основной причиной деградации энерговыделяющих элементов лазеров с ядерной накачкой. Ресурс энерговыделяющих элементов в этом случае определяется уносом массы урана с поверхности энерговыделяющих элементов.

Высокая интенсивность распыления при эжекции объясняется значительной эффективностью неупругой передачи энергии от тяжёлых многозарядных ионов (такowymi являются осколки деления) атомам металлов (проводящих материалов). Ранее считалось, что доля энергии, передаваемая тяжёлыми многозарядными ионами атомам металла через электронную подсистему (неупругая передача энергии), чрезвычайно мала.



Поэтому распыление металлов под действием тяжёлых многозарядных ионов (осколков деления) вызывается исключительно упругим характером их взаимодействия с атомами металла (интенсивность упругого распыления составляет примерно 1 ат./оск. дел.) [4, 5].

Однако в дальнейшем в результате многолетнего изучения неупругого распыления металлов под действием тяжёлых многозарядных ионов (осколков деления) было установлено, что эффективность неупругой передачи энергии атомам может на порядки возрасти внутри микрозерна, имеющего размеры от 1 до 10 нм. Таким образом, если значительная часть поверхности урана имеет мелкодисперсную структуру с размером зёрен от 1 до 10 нм, то интенсивность эжекции будет определяться неупругим распылением и может быть аномально высокой, что и наблюдается в экспериментах с тонкими урановыми слоями [6, 7, 8].

Подобное понимание указывает на метод борьбы с эжекцией в уране – разработка и применение технологии получения тонких урановых слоёв, исключая образование на поверхности микрозёрен при изготовлении слоёв. Однако, как показывают исследования, микрозёрна могут образовываться на поверхности и с течением времени. Таким образом, задача разработки технологии изготовления эффективных тонких урановых слоёв значительно усложняется требованием стабильности структуры слоя во время эксплуатации.

Существует другой способ борьбы с эжекцией – применение тонких защитных плёнок, наносимых на поверхность уранового слоя [6, 9]. Начальные импульсы атомов урана при неупругом распылении невелики, и защитная плёнка полностью исключает распыление находящихся под ней атомов.

Защитная плёнка должна удовлетворять нескольким важным требованиям:

- ◆ адгезия материала плёнки к урану должна быть достаточно высокой и долговременно стабильной;
- ◆ плёнка должна быть механически прочной и лишена сквозных пор при минимальной толщине;
- ◆ плёнка не должна неупруго распыляться осколками деления.

В настоящее время для подавления распыления урана с поверхности энерговыделяющего элемента (по технологии ОАО «ГНЦ НИИАР») применяется защитная плёнка из алюминия толщиной примерно 0,5 мкм, наносимая методом магнетронного напыления на поверхность урана [1]. Однако, обладая хорошей адгезией к урану и радиационной стойкостью к нейтронным полям, алюминиевая плёнка имеет значительную толщину, и это обстоятельство снижает эффективность использования энергии осколков деления.

На основании анализа литературных данных, а также результатов последующих предварительных исследований, проведённых в ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», был сделан вывод, что возможным кандидатом на роль эффективного защитного покрытия энерговыделяющих элементов лазеров с ядерной накачкой могут стать углеродные плёнки, поскольку:

- ◆ имеют сплошную структуру при малой толщине (от 1 нм), а защитное углеродное покрытие толщиной примерно 100 нм снижает эффективность энерговыделяющего элемента примерно на 3 %;
- ◆ преимущественно аморфная структура и слабо выраженные неровности поверхности с характерной высотой от 5 до 10 нм и диаметром основания больше 100 нм позволили предположить отсутствие в них интенсивного неупругого распыления;
- ◆ плёнки обладают механической прочностью и долговременной стабильностью характеристик.

Однако для окончательного выяснения применимости углеродных плёнок в качестве защитных покрытий от эжекции необходимо решение следующей задачи: экспериментальное исследование адгезии углеродной плёнки к урановому слою при изготовлении, хранении и облучении потоками нейтронов и осколками деления.

В настоящее время энерговыделяющие элементы с металлическим слоем урана широко применяют в лазерно-физических исследованиях, проводимых в ФГУП

«РФЯЦ – ВНИИЭФ» на комплексах ЛМ4–БИГР, ЛМ8–БИГР. Предполагается применение данных энерговыделяющих элементов в ядерно-физическом комплексе (физическая модель реактора-лазера), который включает в себя импульсный реактор ИКАР-500 и лазерный модуль ЛМ16 [10].

Цель настоящей работы – выбор и обоснование метода нанесения защитного углеродного покрытия на урановые слои, изготовление опытных образцов, экспериментальное обоснование ресурса энерговыделяющих элементов с углеродным покрытием, а также сравнительный анализ характеристик образцов энерговыделяющих элементов с различным защитным покрытием (алюминиевым и углеродным).

До настоящего времени наиболее распространённым в промышленности способом получения графитовых покрытий остаётся электродуговой. В его основе лежит процесс электродугового распыления графитового анода в атмосфере гелия. Используют лазерное напыление, а также метод, основанный на распаде углеродосодержащих газов над поверхностью металлического катализатора. Для этих методов требуется поддержание высокой температуры в процессе нанесения покрытий и специальной атмосферы, что недопустимо в случае формирования углеродных покрытий на поверхности металлического слоя урана в связи с его высокой химической активностью.

Между тем в настоящее время для получения разнообразных покрытий развиты и широко используются вакуумные установки с различными ионными распылительными системами: диодными на постоянном токе, высокочастотными диодными, триодными, магнетронными (постоянного тока и высокочастотными), с автономными ионными источниками и т.д.

Если возможно получение плёнок какого-либо материала с помощью нескольких процессов, то следует сравнить их энергетическую эффективность. Энергетическая эффективность ( $\alpha_p$ ) процесса ионного распыления определяется массой ( $m_p$ ) вещества, распыляемой в единицу времени с единицы площади, отнесённой к плотности мощности ( $W_p$ ), затрачиваемой на реализацию процесса распыления:

$$\alpha_p = m_p / W_p \text{ (кг/Дж)}.$$

По оценкам работы [11] в настоящее время наибольшей эффективностью из всех распылительных систем обладают магнетронные системы постоянного тока. В данных системах максимальная энергетическая эффективность процесса ионного распыления сочетается с высоким коэффициентом преобразования подводимой к системе мощности и наблюдается при значениях энергии бомбардирующих ионов в диапазоне  $(4,8-8)10^{-7}$  Дж (300–500 эВ).

Отработку и оптимизацию режимов нанесения углеродных плёнок осуществляли в вакуумной камере с помощью специально изготовленного планарного магнетрона, работающего на разряде постоянного тока.

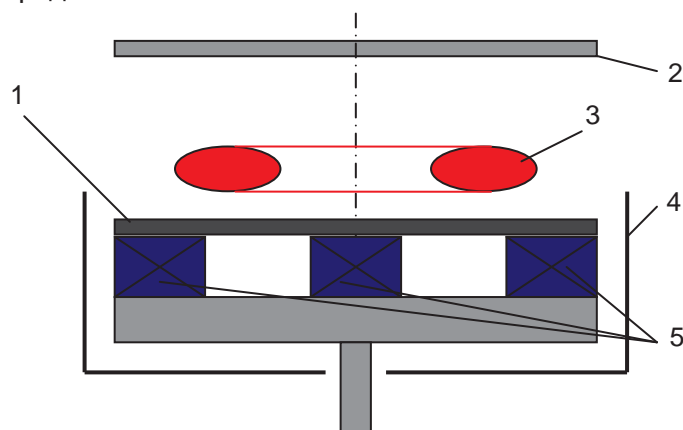


Схема магнетрона для нанесения покрытий: 1 – катод (диск из графита диаметром 110 мм); 2 – подложка; 3 – плазма; 4 – анод; 5 – магнитная система

Мишень магнетрона – диск из графита (диаметр 110 мм) марки МПГ-7 (ТУ 1915-109-51-080-2004, плотность 1,7–1,8 г/см<sup>3</sup>). Ионный пучок – ионизированный поток аргона. Индукция магнитного поля на поверхности мишени составляла примерно 0,05 Т.

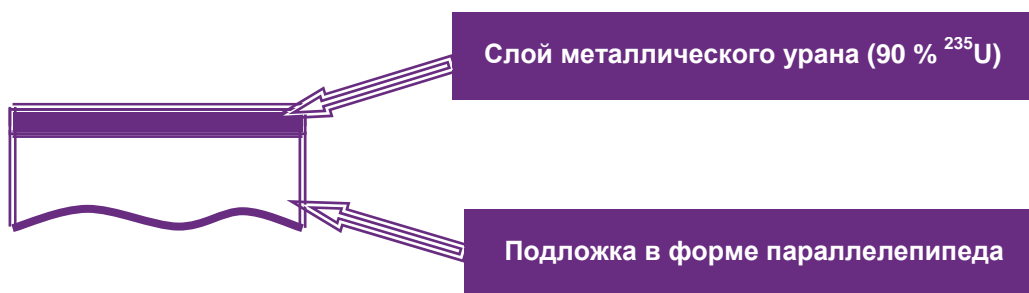
Оптимальными (с точки зрения достижения максимальной скорости осаждения плёнки) условиями ведения процесса с использованием данного магнетрона являются следующие:

Давление аргона..... (3–5)10<sup>-1</sup> Па  
 Напряжение разряда.....450–700 В  
 Плотность пучка ионов.....30–40 мА/см<sup>2</sup>

При указанных условиях были получены механически прочные полупрозрачные аморфные углеродные плёнки на стеклянных подложках. Максимальная скорость напыления составила 0,73·10<sup>-2</sup> мг/(см<sup>2</sup>·мин) при расстоянии между поверхностями мишени и подложки примерно 80–90 мм.

Образцы для реакторных испытаний изготавливали в два этапа:

1. Нанесение на готовые подложки уранового слоя.
2. Нанесение защитных покрытий из углерода и алюминия.



Экспериментальный образец

Основные характеристики экспериментальных образцов, предназначенных для реакторных испытаний:

Слой металлического урана ..... 90 % <sup>235</sup>U  
 Массовая поверхностная плотность урана .....Примерно 5 мг/см<sup>2</sup>  
 Плотность урана ..... 18,6 г/см<sup>3</sup>  
 Размеры подложки в форме параллелепипеда, мм:  
     толщина: .....2  
     ширина.....5  
     длина..... 10  
 Материал подложки.....Алюминий, сплав АД-1 (Al ≥ 99,5 %)

Наносили урановое покрытие на рабочую поверхность образцов на специально разработанной установке «Сатурн-2М» по технологии, используемой для получения металлических урановых покрытий на поверхности полномасштабных энерговыделяющих элементов и защитных покрытий из алюминия.

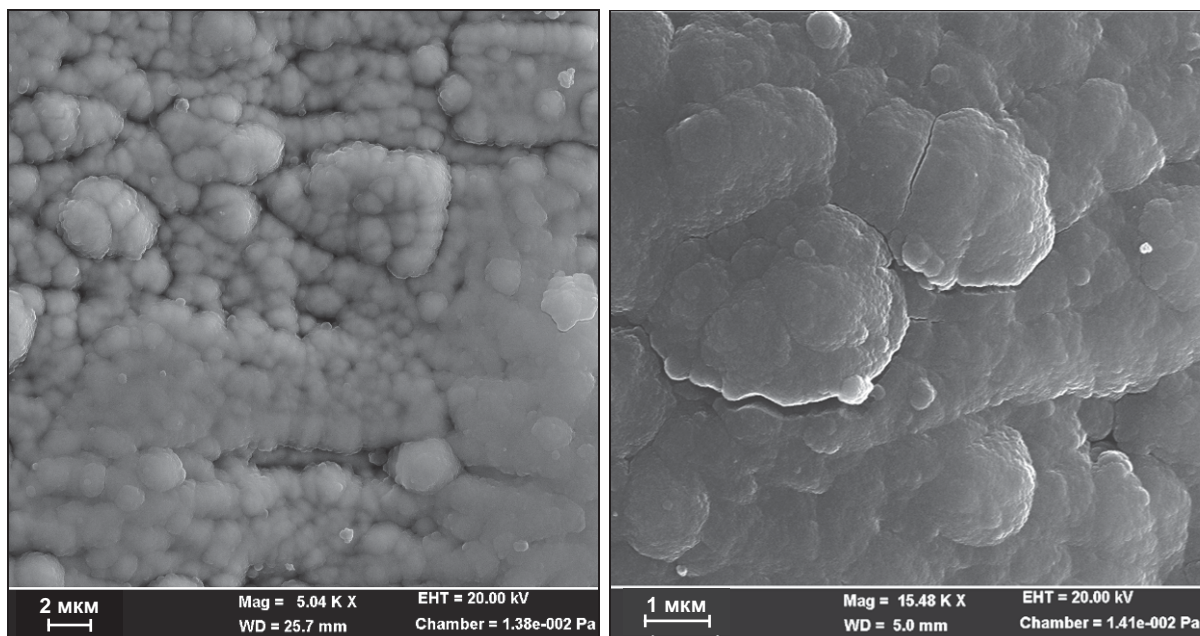
В установке реализована технология получения покрытий методом ионного распыления с применением магнетронных систем. Применение магнетронной системы ионного распыления позволяет преодолеть основную трудность при полу-

чении урановых покрытий – низкую упругость паров, – и обеспечивает достаточно высокую скорость образования конденсата. Максимальная скорость напыления урана для данной установки составляет примерно  $0,5 \text{ мг}/(\text{см}^2 \cdot \text{мин}^{-1})$  и ограничивается мощностью источника питания и условиями охлаждения уранового катода. В качестве катода использован диск урана диаметром 180 мм, ранее применённый для изготовления партий полномасштабных энерговыделяющих элементов для экспериментальных комплексов ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ»: ЛМ4–БИГР, ЛМ8–БИГР, ЛМ16.

Были изготовлены две партии образцов с урановым покрытием. После нанесения уранового слоя на поверхность подложек производили смену уранового катода на алюминиевый и наносили алюминиевую защитную плёнку на первую партию образцов методом магнетронного ионного распыления. Расчётная толщина алюминиевого покрытия составляла 0,5 мкм.

На поверхность уранового слоя образцов второй партии наносили углеродное покрытие с использованием магнетрона с постоянным магнитом и графитовой мишенью. Расчётная толщина углеродного покрытия (по привесу подложки с учётом плотности углерода  $2,2 \text{ г}/\text{см}^3$ ) составляла примерно 0,35 мкм.

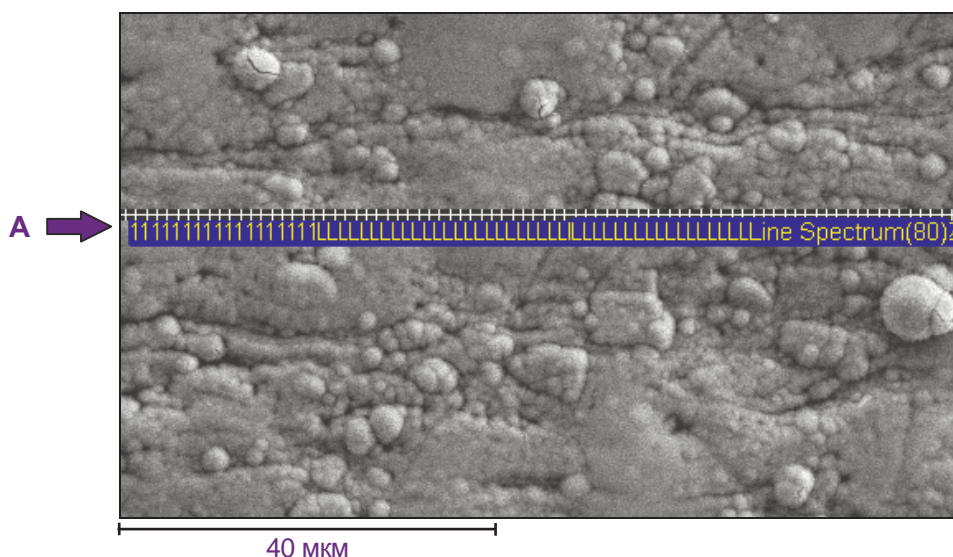
Изображение поверхности углеродной защитной плёнки получено на многоцелевом аналитическом автоэмиссионном растровом электронном микроскопе Zeiss SUPRA 55VP (в комплекте с энергодисперсионным спектрометром Inca Energy-350, волновым спектрометром Inca Wave-500 и системой регистрации и анализа дифракции отражённых электронов HKL EBSD Premium System). Микроскоп обеспечивает получение высококачественных данных рентгеноспектрального микроанализа (диаметр электронного зонда равен 1 мкм) синхронно с получением изображений с высоким разрешением и позволяет строить карту распределения химических элементов по поверхности образца.



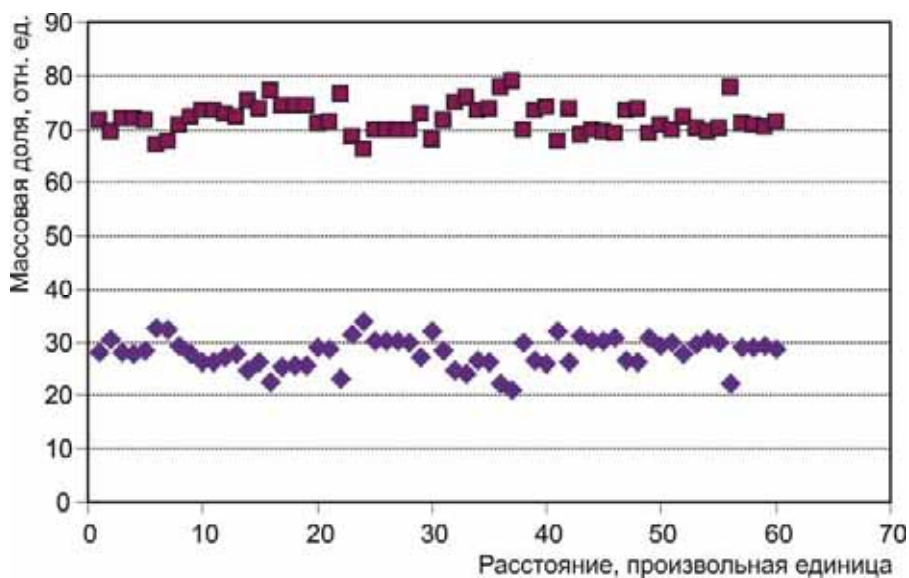
а б  
Изображения (а, б) поверхности углеродной защитной плёнки (на слое урана), полученные на растровом электронном микроскопе при различном увеличении (исходный образец)

Далее приведено распределение элементов на поверхности (урана и углерода) исходного образца. В этом рисунке расстояние между точками анализа – это расстояние

между черточками, перпендикулярными направлению маршрута с учётом масштаба изображения.



а



б

Изображение поверхности образца с углеродным покрытием (а) и результаты сканирования его поверхности по маршруту сканирования А\* (б):

◆ – углерод, ■ – уран

Результаты полученных распределений свидетельствуют о достаточно хорошей однородности по толщине защитной углеродной плёнки.

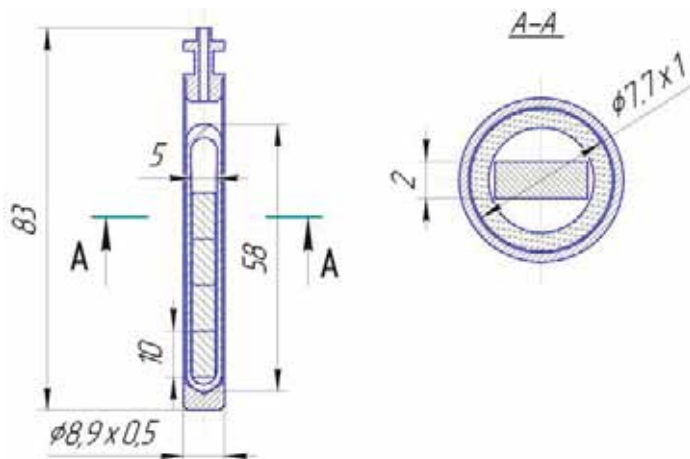
Для облучения были изготовлены три реакторные мишени с экспериментальными образцами.

Четыре образца (два образца с углеродным и два образца с алюминиевым покрытиями) помещают в капсулу из кварцевого стекла по высоте, торцами друг к другу. После загрузки образцов капсулу откачивают и запаивают. В свою очередь, герметичную капсулу

\* В настоящей работе здесь и далее в рисунках А – маршрут сканирования.

с образцами загружают в реакторную мишень, которую заполняют гелием и герметизируют аргонодуговой сваркой.

Три реакторные мишени с образцами одновременно устанавливают на облучение в специальное облучательное устройство, предназначенное для проведения прецизионных облучений образцов до достижения требуемых значений флюенса нейтронов.



Конструкция мишени для облучения образцов



Внешний вид мишеней-ампул с образцами для испытаний

Облучательное устройство снабжено датчиком тепловых нейтронов для контроля флюенса в режиме on-line. Устройство размещают в дальнем от активной зоны канале бериллиевого отражателя реактора СМ. С учётом значительной радиальной неравномерности поля нейтронов в канале предусмотрена возможность вращения устройства с мишенями вокруг центральной оси в процессе облучения.

Предварительно для определения значения плотности потока тепловых нейтронов проведено облучение кобальтовых мониторов. Исходя из значений полученной активности кобальта-60 в облучённых мониторах плотность потока тепловых нейтронов составила примерно  $4,3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ .

Расчётный анализ теплогидравлического режима охлаждения ампулы при облучении в канале проводили с использованием расчётного блока FLOW SIMULATION пакета SolidWorks [12]. Из результатов расчётов следует, что максимальная температура образцов достигается при разреженной воздушной среде в капсуле и составляет около 220 °С. Заполнение капсулы гелием снижает максимальную температуру до 160 °С.

По достижению требуемого флюенса (времени облучения) определённую мишень с образцами извлекают из реактора, остальные продолжают облучать. Расчётное время облучения мишеней-ампул с образцами, ч:

|   |     |
|---|-----|
| № 1 (флюенс $2 \cdot 10^{17} \text{ см}^{-2}$ ) ..... | 1,3 |
| № 2 (флюенс $10^{18} \text{ см}^{-2}$ ) .....         | 6,5 |
| № 3 (флюенс $10^{19} \text{ см}^{-2}$ ) .....         | 55  |

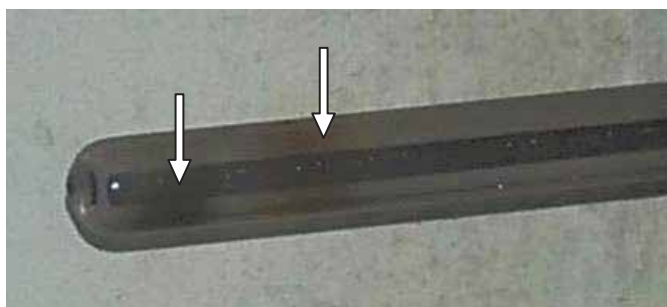
Характеристики и режимы облучения ампул с образцами приведены в таблице.

### Характеристики и режимы облучения ампул с образцами

| Характеристика ампулы  | Номер ампулы  |                     |                     |
|--|---|---------------------|---------------------|
|  | 1   | 2                   | 3                   |
| Материал оболочки ампулы, (габаритные размеры, мм)   | Нержавеющая сталь марки 12Х18Н10Т (Ø 8,9×0,5; L* = 81)          |                     |                     |
| Стартовый материал (габаритные размеры, мм)  | Уран металлический, нанесённый на алюминиевые подложки (2×5×10) |                     |                     |
| Количество образцов в ампуле   | 4   |                     |                     |
| Суммарная масса стартового материала, мг   | 30,0  |                     |                     |
| Место облучения  | Ячейка 19 реактора СМ   |                     |                     |
| Время облучения  | 1 ч 00 мин  | 6 ч 48 мин          | 67 ч 15 мин         |
| Расчётное значение флюенса нейтронов на момент окончания облучения, $n \cdot \text{см}^{-2}$ | $1,1 \cdot 10^{17}$   | $1,0 \cdot 10^{18}$ | $1,1 \cdot 10^{19}$ |

\* Длина ампулы, мм.

После извлечения из реактора мишеней и разделки ампул с образцами был проведён визуальный осмотр кварцевых капсул и образцов через окно защитной камеры. При визуальном осмотре каждой капсулы были отмечены затемнения стенок кварцевой капсулы напротив образцов с углеродной защитной плёнкой (ампулы № 1, 2, 3).

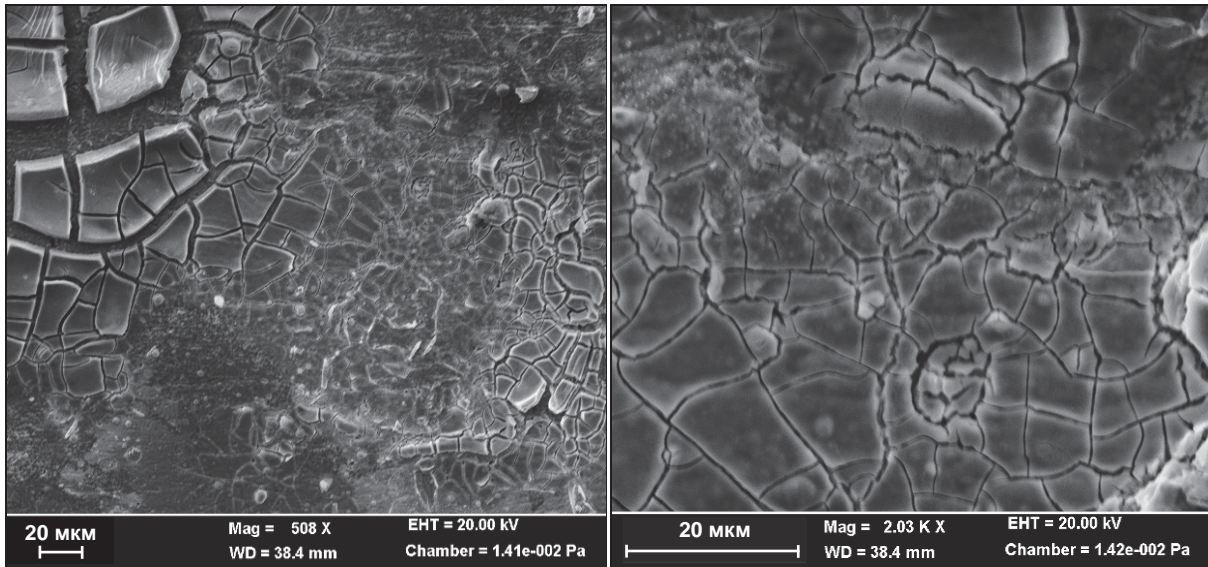


Внешний вид ампулы из кварцевого стекла, в которой облучались образцы

Следовало ожидать, что сам процесс облучения защитной плёнки осколками деления, выходящими из уранового слоя, может привести к заметным изменениям структуры и рельефа поверхности. Причём формирование рельефа поверхности существенно будет зависеть от интенсивности выходящих из уранового слоя осколков деления.

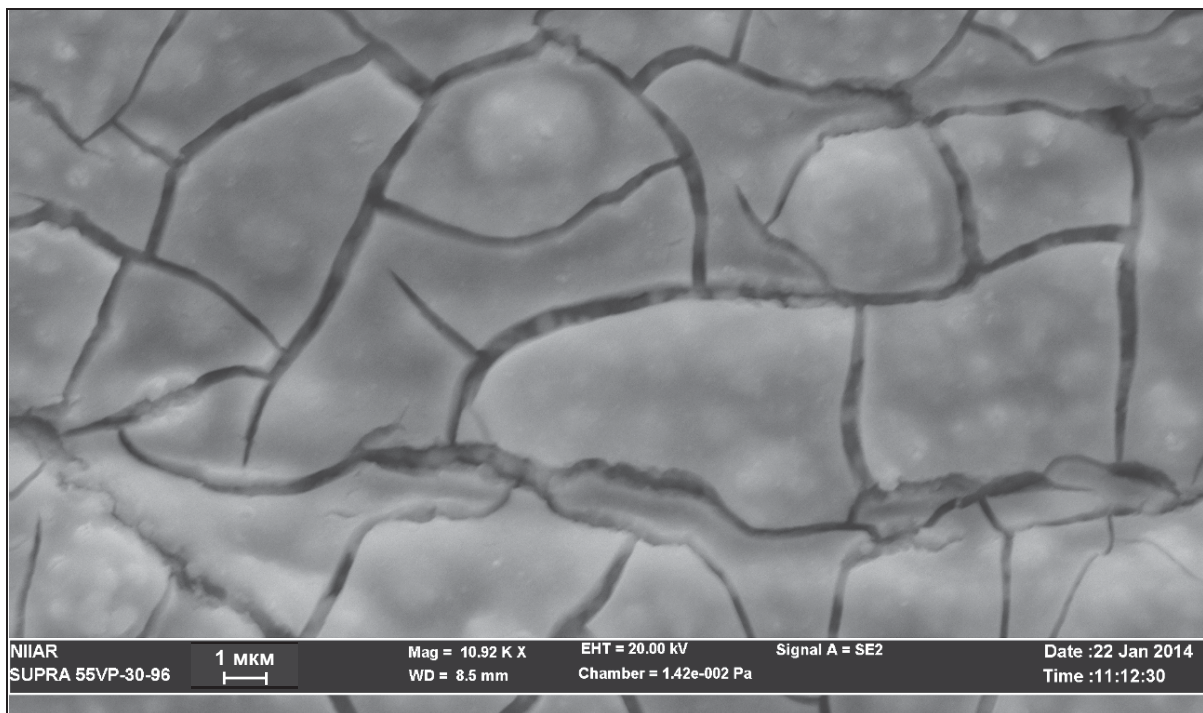
Далее приведены изображения поверхности образца с углеродным защитным покрытием после облучения до флюенса  $10^{17} \text{ см}^{-2}$ . На поверхности образца ярко выражены появление структурных составляющих, связанных нарушением однородности и сплошности защитной плёнки. Хорошо видны участки, где практически остались отдельные островки защитного покрытия с многочисленными трещинами и сколами.

Видно, что большие островки углеродной плёнки с появлением очередных трещин разбиваются на более мелкие.



а

б



в

Изображения (а, б, в) поверхности облучённых образцов с углеродным покрытием

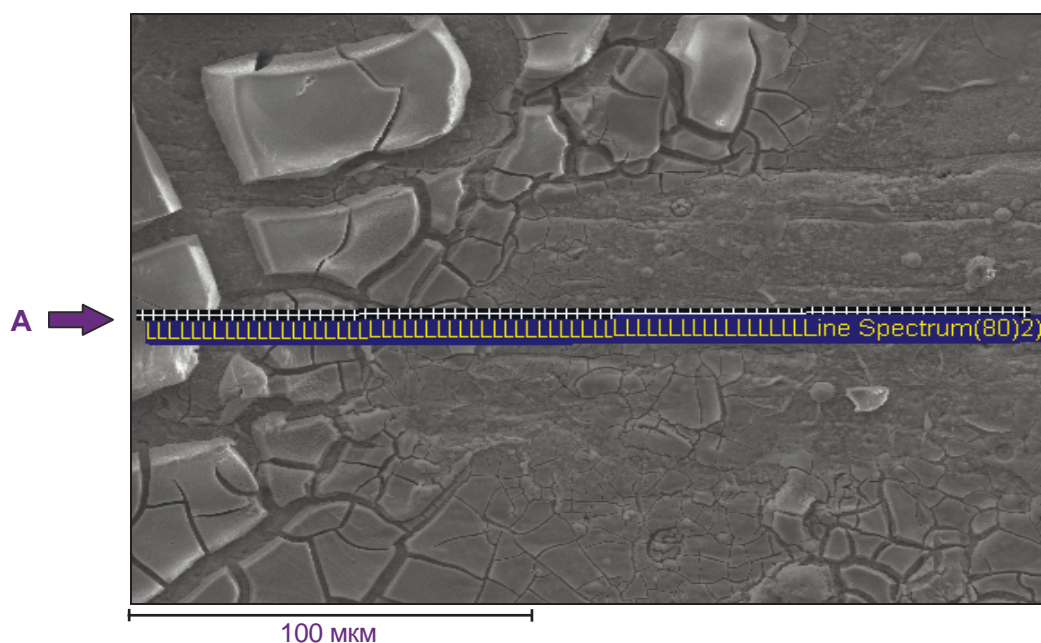
О нарушении однородности поверхностного слоя свидетельствуют результаты сканирования поверхности электронным зондом. Пучок электронов (электронный зонд) взаимодействует с приповерхностным участком образца глубиной обычно менее нескольких микрон. Объём зоны взаимодействия зависит как от ускоряющего напряжения, так и от плотности анализируемого материала, и находится в диапазоне от десятых



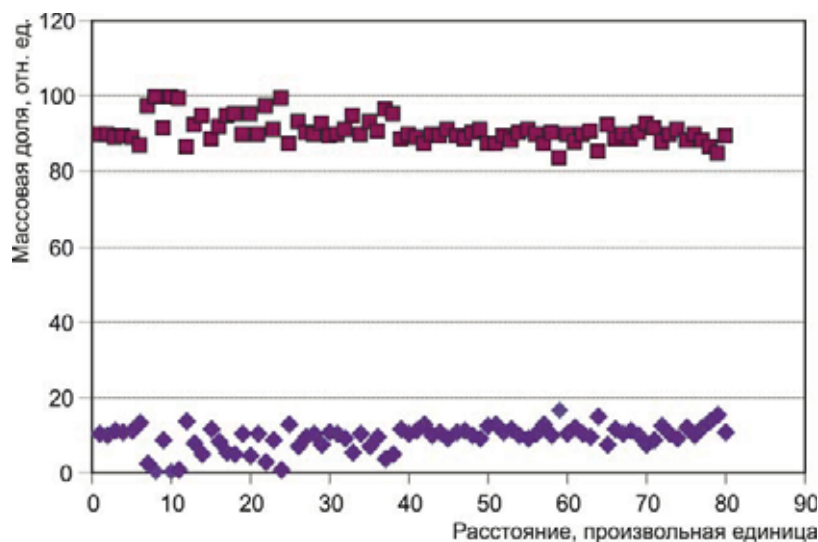
долей до десяти кубических микрон. Диаметр области анализа для алюминия, углерода составляет примерно 3 мкм (диаметр зонда 1 мкм).

Приведены результаты сканирования поверхности образца (с углеродным покрытием) электронным зондом после облучения до флюенса  $10^{17} \text{ см}^{-2}$ .

Маршруты сканирования выбраны по наиболее повреждённым участкам поверхности, но где, тем не менее, визуально наблюдаются участки с сохранившейся углеродной плёнкой. На графиках распределения видны участки с низким (почти до нуля) относительным содержанием углерода. Отмечается в целом значительно меньший уровень углерода по маршрутам сканирования по сравнению с такими распределениями для исходного образца.



Изображение поверхности по маршруту сканирования А



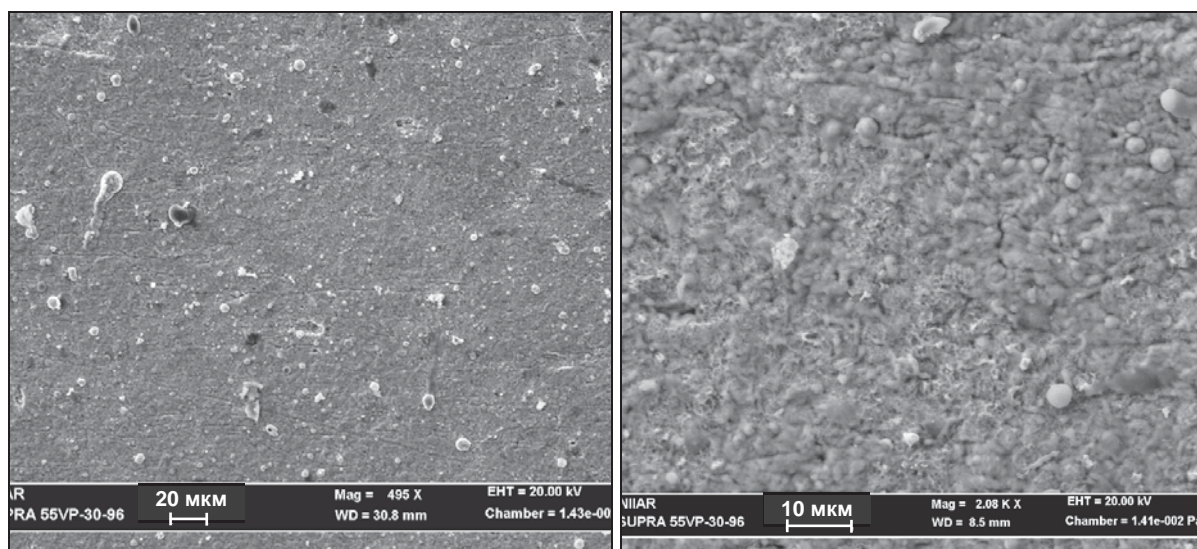
Результаты сканирования поверхности облучённого образца электронным микронзондом по маршруту сканирования А: ◆ – углерод, ■ – уран

При визуальном осмотре каждой капсулы были отмечены затемнения стенок кварцевой капсулы напротив образцов с углеродной защитной плёнкой (мишени-

ампулы № 1, 2, 3) с размытой прозрачной полосой, которая определяет границу между образцами. Такие затемнения на стенках кварцевых капсул были обнаружены во всех трёх мишенях для образцов с углеродным покрытием и только в третьей мишени (облучалась до флюенса  $10^{19} \text{ см}^{-2}$ ) были отмечены видимые следы затемнения на уровне образцов с алюминиевым покрытием.

Главный результат проведённых испытаний и исследований следующий: существует беспороговый радиационный (осколками деления) механизм распыления углеродной плёнки, который подтверждается результатами рентгеноспектрального микроанализа (сканирование электронным микронзондом). Этот вопрос, по-видимому, требует дальнейшего исследования.

Показаны изображения рельефа поверхности образцов с алюминиевым покрытием после облучения флюенсом  $10^{18} \text{ см}^{-2}$ .

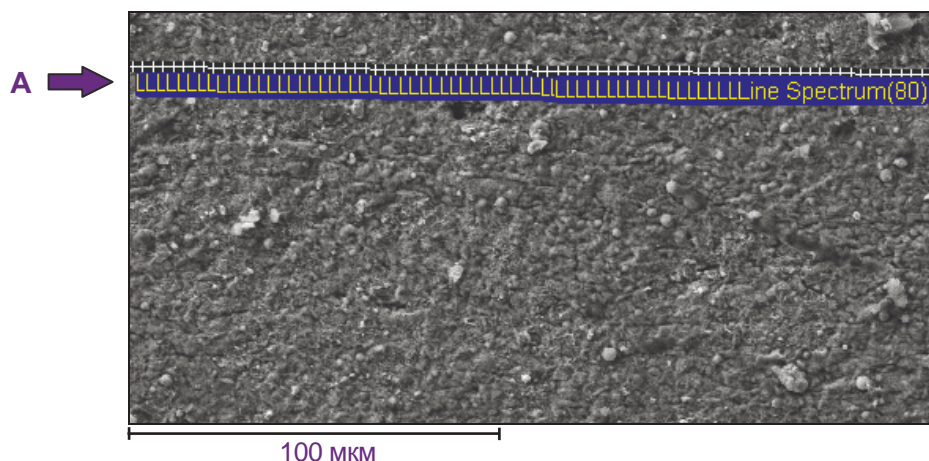


а

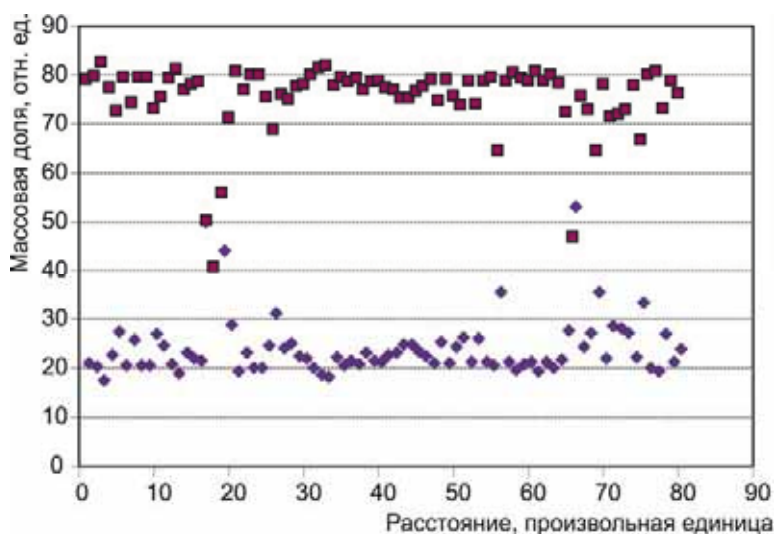
б

Изображения (а, б) поверхности образцов с алюминиевым покрытием после облучения при различном увеличении

Показаны результаты сканирования по выбранным маршрутам. Длина сканирования выбиралась исходя из преследуемой цели – получение наиболее полной информации о целостности защитной плёнки. Расстояние между точками анализа на горизонтальной оси – расстояние между черточками, перпендикулярными направлению маршрута.



Изображение поверхности по маршруту сканирования А



Распределение урана и алюминия вдоль маршрута сканирования А:  
 ◆ — алюминий, ■ — уран

Результаты ранее проведённых исследований показывают, что алюминиевое покрытие на урановом слое формируется достаточно однородно и с хорошей адгезией к урановому слою за счёт образования интерметаллидной прослойки [1–3, 13]. Было также показано, что защитная алюминиевая плёнка остаётся стабильной вплоть до флюенса  $10^{19}$  см $^{-2}$ . Заметные признаки изменения неоднородности приповерхностного слоя проявляются при значениях флюенса, превышающих  $10^{19}$  см $^{-2}$ . Происходит взаимное проникновение материала плёнки (алюминия) и защищаемого слоя (урана) с перемещением атомов урана вплоть до внешней поверхности. С этого времени при достаточно высокой температуре начинается формирование приповерхностной интерметаллидной фазы  $UAl_x$ . С момента начала формирования интерметаллидной фазы рельеф поверхности меняется незначительно вплоть до флюенса  $8 \cdot 10^{19}$  см $^{-2}$ . Элементный состав и структура приповерхностного слоя становятся более однородными.

При описанных ранее условиях облучения (температура менее 200 °С) проникновение напылённого алюминия в слой урана не наблюдается; исключены образования интерметаллидных соединений. Результаты сканирования облучённого образца практически не отличаются от распределения элементов (урана и алюминия) в приповерхностном слое, обычно наблюдаемых для необлучённых образцов энерговыделяющих элементов [13].

Таким образом, проведённые испытания и исследования показывают, что достаточно однородные и стабильные во времени аморфные углеродные покрытия (исходные) при облучении склонны к распылению и растрескиванию. Этот процесс начинает развиваться уже при малых дозах облучения ( $\sim 10^{17}$  см $^{-2}$ ) и приводит к нарушению целостности и сплошности покрытия. Результаты рентгеноспектрального анализа показывают, что в целом на поверхности облучённого образца достаточно быстро и значительно снижается концентрация атомов углерода. Этот вопрос, по-видимому, требует дальнейшего исследования.

Наблюдаемый рельеф поверхности образцов с алюминиевым покрытием, а также результаты сканирования по выбранным маршрутам свидетельствуют о достаточно высокой стабильности алюминиевого покрытия по крайней мере до флюенса  $10^{19}$  см $^{-2}$ .

#### Список литературы

1. Влох Г.В., Казаков Л.Л., Косулин Н.С. и др. Плёночные энерговыделяющие элементы для лазеров с ядерной накачкой. – Труды II Международной конференции «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой», Арзамас-16, 26–30 сентября 1994 г. – Арзамас-16, 1995. Т. 2. С. 47–54.

2. Казаков Л.Л., Косулин Н.С., Череватюк В.Н. Результаты ресурсных испытаний энерговыделяющих элементов для лазеров с ядерной накачкой. – Труды I Международной конференции «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой», Обнинск, 26–29 мая 1992 г. – Обнинск, 1993. Т. 3. С. 41–49.
3. Казаков Л.Л., Косулин Н.С., Череватюк В.Н. Структурные и фазовые изменения в энерговыделяющих элементах для лазеров с ядерной накачкой. – Труды II Международной конференции «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой», Арзамас-16, 26–30 сентября 1994 г. – Арзамас-16, 1995. Т. 2. С. 60–68.
4. Баранов И.А., Обнорский В.В. Распыление материалов осколками деления // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика радиационных повреждений и реакторное материаловедение», 1981. № 5 (19). С. 37–51.
5. Мартыненко Ю.В., Явлинский Ю.Н. Распыление осколками ядер: препринт: 4084/11. – М.: ИАЭ, 1985. – 11 с.
6. Бессонов В.А. Распыление материалов под действием осколков // Атомная энергия, 1974. Т. 37, вып. 1. С. 52–56.
7. Александров Б.М., Баранов И.А., Бабаджанянц Н.В. и др. Зависимость коэффициента распыления тонких слоёв вещества осколками деления // Там же, 1975. Т. 38, вып. 1. С. 47–49.
8. Баранов И.А., Мартыненко Ю.В., Цепелевич С.О., Явлинский Ю.Н. Неупругое распыление твёрдых тел ионами // Успехи физических наук, 1988. Т. 156, № 3. С. 477–511.
9. Bierscak J.P., Fink D. and Mertens P. Sputtering and chunk ejection from UO and metallic layers deposited on UO // J.Nucl. Mat., 1974. V. 53. P. 194–200.
10. Мельников С.П., Сизов А.Н., Синянский А.А.. Лазеры с ядерной накачкой: монография. – Саров: ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», 2008. – 440 с.
11. Данилин Б.С., Киреев В.Ю., Сырчин В.К. Энергетическая эффективность процесса ионного распыления материалов и систем для его реализации // Физика и химия обработки материалов, 1979. № 2. С. 52–56.
12. Алямовский А.А. Инженерные расчёты в SolidWorks Simulation. Серия «Проектирование». – М.: ДМК Пресс, 2010. – 464 с.
13. Казаков Л.Л. Изменения в поверхностных слоях энерговыделяющих элементов при длительном облучении. – Труды IV Международной конференции «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы», Обнинск, 18–21 сентября 2007 г. – Обнинск, 2009. Т. 1. С. 423–427.

*Л.Л. Казаков, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов*

## РАБОТЫ ПО СОЗДАНИЮ КОЛЛИМАТОРА ДЛЯ ПРИБОРА ФРЕНД

Основанием для проведения работы является договор с Институтом космических исследований Российской академии наук, отвечающим за создание и эксплуатацию российской научной аппаратуры, входящей в комплексы аппаратуры на борту космических аппаратов, создаваемых в рамках проекта «ЭкзоМарс». Этот совместный российско-европейский проект по исследованию Марса выполняется в рамках соглашения между Европейским космическим агентством и Федеральным космическим агентством Российской Федерации о сотрудничестве в области исследования Марса и других тел Солнечной системы робототехническими средствами. В рамках проекта планируется

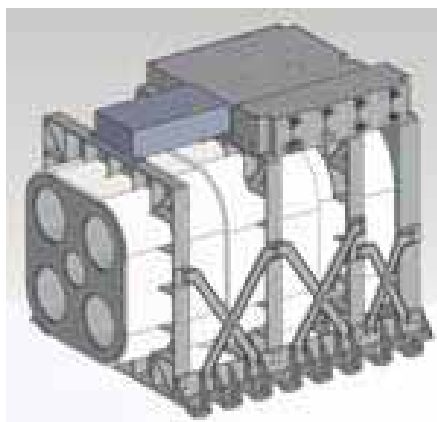
два космических запуска с помощью российских ракетносителей «Протон»: в 2016 и 2018 годах.

В рамках проекта «ЭкзоМарс» (2016 г.) Европейским космическим агентством разрабатываются орбитальный и демонстрационный десантный модули. Орбитальный модуль ТГО (*англ. TGO – Trace Gas Orbiter*) предназначен для изучения малых газовых примесей атмосферы и распределения водяного льда в грунте Марса. Для этого аппарата сотрудники Института космических исследований Российской академии наук разрабатывают два прибора: спектрометрический комплекс АЦС (*англ. ACS – Atmospheric Chemistry Suite*) и нейтронный спектрометр ФРЕНД (*англ. FREND – Fine Resolution Epithermal Neutron Detector*). Спектрометрический комплекс АЦС предназначен для изучения химического состава атмосферы и климата Марса. Коллимированный нейтронный детектор ФРЕНД будет регистрировать нейтроны, возникающие в грунте Марса под воздействием галактических и солнечных космических лучей, и строить глобальные карты распределения водяного льда в верхнем слое грунта Марса с высоким пространственным разрешением. Он также включает в себя блок дозиметрии. Коллиматор предназначен для сужения поля зрения нейтронных детекторов прибора ФРЕНД.

В отличие от аналогичного по назначению прибора ХЕНД (*англ. HEND – High Energy Neutron Detector*), работающего на борту американского зонда Mars Odyssey, прибор ФРЕНД, благодаря наличию коллиматора, будет иметь на порядок лучшее пространственное разрешение: не 400 км, а около 30–40 км, так что он сможет с высокой точностью искать области с большим содержанием водорода, а значит и водяного льда, и сопоставлять их с геологическими структурами.

В работах по созданию коллиматора прибора ФРЕНД с самого начала принимают участие и сотрудники ОАО «ГНЦ НИИАР», которые уже изготавливали аналогичный коллиматор для орбитального нейтронного телескопа ЛЕНД (*англ. LEND – Lunar Exploration Neutron Detector*), созданного в Институте космических исследований Российской академии наук в рамках исполнительного соглашения между Федеральным космическим агентством Российской Федерации и Национальным управлением по воздухоплаванию и исследованию космического пространства Соединённых Штатов Америки.

В отчётном году в ОАО «ГНЦ НИИАР» успешно завершено изготовление конструкторско-доводочного образца коллиматора на основе карбида бора. В 2014 году по методикам Института космических исследований Российской академии наук будет подготовлен к испытаниям лётный образец с наполнителем на основе обогащённого бора (содержание  $^{10}\text{B}$  не менее 95 %).



Общий вид нейтронного прибора ФРЕНД

Л.Л. Казаков, А.С. Михеев





# 6

## РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

**ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013**

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Прошедший 2013 год решением Президента Российской Федерации в целях обеспечения права каждого человека на благоприятную окружающую среду был объявлен Годом охраны окружающей среды. Инициатива Президента была активно поддержана руководством и предприятиями Госкорпорации «Росатом». В рамках экологической политики Госкорпорации основные исследовательские работы ОАО «ГНЦ НИИАР» по направлению «радиационная безопасность и окружающая среда» были сосредоточены на системном решении экологических проблем прошлых лет и на обеспечении безопасности для окружающей среды и населения при осуществлении текущей производственной деятельности.

В отчётном году закончены исследования влияния добычи нефти в Ульяновской и Самарской областях на условия локализации жидких радиоактивных отходов НИИАРа в пластах-коллекторах пункта глубинного захоронения. Актуальность исследований определяется развитием предприятий нефтедобывающего комплекса в непосредственной близости от пункта глубинного захоронения.

Специалисты ОАО «ГНЦ НИИАР» и ОАО «ВНИПИпромтехнологии» провели анализ применяемых технологий разработки нефтяных месторождений Мелекесской впадины и информации о состоянии глубоких горизонтов в районе пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов. В результате исследований подтверждено отсутствие влияния нефтеразработок на пункт глубинного захоронения, рекомендовано применение новых методов исследований в связи с возможной интенсификацией и изменением характера разработки нефтяных месторождений (например, при добыче сланцевой нефти).

Один из таких новых методов был применён для исследования схемы потоков пресных подземных вод верхних горизонтов и их экологического состояния в пределах зоны наблюдения НИИАРа. Суть метода заключается в определении соотношения природных чётных изотопов урана:  $^{234}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  с одновременным микроэлементным гидрохимическим исследованием проб воды в различных водопунктах. Применение метода позволило построить пространственную картину циркуляции подземных вод по эксплуатируемым водоносным горизонтам и оценить их состояние.

В рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» продолжены работы по повышению безопасности действующего хранилища жидких радиоактивных отходов НИИАРа. С целью подготовки к последующему выводу хранилища из эксплуатации выполнено технико-экономическое исследование возможных вариантов. По результатам исследования выявлен предпочтительный вариант – создание объекта окончательной изоляции на месте расположения.

В направлении гармонизации практики обеспечения радиационной безопасности с международными нормами и с целью выполнения требований НРБ-99/2009 продолжены работы по обоснованию защиты от потенциальных источников облучения. В ходе работ 2013 года впервые в практике эксплуатации исследовательских ядерных реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР» была проведена оценка обобщённого риска потенциального облучения при постулируемых событиях, которые могут привести к облучению персонала и населения.

Полученные значения граничного риска удовлетворяют критериям приемлемости: суммарные значения обобщённого риска не превышают  $2,0 \cdot 10^{-4} \text{ год}^{-1}$  – для персонала и  $1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$  – для населения.

*С.А. Ефаров*



## ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ДОБЫЧИ НЕФТИ В УЛЬЯНОВСКОЙ И САМАРСКОЙ ОБЛАСТЯХ НА УСЛОВИЯ ЛОКАЛИЗАЦИИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КОЛЛЕКТОРСКИХ ГОРИЗОНТАХ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ

Пункт глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (подземное или глубокое хранилище жидких радиоактивных отходов) – опытно-промышленный полигон – находится в Ульяновской области примерно в шести километрах к юго-западу от города Димитровграда и предназначен для захоронения жидких радиоактивных отходов в глубокозалегающие геологические формации (пласты-коллекторы), обладающие коллекторскими свойствами.

Цель выполненной работы, основные результаты которой рассматриваются в настоящем материале, – оценка воздействия разработок месторождений нефти в районе ГНЦ НИИАР на захороненные жидкие радиоактивные отходы, находящиеся в пластах-коллекторах пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов, и условия дальнейшей эксплуатации пункта.

Был выполнен сбор и анализ данных по разработке нефтяных месторождений Мелекесской впадины (Северной группы), установлено размещение месторождений в районе ГНЦ НИИАР, приуроченность залежей к тем или иным геологическим горизонтам, охарактеризованы прогнозные запасы месторождений, условия их разработки. Проведены расчёты влияния разработки месторождений на напоры подземных вод (пластовое давление) на границах горного отвода недр пункта глубинного захоронения; возможного смещения контура отходов под влиянием извлечения нефти при разработке месторождений; оценено возможное воздействие одновременной разработки месторождений и захоронения отходов на тектонические структуры района. Сформулированы рекомендации по ведению мониторинга недр с учётом разработки нефтяных месторождений.

Захоронение ЖРО осуществляется в пласты-коллекторы в объединённых башкирском и окском горизонтах среднекаменноугольных отложений (IV проницаемой зоны), состоящих из карбонатных пород (известняка и доломита) и залегающих на глубине 1120–1410 м. В 1966–1983 гг. для захоронения отходов использовали яснополянский надгоризонт нижнекаменноугольных отложений (III проницаемой зоны), состоящий из терригенных отложений (песка, песчаников, алевролитов, прослоев глины), залегающих на глубине 1430–1550 м. Общий объём захороненных жидких радиоактивных отходов за 1966–2013 гг. составляет 3084,8 тыс. м<sup>3</sup>, планируемый объём на 2010–2020 гг. – 600000 м<sup>3</sup>. Эти горизонты, основным из которых является горизонт юрско-нижнепермских отложений (состоящих из глины и песчаников, гипса и солей, залегающих на участке пункта глубинного захоронения на глубине 250–500 м), изолированы от поверхности тремя горизонтами слабопроницаемых пород («покрышками»).

Значительная часть разрабатываемых в районе НИИАРа нефтяных залежей расположена в геологических горизонтах, используемых для захоронения отходов в башкирском и в бобриковском горизонтах, входящих в состав яснополянского надгоризонта.

В соответствии с имеющимися данными на 01.01.2011 г. в Ульяновской области имелось 68 месторождений с начальным суммарным ресурсом 812 млн т. Подавляющее большинство месторождений – мелкие (запасы менее 15 млн т). В радиусе примерно 50 км от пункта глубинного захоронения имеется 29 месторождений нефти, из которых наиболее крупными и близкорасположенными к пункту глубинного захоронения являются

следующие: Зимницкое (23 км), Приморское (14 км), Равнинное (24 км), Мордово-Озёрское (30 км), Аллагуловское (22 км), Северо-Филипповское (24 км), Новобесовское (42 км), Поповкинское (38 км). Разработка месторождений ведётся нерегулярно и в прерывистом режиме, во многом определяемом потребностями поставки нефти и возможностями её переработки.

При отработке месторождений выполняется откачка нефти вместе с попутными водами; в результате в окрестностях скважин в эксплуатируемых горизонтах формируются области пониженных пластовых давлений – воронки депрессии, проявляющиеся также как снижение напоров или увеличение глубины уровней подземных вод в скважинах, пробуренных на эксплуатируемый горизонт. Если в пределах воронки депрессии или в непосредственной близости от неё находятся залежи отходов, возможно перемещение или подтягивание залежей к откачивающим скважинам и, в крайнем случае, извлечение отходов вместе с нефтью или с попутными водами.

При расчётах возможного влияния отработки нефтяных месторождений на захороненные отходы применяли различные варианты исходных данных, включая консервативный подход, заключающийся в принятии допущений:

- ◆ производится одновременная добыча нефти из всех близлежащих месторождений в объёмах, установленных как средние по данным за предшествующие годы;
- ◆ закачка воды для вытеснения нефти (поддержание пластового давления) не производится;
- ◆ толщина (мощность) отрабатываемого пласта или содержащего отходы принята минимальной и составляет 5 м.

Использовали фильтрационно-ёмкостные свойства пород по данным геолого-разведочных работ на участке пункта глубинного захоронения с учётом сведений по нефтяным месторождениям, известные схемы расчёта понижений (повышений) уровней подземных вод в скважинах при откачках (нагнетаниях) с использованием формулы Тейса.

Было установлено, что максимальное увеличение глубины уровней подземных вод в наблюдательных скважинах на границе горного отвода пункта глубинного захоронения составит примерно 0,7 м при средней глубине уровня 50 м (или 1,5 %). Максимальное смещение контура отходов под влиянием откачки нефти и попутных вод составит 270 м. Чтобы «подтянуть» отходы к нефтедобывающим скважинам, например, при разработке Приморского месторождения, потребуется откачать 130 млн м<sup>3</sup> нефти и попутных вод (что нереально), учитывая запасы (6,05 млн м<sup>3</sup>) Приморского месторождения. Вместе с тем воздействие разработки нефтяных месторождений на захороненные отходы может быть значимым при использовании новых технологий, применяемых, например, при разработке сланцевой нефти (фрекинг) и переоценке запасов близрасположенных месторождений, например Поповкинского месторождения. В связи с этим организации, эксплуатирующие пункт глубинного захоронения, должны регулярно получать информацию о состоянии разработки месторождений. Для контроля воздействия на захороненные отходы планируется бурение дополнительной наблюдательной скважины в районе пункта глубинного захоронения в направлении разрабатываемых нефтяных месторождений, а также применение более чувствительных глубинных манометров для определения напора (пластового давления).

Большинство разрабатываемых месторождений расположено на юго-восточном берегу Черемшанского залива Куйбышевского водохранилища; пункт глубинного захоронения расположен на северо-западном берегу. По данным региональных исследований в геологической среде предполагается существование структуры тектонического происхождения: Усть-Черемшанский прогиб, имеющий также название – Ульяновско-Мокшинская зона флексурно-разрывных нарушений.

Одновременное формирование областей пониженного пластового давления и напора на участках разработки нефтяных месторождений и областей повышенного пластового давления и напора на участке нагнетания отходов может привести к изменению естественных полей напряжений на участке указанных тектонических структур.

Это явление теоретически может привести к снижению изолирующих свойств слабо-проницаемых «покрышек» на участках тектонических нарушений разрывного характера.

По данным исследований перспектив нефтегазоносности Мелекесской впадины, включавших сейсморазведочные работы, подобные тектонические структуры имеют характер разрывных нарушений с нарушением сплошности слоёв только в нижних частях разреза – скальном фундаменте и нижнедевонских отложениях [1]. Выше по разрезу, в том числе в каменноугольных отложениях, вмещающих нефтяные залежи и используемых для захоронения отходов, тектонические структуры представляют собой флексуры; слои характеризуются пликративным залеганием, то есть с плавными малоамплитудными перегибами без разрывов и нарушений сплошности. При этом изменения полей напряжений на участках подобного залегания слоёв не вызовет каких-либо изменений изолирующих свойств вышелегающих покрышек, а существующие «покрышки» обеспечат надёжную изоляцию захороненных отходов как с учётом разработки месторождений, так и без неё. Подобные особенности геологического строения были отмечены и в других местах Русской платформы, например при создании системы добычи – возврата вод глубоких горизонтов ТЭЦ г. Москвы [2].

При анализе геологической информации о состоянии глубоких горизонтов в районе пункта глубинного захоронения и нефтяных месторождений были уточнены гидрогеологические особенности рассматриваемого региона. По данным исследований Саратовского университета гидродинамики глубоких горизонтов Волго-Уральской провинции нефтегазоводоносные комплексы палеозойских отложений, в состав которых входят каменноугольные отложения в районе пункта глубинного захоронения и разрабатываемых нефтяных месторождений, образуют самостоятельную водонапорную систему с доминирующим значением внутренних очагов питания или разгрузки [3]. Это означает, что глубокие горизонты практически не связаны с поверхностными и неглубокими водами зоны активного водообмена; крупные водные артерии на поверхности не являются дренами глубоких горизонтов. Областью питания палеозойских отложений являются Токмовский свод и южная часть Татарского свода, областью разгрузки – Прикаспийская мегавпадина, областью частичной разгрузки – Жигулёвские дислокации. По тем же данным скорость естественного движения подземных вод в глубоких горизонтах составляет от 0,01 до 30 см/год.

Полученные данные свидетельствуют о незначительном влиянии разработок нефтяных месторождений на современном уровне их развития на захороненные отходы ОАО «ГНЦ НИИАР», об отсутствии реальной опасности загрязнения извлекаемой нефти и попутных вод радиоактивными веществами, об изоляции отходов в глубоких горизонтах. В связи с возможной интенсификацией разработки месторождений с применением новых технологий планируется расширение пунктов наблюдений в направлении нефтяных месторождений и применение новых методов гидродинамических наблюдений.

#### *Список литературы*

1. Горюнова Л.Ф. Геологическое строение и перспективы нефтегазоносности Мелекесской впадины и Серноводско-Абдуллинского авлакогена // Геология нефти и газа, 2008. № 1. С. 2–7.
2. Ломакин Б.В., Дегтярёв В.Н., Доможиров В.А. и др. Разработка и реализация на ТЭЦ комплексной природоохранной технологии химводоподготовки и рационального использования недр // Электрические станции, 2004. № 3. С. 13–19.
3. Логинова М.П., Маврин К.А. Гидрогеодинамические условия основных нефтегазоносных комплексов Волго-Уральской провинции // Известия Саратовского университета, 2009. Сер. Науки о Земле. Т. 9, вып. 2. С. 4.

*Е.В. Крайнов, А.М. Улюшкин,  
А.И. Рыбальченко\*, П.М. Верещагин\**

\* Сотрудник ОАО «Ведущий проектно-изыскательский и научно-исследовательский институт промышленной технологии».

## ИССЛЕДОВАНИЕ СХЕМЫ ПОТОКОВ ПРЕСНЫХ ПОДЗЕМНЫХ ВОД ВЕРХНИХ ГОРИЗОНТОВ И ИХ ЭКОЛОГИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ НА ТЕРРИТОРИИ ЗОНЫ НАБЛЮДЕНИЯ НИИАРА

В населённых пунктах, находящихся в зоне наблюдения НИИАРа, для питья используют воду неоген-четвертичных отложений, получая её из скважин. Гидрологический режим территории зоны наблюдения определяется расположенными здесь реками Большой Черемшан, Малый Авраль, Мелекесс, Сосновка, Ерыкла и др., а также Черемшанским заливом Куйбышевского водохранилища и водозабором питьевой воды «Куст № 3». В пределах зоны наблюдения верхний отдел неогеновой системы представлен плиоценом  $N_2$ , сложенным преимущественно из глин и алевроит с прослоями разнозернистого кварцевого песка с галькой и гравием. Четвертичные отложения  $Q$  представлены песчано-галечными и песчано-гравийными отложениями с прослоями глинистых разностей. Мощность отложений неоген-четвертичной системы достигает 150 м. По данным гидрогеологических исследований прошлых лет состав вод верхних горизонтов до глубины 70–100 м преимущественно сульфатно-хлоридно-гидрокарбонатный натриевый с минерализацией от 0,7 до 1,0 г/дм<sup>3</sup>. В нижних горизонтах в интервале 100–130 м минерализация достигает 4 г/дм<sup>3</sup>.

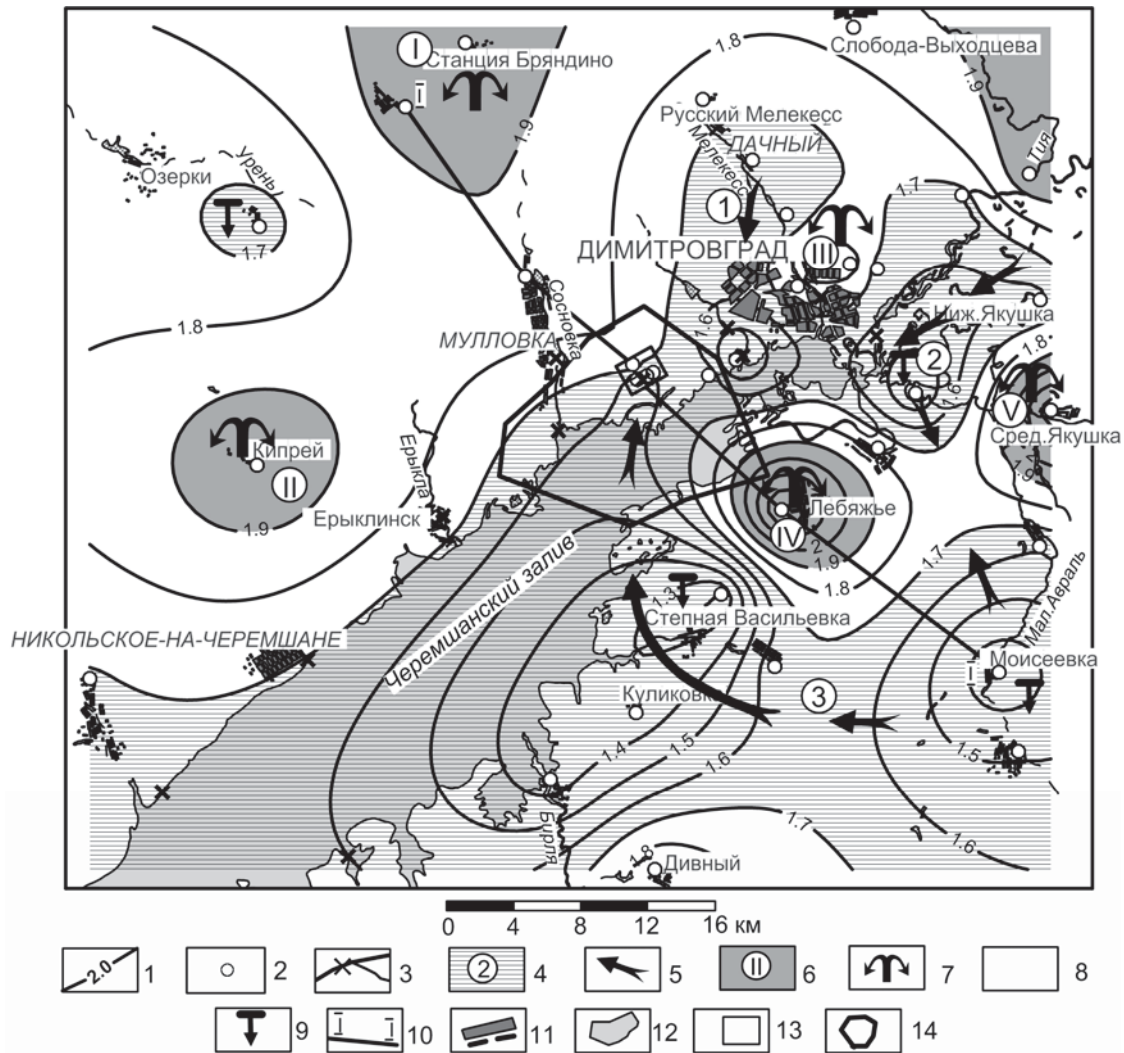
Для эксплуатации питьевых водозаборов имеет значение наличие или отсутствие взаимодействия вод верхних и нижних горизонтов, влияние сточных вод НИИАРа на загрязнение питьевых вод водозабора «Куст № 3». Ответ на это можно получить, построив пространственную картину циркуляции подземных вод по эксплуатируемым водоносным горизонтам и процессов перетока вод между ними. Проведённые ранее гидрогеологические работы с использованием традиционных методов не позволили получить такую информацию о подземных водах.

Представлялось интересным проведение исследований циркуляции вод с использованием индикаторного метода, определяющего значение отношения  $\gamma$  альфа-активностей природных чётных изотопов урана ( $^{234}\text{U}/^{238}\text{U} = \gamma \neq 1$ ) и одновременных микроэлементных гидрохимических измерений проб воды в различных водопунктах [1–8]. Достаточно широкие пределы изменения изотопного состава урана в районе исследования создают благоприятные предпосылки для использования неравновесного урана в качестве природного индикатора для идентификации вод различных источников питания подземных потоков.

С этой целью была проведена единовременная уран-изотопная и многоэлементная гидрохимическая съёмка подземных вод на площади около 3000 км<sup>2</sup> вокруг территории НИИАРа. Были отобраны водные пробы из действующих водозаборных скважин по берегам Черемшанского залива Куйбышевского водохранилища. Кроме скважин были опробованы воды рек и водохранилища с целью установления возможной связи подземных вод с поверхностными водами в результате разгрузки вод водоносного горизонта на поверхность или, наоборот, за счёт усиленной инфильтрации поверхностных вод в пределы водоносного горизонта. Всего были опробованы 34 скважины, четыре реки и воды Куйбышевского водохранилища в четырёх местах. Водопункты для опробования были выбраны с учётом гидрогеологических условий района исследований, которые в настоящих исследованиях названы по географическим названиям находящихся здесь населённых пунктов.

Результаты исследований показали, что  $\gamma = {}^{234}\text{U}/{}^{238}\text{U}$  в подземных водах верхнего гидрогеологического уровня (геологический индекс  $N_2-Q$ ) в зоне наблюдений ОАО «ГНЦ НИИАР» изменяется в пределах от  $1,20 \pm 0,01$  до  $2,34 \pm 0,11$ .

Благодаря рациональному выбору водопунктов изучены закономерности изменения изотопного состава и концентрации урана по площади зоны наблюдений и проведено на этой основе пространственное моделирование процессов формирования и циркуляции подземных вод горизонта.



Индикаторная модель формирования и циркуляции подземных вод верхнего гидрогеологического этажа в районе г. Димитровграда по уран-изотопным данным: 1 – изолиния отношения значений  ${}^{234}\text{U}/{}^{238}\text{U}$  (отн. ед.); 2 – водозаборная скважина; 3 – река и место отбора пробы; 4 – подземный поток инфильтрационного питания и его номер; 5 – направление движения подземного потока инфильтрационного питания; 6 – участок поступления глубинных вод и его номер; 7 – очаг внедрения глубинных вод; 8 – смешанные воды; 9 – участки наибольшей фильтрации поверхностных вод; 10 – линия разреза; 11 – населённые пункты; 12 – контур Черемшанского залива; 13 – промплощадка; 14 – граница горного отвода опытно-промышленного полигона

Приведённая схема изолиний  $\gamma$  показывает закономерности изменения значения изотопного отношения урана в водах района исследований. Интерпретация приведённых на карте закономерностей изменения изотопного состава урана в подземных водах

по площади зоны наблюдений с учётом гидрологических условий территории позволила выделить в неоген-четвертичных отложениях три подземных потока, которые прослеживаются в пределах водоносных горизонтов верхнего гидрогеологического этажа. Они выделены на рисунке штриховкой и отмечены наиболее низким изотопным сдвигом урана ( $^{234}\text{U}/^{238}\text{U} < 1,7$ ) в изученном районе.

**Характеристика участков распространения подземных потоков  
инфильтрационного питания в водоносном горизонте  
неоген-четвертичных отложений зоны наблюдения**

| Номер (название)<br>подземного<br>потока | Местоположение<br>водопункта              | Изотопные параметры вод       |                          |                      |
|--|---|-------------------------------|--------------------------|----------------------|
|  |   | В центре<br>подземного потока |                          | На границе<br>потока |
|  |   | $\gamma$                      | Концентрация U,<br>мкг/л | $\gamma$             |
| 1 (Мелекесский)                          | Район<br>п. Дачный                        | $1,60 \pm 0,02$               | 1,99                     | 1,70                 |
| 2 (Черемшанский)                         | Район<br>с. Нижняя Якушка                 | $1,57 \pm 0,05$               | 0,07                     | 1,70                 |
| 3 (Восточный)                            | Район с. Моисеевка–<br>Степная Васильевка | $1,31 \pm 0,02$               | 0,55                     | 1,70                 |

Подземный **поток 1**, характеризующийся в центральной части потока значением отношения изотопов урана  $\gamma_{\text{ц}} = 1,60 \pm 0,02$  (по территориальной принадлежности условно названный Мелекесским), формируется в районе п. Дачный в результате инфильтрации вод р. Мелекес севернее г. Димитровграда и движется в южном направлении в сторону города. Далее воды этого потока разгружаются в Черемшанский залив.

Подземный **поток 2** с  $\gamma_{\text{ц}} = 1,57 \pm 0,05$  (условно названный Черемшанским) формируется в районе русла р. Большой Черемшан и движется вдоль указанной реки в юго-западном направлении, разгружаясь также в Черемшанский залив. Далее воды этого потока (как видно на рисунке), кроме разгружающейся в Черемшанский залив части, движутся в южном направлении и постепенно смешиваются с глубинными водами, поступающими в зонах разломов земной коры в районах населённых пунктов Средняя Якушка и Лебязье.

Подземный **поток 3** с  $\gamma_{\text{ц}} = 1,31 \pm 0,02$  (условно названный Восточным) движется со стороны с. Моисеевка (долина р. Малый Авраль) через сёла Алпагулово и Куликовка в сторону Черемшанского залива и разгружается в нём общим фронтом на протяжении более 20 км. Далее воды этого потока в северной части залива направляются в сторону водозабора № 3 НИИАРа, что свидетельствует о недостаточности ресурсов подземных вод верхнего гидрогеологического этажа, поступающих с северной стороны, и восполнении этого дефицита за счёт вод Восточного подземного потока 3.

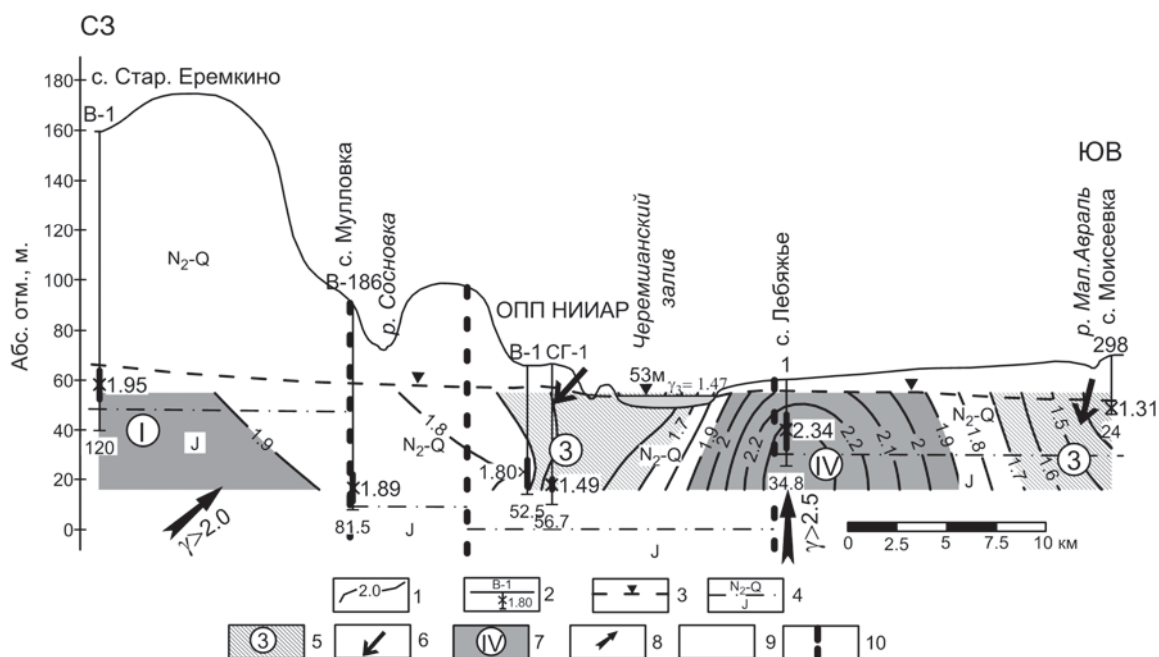
На территории исследований по уран-изотопным данным также выделено пять участков поступления глубинных вод (на ранее показанном рисунке глубинные воды выделены тёмным цветом). В пределах этих участков отмечается увеличение значения отношения  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  до  $2,34 \pm 0,01$  (максимальное значение на изученной территории) из-за смешения подземных вод (питающихся в основном за счёт инфильтрации поверхностных вод) верхних горизонтов с глубинными водами, характеризующимися высоким изотопным сдвигом (более 20 в пределах Русской платформы, на которой расположен ОАО «ГНЦ НИИАР» и его зоны наблюдения).

Далее приведены уран-изотопные показатели подземных вод в пределах этих аномальных участков.

**Характеристика участков поступления глубинных вод в пределы водоносного горизонта неоген-четвертичных отложений зоны наблюдения**

| Номер аномального участка | Местоположение водопункта | Изотопные параметры глубинных вод |                                     |   |   |
|---------------------------|---------------------------|-----------------------------------|-------------------------------------|---|---|
|                           |                           | В центре аномальной зоны          |                                     | Среднее значение $\gamma_{\text{ср}}$ для аномальной зоны | Фоновое значение $\gamma_{\text{ф}}$ в окружающих водах |
|                           |                           | $(^{234}\text{U}/^{238}\text{U})$ | Концентрация $U_{\text{а}}$ , мкг/л |   |   |
| I                         | Район ст. Бряндино        | $1,95 \pm 0,02$                   | 3,71                                | 1,92  | 1,75  |
| II                        | Район п. Кипрей           | $2,01 \pm 0,02$                   | 1,62                                | 1,95  | 1,75  |
| III                       | Район водозабора «Горка»  | $1,86 \pm 0,02$                   | 2,17                                | 1,83  | 1,75  |
| IV                        | Район с. Лебяжье          | $2,34 \pm 0,11$                   | 0,06                                | 2,07  | 1,75  |
| V                         | Район с. Средняя Якушка   | $2,28 \pm 0,11$                   | 0,05                                | 2,04  | 1,75  |

Пространственные процессы взаимодействия вод подземных потоков с глубинными и поверхностными водами показаны в виде схемы изолиний в вертикальном разрезе по линии I-I, протягивающейся с северо-запада на юго-восток (с. Старое Ерёмкино – с. Мулловка – НИИАР – с. Лебяжье – с. Моисеевка).



Индикаторная модель взаимодействия подземных вод верхнего гидрогеологического этажа с поверхностными водами в районе г. Димитровграда по уран-изотопным данным по разрезу I – I: 1 – изолиния  $\gamma_{^{234}\text{U}/^{238}\text{U}}$  (отн. ед.); 2 – скважина и середина фильтра (цифры: вверху – номер, около фильтра – значение  $\gamma$ , внизу – глубина скважины, м; 3 – статический уровень подземных вод; 4 – стратиграфическая граница; 5 – подземный поток инфильтрационного питания и его номер,  $\gamma < 1,7$ ; 6 – погружение поверхностных вод; 7 – участок поступления глубинных вод и его номер,  $\gamma > 2,0$ ; 8 – очаг внедрения глубинных вод; 9 – смешанные воды,  $1,7 < \gamma < 2,0$ ; 10 – тектоническое нарушение

Разрез пересекает аномальные участки I и IV поступления глубинных вод и дважды – подземный поток 3. Кроме того на разрезе можно видеть фильтрацию поверхностных вод в пределы водоносного горизонта из Черемшанского залива в районе промышленной площадки № 1 ОАО «ГНЦ НИИАР», а также из р. Малый Авраль в районе с. Моисеевка. Наибольший вклад глубинных вод в питание подземных вод верхних водоносных горизонтов наблюдается в районах аномальных участков IV и V, выделенных в восточной части изученной территории в районе сёл Лебяжье и Средняя Якушка. В центральных частях этих участков значение  $\gamma$  достигает 2,34 и 2,28 соответственно. Вместе с тем необходимо отметить минимальную концентрацию урана (0,05–0,06 мкг/л) в пределах этих участков, что характерно именно для глубинных вод на Русской платформе. Поступление глубинных вод на участке IV в районе с. Лебяжье отражается куполообразной формой изолиний  $\gamma$ .

На основе схемы модели формирования и циркуляции подземных вод получена схема смешения вод различных источников при формировании каждого подземного потока по методике, изложенной в работе [1, 5–8]. Расчёт доли  $P$  при смешении потоков различных источников питания в зоне формирования подземных вод производили по соотношению (для случая смешения двух потоков):

$$P_1 = Q_1 / Q_{1,2} = (C_{1,2} / C_1)((\gamma_{1,2} - \gamma_2) / (\gamma_1 - \gamma_2));$$

$$P_2 = Q_2 / Q_{1,2} = (C_{1,2} / C_2)((\gamma_{1,2} - \gamma_1) / (\gamma_2 - \gamma_1));$$

$$P_1 + P_2 = 1;$$

$$Q_{1,2} = Q_1 + Q_2 = P_1 * Q_{1,2} + P_2 * Q_{1,2},$$

где  $P_1$  – доля источника поступления воды с расходом  $Q_1$  и  $P_2$  – доля источника поступления воды с расходом  $Q_2$  при образовании смешанного потока с расходом  $Q_{1,2}$ ;  $Q_1$  и  $Q_2$  – ресурсы воды источников питания;  $Q_{1,2}$  – расход суммарного потока воды в зоне транзита или разгрузки подземных потоков;  $C_{1,2}$  – концентрация урана в смешанном подземном потоке воды;  $C_1, C_2$  – концентрация урана в первом и втором потоках воды соответственно;  $\gamma_{1,2}$  – значение отношения альфа-активностей изотопов урана в смешанном потоке воды,  $\gamma_1$  – в первом потоке,  $\gamma_2$  – во втором потоке.

При смешении трёх источников подземных вод с ресурсами (расходами)  $Q_1, Q_2$  и  $Q_3$  смешанный расход рассчитывается аналогично: вначале определяется расход  $Q_{1,2}$ , затем расход  $Q_{2,3}$  и далее – расход  $Q_{1,2,3}$  с соответствующими значениями  $\gamma$  и концентрации урана [1]

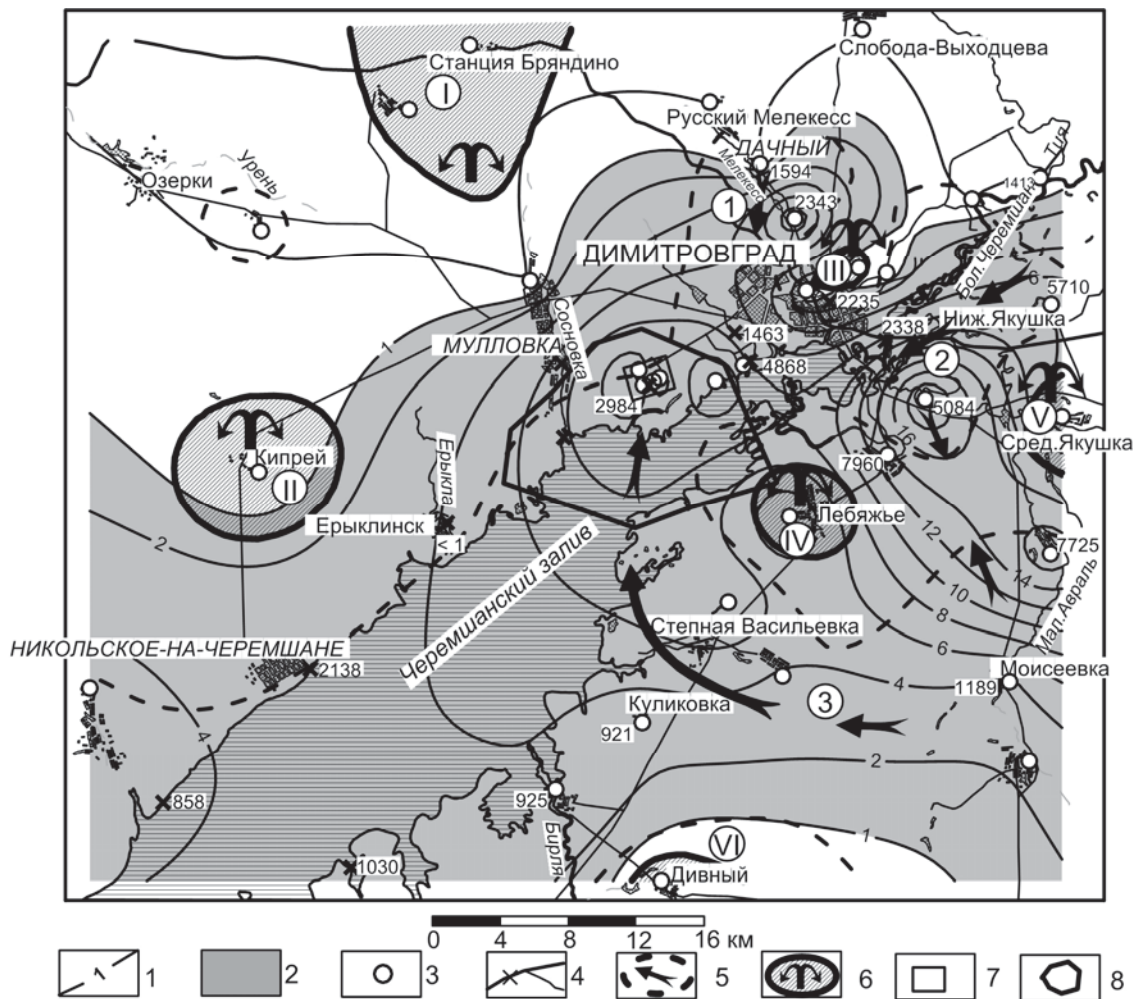
Показано, что в формировании подземных вод неоген-четвертичных отложений на территории зоны наблюдения ГНЦ НИИАР кроме собственно пластовых вод принимают участие инфильтрационные воды рек Мелекесс, Большой Черемшан и Малый Авраль и глубинные воды, поступающие по глубинным разломам на локальных участках. Установлено также, что собственно пластовые воды на некоторых участках характеризуются повышенным содержанием урана. Повышенная концентрация урана в пластовых водах на некоторых участках объясняется присутствием на этих участках урансодержащих минералов.

Результаты расчётов показали, что при непосредственном смешении инфильтрационных вод с глубинными водами доля первых изменяется в пределах 52–92 %, а в случае добавления пластовых вод с повышенным содержанием урана она меняется от 30 до 86 %. Доля глубинных вод в общем балансе подземных вод в случае прямого смешения с инфильтрационными водами изменяется от 8 до 48 %, а в районах присутствия пластовых вод с повышенным содержанием урана она достигает лишь 12 % в некоторых скважинах (пределы изменений – от 2 до 12 %).

Проведение определения концентрации химических веществ в подземных водах одновременно с уран-изотопными измерениями позволило также установить в пределах очагов поступления глубинных вод аномальное повышение концентрации микроэлементов



тов: марганца, железа, брома, бария [2–4]. Результаты гидрохимических исследований показали, что некоторые аномалии на картах распределения железа и марганца по площади водоносного горизонта находятся в районах интенсивного погружения поверхностных вод на участках распространения подземных потоков инфильтрационного питания, что свидетельствует об их антропогенном загрязнении. Суммарный показатель загрязнения (СПЗ) в подземных водах определялся по показателям марганца, железа, бария, фосфора.



Распределение суммарного показателя загрязнения в подземных водах верхнего гидрогеологического этапа в зоне наблюдения НИИАРа (для 11 водопунктов цифрами показаны сверхвысокие значения СПЗ): 1 – изолиния СПЗ; 2 – зона с превышением ( $> 1$ ) СПЗ нормативных требований; 3 – водозаборная скважина; 4 – река и место отбора пробы; 5 – граница и направление движения подземных потоков инфильтрационного питания, цифра в кружке – номер потока; 6 – граница участка и очаг поступления глубинных вод, римская цифра – его номер; 7 – промплощадка НИИАРа; 8 – граница ОПП НИИАРа

Следует отметить, что, в отличие от других регионов Русской платформы, на территории зоны наблюдения ОАО «ГНЦ НИИАР» на участках внедрения глубинных вод, кроме железа, марганца и бария, не наблюдается других вредных для организма человека тяжёлых металлов. Это явление объясняется присутствием поблизости р. Волги, воды которой могут разбавлять глубинные воды в зонах разломов.

Кроме проблемы поступления химических элементов глубинного происхождения в изученном районе теоретически существует опасность загрязнения верхних водоносных горизонтов в результате возможного перетока сильно минерализованных вод из горизонтов захоронения промышленных стоков. Для проверки такой возможности было измерено валовое содержание цезия, стронция и кобальта при микроэлементных гидрохимических исследованиях подземных вод верхних неоген-четвертичных водоносных горизонтов.

Результаты интерпретации поэлементных гидрохимических карт, составленных авторами данной работы, показали отсутствие прямых перетоков подземных вод из глубоких горизонтов.

С целью общей оценки экологического состояния подземных вод показана карта – схема распределения суммарного показателя загрязнения  $Z = \sum(C_i / C_d)$  по территории исследования, где  $C_i$  и  $C_d$  – фактическая концентрация и предельно допустимая концентрация (ПДК) элемента для питьевых вод. Суммарный показатель загрязнения был рассчитан для элементов железа, марганца, бария, так как концентрация этих элементов превышала предельно допустимую концентрацию для питьевой воды.

Максимальное загрязнение подземных вод наблюдается в пределах участков распространения подземных потоков 1 и 2 инфильтрационного питания, то есть в районах г. Димитровграда, п. Дачного и долины р. Большой Черемшан. На территории распространения подземного потока 3, то есть в районах населённых пунктов: Моисеевки, Ст. Васильевки, Филипповки и Куликовки, степень загрязнения подземных вод меньше.

Кроме того следует отметить, согласно этой карте значение  $Z$  подземных вод непосредственно в районе промплощадки № 1 и водозабора (Куст № 3) НИИАРа достигает 10. Это свидетельствует об инфильтрации стоков промышленной ливневой канализации (ПЛК 2 и ПЛК 3) и вод шламохранилищ теплоэлектроцентрали в пределы верхних водоносных горизонтов.

На этой же карте для отдельных точек цифрами показано значение суммарного показателя загрязнения с учётом концентрации фосфора, которая достигает нескольких сотен миллиграмм на литр при предельно допустимой концентрации для питьевых вод 0,0001 мг/л. Соответственно значение  $Z$  в этих точках достигает нескольких тысяч относительных единиц. Все эти точки находятся в границах выделенных подземных потоков инфильтрационного питания. Можно предположить, что фосфор в подземные воды на этих участках поступает с сельскохозяйственных полей с инфильтрационными водами. Фосфор относится к химическим элементам 1-й группы опасности.

Содержание лития и бора в этом районе не превышает предельно допустимой концентрации для питьевой воды. Кроме указанных металлов результаты гидрохимических исследований показали присутствие повышенной, но не превышающей предельно допустимой концентрации, концентрации меди, бария и натрия в подземных водах на участках поступления глубинных вод.

Результаты проведённого корреляционного анализа между уран-изотопными и гидрохимическими показателями для подземных вод в пределах участков поступления глубинных вод свидетельствуют об их высокой взаимосвязи: Cu (0,66); Zn (0,64); Pb (0,67); В (0,66) и Li (0,55), что может быть свидетельством их поступления в (питьевые) подземные воды с глубинными водами.

#### *Список литературы*

1. Тихонов А.И. Неравновесный уран в условиях активного водообмена и его использование в геологии и гидрогеологии. – Чебоксары: Наумов Л.А., 2009. – 453 с.
2. Тихонов А.И., Миронова Н.Е., Иванов А.Ф., Тихонов В.П. Изотопно-гидрогеохимическая технология выявления участков глубинной опасности загрязнения пресных подземных вод на Русской платформе. – Материалы Международной конференции «Устойчивое

- развитие: природа–общество–человек», Москва, июнь 2006 г. – Чебоксары: типография АСК «Байконур–Чебоксары», 2006. – 32 с.
3. Тихонов А.И., Дуев Д.С., Васильев А.В., Николаев А.К. Изотопно-гидрогеохимический метод сбережения ресурсов пресных подземных вод. – Материалы Международной научно-практической интернет-конференции «Энергоресурсосбережение – XXI век», г. Орел, июнь 2002 г. – Орел: ОрелГТУ, 2002. С. 181–185.
  4. Тихонов А.И., Дуев Д.С., Васильев А.В. и др. Изотопно-гидрогеохимические исследования природных процессов образования некондиционных подземных вод на Русской платформе и оценка риска для здоровья населения. – Материалы Всероссийской конференции «Оценка и управление природными рисками» (Риск-2003), Москва, 26–27 марта 2003 г. – М., 2003. С. 101–105.
  5. Чалов П.И., Тузова Т.В., Тихонов А.И. Изотопная диагностика процессов формирования и циркуляции подземных вод // Доклады АН СССР, 1980. Т. 252, № 1. С. 72–75.
  6. Чердынцев В.В., Чалов П.И. Естественное разделение  $^{234}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ . – Открытия в СССР (Сборник кратких описаний открытий, внесённых в Государственный реестр СССР). – М.: ЦНИИПИ, 1977. С. 28–31.
  7. Yamamoto M., Sato T., Sasaki K. et. al. Anomalously high  $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$  activity ratios of Tatsunokuchi hot spring waters, Ishikawa Prefecture, Japan //Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2003. V. 255, N. 2. P. 369–373.
  8. Тихонов А., Васильев А., Миронова Н. Уран-изотопный метод в гидрогеологии. Индикаторное моделирование. – LAMBERT, Academic Publisher, 2013.

*А.М. Соболев, В.А. Гремячкин, А.И. Тихонов*

## ОБОСНОВАНИЕ ВЫВОДА ХРАНИЛИЩА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Решение проблем безопасного вывода из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов, а также связанного с ним безопасного обращения с радиоактивными отходами является не только важнейшим условием обеспечения ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии, но и одним из важнейших условий развития атомной энергетики и промышленности в целом.

Одним из признанных принципов обращения с жидкими радиоактивными отходами, в том числе при выводе хранилища из эксплуатации, является защита будущих поколений.

Целью вывода из эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов является перевод в состояние, которое исключает использование его по проектному назначению и обеспечивает безопасность персонала, населения и окружающей среды за счёт удаления основной части жидких радиоактивных отходов, перевода неизвлекаемой части радиоактивных отходов в отверждённые радиоактивные отходы и создания дополнительных физических барьеров.

Целью исследований является обоснование варианта вывода из эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов.

Основные принципы осуществления деятельности по выводу ядерных и радиационно опасных объектов из эксплуатации изложены в документе Государственной

корпорации «Росатом» «Концепция вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения» (2008).

Согласно разделу 4 данной Концепции в целях обеспечения возможности эффективного планирования работ по выводу ядерных и радиационно опасных объектов из эксплуатации, а также решения смежных проблем обращения с радиоактивными отходами эксплуатирующие организации должны разработать и регулярно обновлять общие планы (программы) работ по выводу из эксплуатации остановленных или планируемых к выводу ядерных и радиационно опасных объектов (ЯРОО) из эксплуатации во временных интервалах до 2010, 2015 и 2025 годов.

В период до 2015 года по всем планируемым к окончательной остановке до 2020 года ЯРОО должны быть разработаны и приняты объектовые концепции, программы и проектные документы по выводу из эксплуатации.

Показатели и характеристики конечного состояния ядерных и радиационно опасных объектов после вывода из эксплуатации должны обеспечить возможность освобождения объекта из-под контроля органов государственного регулирования в части ядерной и радиационной безопасности.

Приведение объекта в требуемое конечное состояние может осуществляться на вариантной основе. Базовыми вариантами являются:

1. Ликвидация ядерных и радиационно опасных объектов – вариант вывода ядерных и радиационно опасных объектов из эксплуатации, предусматривающий дезактивацию оборудования, зданий и сооружений; ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого в соответствии с нормами уровня; демонтаж оборудования, систем, конструкций и строительных сооружений, содержащих радиоактивные вещества и материалы; удаление всех радиоактивных отходов с площадки ядерных и радиационно опасных объектов, а также реабилитацию площадки ЯРОО в целях дальнейшего использования.

2. Создание объекта окончательной изоляции (захоронения) на месте расположения выводимого из эксплуатации ЯРОО (консервация) – вариант вывода ядерных и радиационно опасных объектов из эксплуатации, предусматривающий локализацию радиоактивно загрязнённых компонентов оборудования, строительных конструкций или радиоактивных отходов на месте расположения выводимого из эксплуатации ЯРОО с созданием необходимых физических барьеров, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации и нерегламентированный выход радиоактивных веществ в окружающую среду.

3. Конверсия ядерных и радиационно опасных объектов – комплекс организационных и технических мероприятий, направленных на изменение целевого назначения основных сооружений, зданий, инженерных систем и оборудования ЯРОО для ведения иных видов практической деятельности, в том числе в области использования атомной энергии.

4. Для сложных ЯРОО в качестве конечного состояния могут быть использованы сочетания и модификации базовых вариантов. Конкретный выбор варианта определяется и обосновывается совокупностью инженерных, экономических, экологических и иных факторов.

Вывод ядерных и радиационно опасных объектов из эксплуатации может включать в себя несколько этапов работ, характеризующихся различными промежуточными состояниями объекта, достигаемыми при завершении этапа.

Решение о прекращении эксплуатации хранилища или одной из его ёмкостей может быть принято:

- на основании данных текущего контроля;
- с учётом аварийного состояния ёмкостей;
- повышения гамма-фона и/или активности проб воды из наблюдательных скважин,

– обнаружение течи из-за падения уровня жидких радиоактивных отходов в ёмкости и т.п.;

– по результатам обследования технического состояния оборудования хранилища, последствий внешней аварии или явлений техногенного или природного характера, приведших к появлению условий, препятствующих эксплуатации хранилища.

Временной альтернативой выводу из эксплуатации может служить необходимый комплекс мероприятий, целью которых является продление срока службы ядерных и радиационно опасных объектов.

Хранилище жидких радиоактивных отходов предназначено для хранения средне- и высокоактивных жидких радиоактивных отходов. Здания 1 и 2 хранилища ЖРО спроектированы в 1959 и в 1965 годах соответственно.

В настоящее время решение о выводе хранилища жидких радиоактивных отходов из эксплуатации в ОАО «ГНЦ НИИАР» не принято. Хранилище жидких радиоактивных отходов находится в эксплуатации, срок которой продлевается до 2020 года (год окончательной остановки проектом не определён).

В рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 и на период до 2015 годов» по государственному контракту «Модернизация и подготовка к выводу из эксплуатации хранилища ЖРО ОАО „ГНЦ НИИАР“» для обеспечения безопасной эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов до момента его вывода из эксплуатации проводят мероприятия по модернизации хранилища. Также проводят мероприятия по подготовке к выводу из эксплуатации хранилища ЖРО.

В 2010 г. была разработана «Концепция вывода из эксплуатации хранилища для пункта хранения жидких РАО – хранилища жидких радиоактивных отходов ОАО «ГНЦ НИИАР». Основной целью Концепции является перевод хранилища в безопасное состояние, не требующее контроля со стороны органов государственного регулирования безопасности.

При обосновании варианта вывода были рассмотрены конструктивные особенности ёмкостей хранилища жидких радиоактивных отходов, вспомогательных систем; эксплуатационные показатели их функционирования; данные по их фактическому состоянию; гидрометеорологические данные по району (по площадке) размещения хранилища; программа модернизации хранилища. Проанализированы технические характеристики подземного хранилища (используемого для захоронения жидких низко- и среднеактивных отходов) с целью оценки возможности его использования при выводе хранилища из эксплуатации. Источниками сведений явились проектная документация хранилища, эксплуатационная технологическая документация, результаты комплексного инженерно-радиационного обследования хранилища и вспомогательных систем, данные по активности воды из наблюдательных и контрольных скважин.

В Концепции рассматриваются два варианта вывода из эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов:

- ликвидация хранилища жидких радиоактивных отходов;
- ликвидация хранилища жидких радиоактивных отходов с целью создания законсервированного хранилища твёрдых радиоактивных отходов.

### **Вариант 1. Ликвидация хранилища жидких радиоактивных отходов**

Вариант ликвидации хранилища жидких радиоактивных отходов предусматривает извлечение всех РАО; полный демонтаж зданий, ёмкостей, оборудования и систем хранилища; реабилитацию территории.

Работы по этому варианту могут включать:

- полное удаление и кондиционирование жидких радиоактивных отходов и песчано-гравийных фильтров из ёмкостей хранилища с последующим кондиционированием РАО, размещением их в новом хранилище или транспортировкой в региональное хранилище;
- дезактивацию ёмкостей, загрязнённых поверхностей зданий, оборудования и т.д. с направлением образующихся низкоактивных жидких радиоактивных отходов на опытно-промышленный полигон для захоронения;
- проведение комплексного инженерно-радиационного обследования;
- создание инфраструктуры для проведения и обеспечения демонтажных работ;
- демонтаж, для проведения которого может потребоваться проведение следующих мероприятий:
  - оснащение хранилища оборудованием для демонтажа металлических и бетонных строительных конструкций, в том числе и робототехническим оборудованием и техникой;
  - организация пункта дезактивации техники, оборудования; оборотных и невозвратных контейнеров, заполненных РАО и подготовленных к транспортированию к месту дальнейшего обращения;
  - организация сортировки отходов на радиоактивные и промышленные отходы с последующим обращением с ними соответственно типу и классу отходов;
  - организация временного хранения невозвратных контейнеров с РАО на территории ОАО «ГНЦ НИИАР» и транспортировки невозвратных контейнеров в региональное хранилище;
  - реабилитация территории, требующая засыпки чистым грунтом мест расположения ёмкостей хранилища, спецсетей (наружных сетей спецканализации) и трубопроводов.

### **Вариант 2. Ликвидация хранилища жидких радиоактивных отходов с целью создания законсервированного хранилища твёрдых радиоактивных отходов**

Этот вариант предусматривает извлечение из хранилища жидких радиоактивных отходов с их последующим кондиционированием, отверждение неизвлекаемых остатков непосредственно в ёмкостях, консервацию образовавшегося хранилища твёрдых радиоактивных отходов.

Работы по варианту ликвидации хранилища жидких радиоактивных отходов с целью создания законсервированного хранилища твёрдых радиоактивных отходов могут включать:

- удаление и кондиционирование жидких радиоактивных отходов, находящихся в ёмкостях хранилища;
- дезактивацию ёмкостей, загрязнённых поверхностей зданий, оборудования и т.д. с направлением образующихся низкоактивных жидких радиоактивных отходов на опытно-промышленный полигон для захоронения;
- проведение комплексного инженерно-радиационного обследования;
- отверждение остатков песчано-гравийного фильтра ёмкостей 1 и 2 высокопроницающим цементным раствором непосредственно в ёмкостях хранилища;
- демонтаж спецсетей, каналов и оборудования; частичный демонтаж элементов строительных конструкций с неснимаемым и внутренним загрязнением;

- организацию сортировки образующихся отходов на радиоактивные и промышленные отходы с последующим обращением с ними соответственно типу и классу отходов;
- консервацию хранилища твёрдых радиоактивных отходов;
- создание дополнительных физических барьеров;
- мониторинг состояния законсервированного хранилища твёрдых радиоактивных отходов.

Оценка экономических показателей по выводу из эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов проведена ЗАО «Альянс-Гамма» и основывается на опыте аналогичных работ по состоянию на 2010 год.

#### Экономические показатели по выводу хранилища жидких радиоактивных отходов из эксплуатации

| Статья расхода  | Стоимость работ*, млн руб. |  |
|---|----------------------------|--|
|   | Ликвидация хранилища ЖРО   | Создание законсервированного хранилища ТРО |
| Установка извлечения пульпы с временным сооружением и коммуникациями  | 35                         | 35   |
| Установка цементирования ЖРО производительностью четыре контейнера НЗК в сутки  | 170                        | 170  |
| Здание для размещения установки цементирования  | 130                        | 130  |
| Эксплуатационные затраты на переработку ЖРО за 5 лет  | 600                        | 510  |
| Строительство поверхностного хранилища НЗК ангарного типа   | 58<br>(для 4708 шт. НЗК)   | 49<br>(для 3960 шт. НЗК)                   |
| Оборудование для демонтажа строительных конструкций ёмкостей хранилища, погрузки, транспортировки отходов и дезактивации оборудования | 270                        | 140  |
| Строительно-монтажные работы по демонтажу строительных конструкций ёмкостей хранилища   | 62                         | 20   |
| Мониторинг состояния хранилища (отбор проб и лабораторный анализ 20 проб два раза в год) в течение 10 лет                             | –                          | 2,1  |
| Оценочная стоимость работ   | 1,325 млрд руб.            | 1,056 млрд руб.                            |

\* По курсу рубля на 2010 год.

Вариант «Ликвидация хранилища ЖРО–создание законсервированного хранилища ТРО» более предпочтительный, учитывая материальные затраты и продолжительность работ (7–8 лет, время мониторинга – 10 лет), по сравнению с вариантом «Полная ликвидация хранилища» (продолжительность работ 9–10 лет). При реализации этого варианта

будут обеспечены безопасность захоронения РАО и выполнение требований действующих нормативных правовых актов и нормативных документов.

Однако данная Концепция разработана до принятия федерального закона от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации». В соответствии с этим федеральным законом единственно возможным законным поставщиком в области ведения работ по использованию атомной энергии в части сооружения, эксплуатации и закрытия пунктов захоронения РАО является ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами».

Национальный оператор осуществляет следующие виды деятельности:

- 1) обеспечивает безопасное обращение с принятыми на захоронение радиоактивными отходами;
- 2) обеспечивает эксплуатацию и закрытие пунктов захоронения радиоактивных отходов;
- 3) выполняет функции заказчика проектирования и сооружения пунктов захоронения радиоактивных отходов;
- 4) подготавливает прогнозы объёма захоронения радиоактивных отходов, развития инфраструктуры по обращению с радиоактивными отходами и размещает соответствующую информацию на сайте национального оператора и сайте органа государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами в сети Интернета;
- 5) техническое и информационное обеспечение государственного учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;
- 6) иные виды деятельности в соответствии с законодательством Российской Федерации.

В целях настоящего федерального закона радиоактивные отходы подразделяются:

- на удаляемые радиоактивные отходы, для которых риски, связанные с радиационным воздействием, иные риски, а также затраты, связанные с извлечением таких радиоактивных отходов из пункта хранения с последующим обращением с ними (в том числе с захоронением), не превышают риски и затраты, связанные с захоронением таких радиоактивных отходов в месте их нахождения;
- на особые радиоактивные отходы – радиоактивные отходы, для которых риски, связанные с радиационным воздействием, иные риски, а также затраты, связанные с извлечением таких радиоактивных отходов из пункта хранения радиоактивных отходов, последующим обращением с ними, в том числе с захоронением, превышают риски и затраты, связанные с захоронением таких радиоактивных отходов в месте их нахождения.

Критерии отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам устанавливаются Правительством Российской Федерации.

На основании действующей лицензии, способа заполнения пункта хранения, а также с учётом периода потенциальной опасности объекта при первичной регистрации хранилища жидких радиоактивных отходов принято решение отнести хранилище средне- и высокоактивных ЖРО к пункту долговременного хранения, а отнесение радиоактивных отходов к категории особых или удаляемых РАО отложено до 2020 года в связи с тем, что в настоящее время разработана «Программа модернизации хранилища жидких радиоактивных отходов» в соответствии с календарным планом выполнения работ по государственному контракту «Модернизация и подготовка к выводу из эксплуатации хранилища ЖРО ОАО „ГНЦ НИИАР“».

Очевидно, что после принятия решения об отнесении РАО к особым или удаляемым отходам будет определён и окончательный вариант вывода из эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов.



В 2013 году в качестве организационно-технического и конструкционно-технологического решений по выводу хранилища из эксплуатации на подготовительной стадии была разработана программа вывода из эксплуатации здания Г хранилища ЖРО.

Основными причинами прекращения эксплуатации здания Г хранилища ЖРО является выработка проектного срока эксплуатации.

Основной целью программы вывода из эксплуатации здания Г хранилища ЖРО является консервация ёмкостей А и Б и ликвидация части основного и вспомогательного оборудования, технологически связанного с данными ёмкостями.

Вывод из эксплуатации здания Г хранилища жидких радиоактивных отходов предполагает:

- извлечение из здания Г жидких радиоактивных отходов с их последующим кондиционированием;
- отверждение неизвлекаемых остатков непосредственно в ёмкостях;
- консервацию ёмкостей;
- ликвидацию части основного и вспомогательного оборудования;
- мониторинг здания Г хранилища жидких радиоактивных отходов.

Работы могут включать несколько этапов:

– конечное состояние здания Г на подготовительном этапе: здание находится в состоянии эксплуатации, разработан проект по выводу здания Г из эксплуатации, принято решение о выводе здания Г из эксплуатации;

– конечное состояние на этапе окончательной остановки хранилища: приём ЖРО прекращён, здание Г хранилища находится в состоянии окончательной остановки и поддерживается в безопасном состоянии, подготовлена материальная база для окончательного вывода из эксплуатации здания Г хранилища ЖРО;

– конечное состояние хранилища: ёмкости дезактивированы и загерметизированы, часть здания Г законсервирована.

Вариант с полным демонтажем ёмкостей хранилища, оборудования и систем хранилища с дальнейшей реабилитацией территории на данном этапе нецелесообразен, поскольку включает в себя:

- полное удаление ЖРО и песчано-гравийных фильтров, находящихся в ёмкостях хранилища;
- дезактивацию металлической облицовки ёмкостей;
- оснащение хранилища оборудованием для демонтажа металлических и бетонных строительных конструкций, в том числе и робототехническим оборудованием, и техники;
- создание дополнительной инфраструктуры для проведения и обеспечения демонтажных работ, включая создание временных дорог, электрификацию площадок; для обеспечения радиационной и экологической безопасности и физической защиты и т.д.;
- обустройство пункта дезактивации техники, оборудования, оборотных и невозвратных контейнеров, заполненных РАО и подготовленных к транспортированию к месту дальнейшего обращения;
- создание временных укрытий над ёмкостями хранилища на период демонтажа;
- кондиционирование РАО и обращение с твёрдыми и жидкими промышленными отходами, образующимися при демонтаже оборудования, ёмкостей и зданий;
- радиационный контроль при проведении работ;
- засыпку мест расположения ёмкостей хранилища, спецсетей и трубопроводов чистым грунтом и реабилитацию территории.

Необходимость сохранения целевого назначения части здания Г заключается в том, что здания А и Г связаны единой технологической цепочкой и функционирование части основного оборудования необходимо для поддержания безопасной эксплуатации всего

хранилища ЖРО до момента принятия решения о выводе его из эксплуатации и обеспечения возможности функционирования института в период после прекращения приёма ЖРО в ёмкости здания Г хранилища жидких радиоактивных отходов.

Данная программа вывода из эксплуатации здания Г хранилища ЖРО вступает в действие после проведения мероприятий по продлению срока безопасной эксплуатации хранилища жидких радиоактивных отходов и принятия решения о выводе из эксплуатации здания Г хранилища ЖРО. После чего определяются сроки, средства и исполнители для выполнения работ по выводу объекта из эксплуатации.

В заключение обоснования варианта вывода из эксплуатации хранилища ЖРО сделаны следующие выводы:

– вариант «Ликвидация хранилища ЖРО – создание законсервированного хранилища ТРО» является предпочтительным по материальным затратам и продолжительности работ до момента отнесения РАО, хранящихся в пункте долговременного хранения, к категории особых или удаляемых отходов;

– вариант с полным демонтажем ёмкостей здания Г хранилища, оборудования и систем с дальнейшей реабилитацией территории на первоначальном этапе нецелесообразен в связи с необходимостью сохранения целевого назначения части здания Г для поддержания безопасной эксплуатации всего хранилища жидких радиоактивных отходов до принятия решения о выводе его из эксплуатации.

*Е.В. Крайнов, А.В. Мамонов, Ю.А. Дёмина*

## ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ ПРИ ПОТЕНЦИАЛЬНОМ ОБЛУЧЕНИИ ОТ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

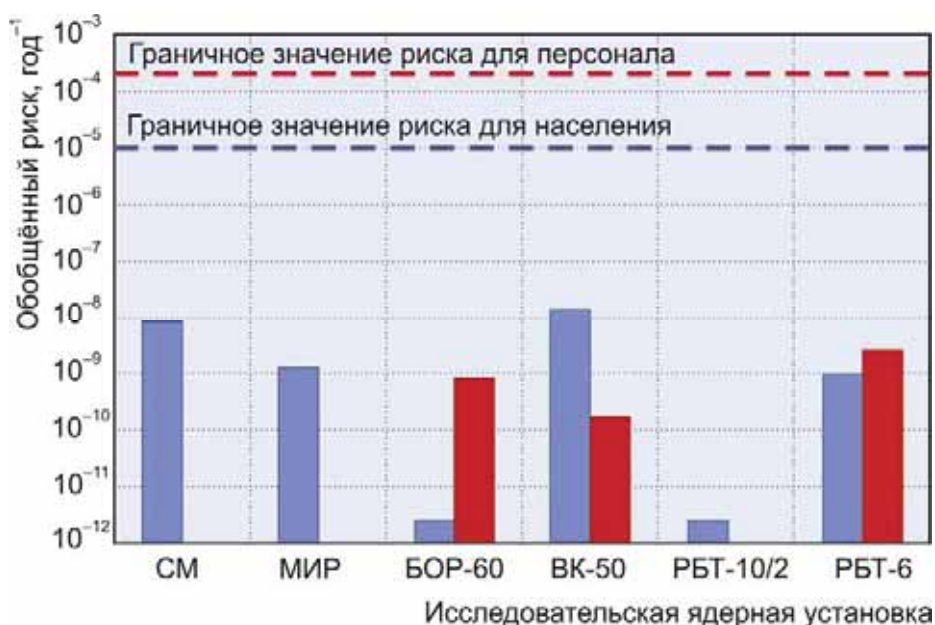
В 103-й публикации Международной комиссии по радиационной защите [1] и в действующей редакции «Норм радиационной безопасности» (НРБ-99/2009) [2] введены понятия «потенциального облучения» и «обобщённого риска». Под потенциальным облучением понимается облучение, которое нельзя ожидать с абсолютной уверенностью, но которое может иметь место в результате аварии с источником или последовательности событий гипотетического характера, включая отказы оборудования и ошибки во время эксплуатации. Для обоснования защиты от потенциального облучения регламентируется проводить расчёты обобщённого риска. Обобщённый риск определяется как произведение вероятности события, приводящего к облучению, на вероятность смерти, связанной с облучением.

Расчёт обобщённого риска проводится по следующей схеме:

1. Разработка сценария событий, приводящих к облучению персонала и населения.
2. Оценка вероятности реализации каждого сценария.
3. Оценка доз облучения населения и персонала в результате развития событий.
4. Расчёт вероятности смерти персонала и населения в соответствии с линейной беспороговой концепцией зависимости риска стохастических эффектов от дозы облучения.
5. Расчёт обобщённого риска в соответствии с определением.

6. Если рассчитанные значения обобщённого риска для персонала или населения превысят  $2,0 \cdot 10^{-4} \text{ год}^{-1}$  и  $1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$  соответственно, то необходимы процедура оптимизации защиты от потенциального облучения, направленная на уменьшение вероятности возникновения событий и/или уменьшение ожидаемых доз облучения, и повторный расчёт обобщённого риска по пунктам 1–5.

Расчёт обобщённого риска был выполнен для исследовательских ядерных установок института.



Значения суммарного обобщённого риска для исследовательских ядерных установок института:  
■ – персонал, ■ – население

Обобщённый риск для персонала реакторов СМ, МИР и РБТ-10 равен нулю, так как согласно отчётам по обоснованию безопасности этих установок при развитии возможных аварий и предаварийных ситуаций практически исключено облучение персонала установок.

Расчитанный обобщённый риск для исследовательских ядерных установок института не превышает граничных значений, то есть является приемлемым. Следовательно, исследовательские ядерные установки удовлетворяют требованию об ограничении обобщённого риска, приведённому в российской и международной нормативной документации по радиационной безопасности.

Результаты работы будут использованы для корректировки данных паспорта безопасности института.

#### Список литературы

1. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ) / Под общей ред. М.Ф. Киселёва и Н.К. Шандалы. – М.: ООО «ПКФ "АЛАН"», 2009. – 344 с.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99, 2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

В.Д. Кизин, В.В. Коняшов, В.В. Авдонин





# 7

## РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

**ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013**

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Международная деятельность ОАО «ГНЦ НИИАР» направлена на реализацию стратегии Госкорпорации «Росатом» до 2030 года, которая предусматривает наращивание российского наукоёмкого потенциала на зарубежных рынках и увеличение объёма экспорта высокотехнологичной продукции.



Приоритетные направления международного сотрудничества ОАО «ГНЦ НИИАР» в 2013 году

В 2013 году международное сотрудничество шло особенно интенсивно. За рубежом и в России состоялось более ста пятидесяти пяти международных мероприятий с участием ста двадцати пяти представителей ОАО «ГНЦ НИИАР». Из девяноста российских мероприятий международного статуса с участием представителей института сорок были организованы в Димитровграде. Наш институт посетили сто пятьдесят шесть иностранных специалистов из двадцати четырёх стран мира. Учёные и инженеры института приняли участие в двадцати пяти международных научных форумах и конференциях, сорока совещаниях рабочих групп и информационно-технических семинарах, в том числе и в мероприятиях, проводимых Международным агентством по атомной энергии. Сорок семь встреч и переговоров состоялось в рамках действующих контрактов, двенадцать из них – по программам международной технической помощи по физической защите, учёту и контролю ядерных материалов, пять – по линии Международного научно-технического центра, более десяти были нацелены на заключение новых контрактов. Десять раз специалистам института приходилось выезжать на приёмку специального оборудования, разработанного для поставки в лаборатории института с целью

реализации федеральных целевых программ. В 2013 году удалось заключить восемь новых контрактов на проведение исследовательских работ по основным направлениям деятельности института. Подготовительные работы велись ещё по семи проектам. Получено более тридцати лицензий Федеральной службы по техническому и экспортному контролю, отправлено двадцать научно-технических отчётов.



Приём иностранной делегации

## Реакторные и послереакторные исследования топливных элементов и конструкционных материалов перспективных ядерных реакторов

Это наиболее востребованная область коммерческого партнёрства ОАО «ГНЦ НИИАР» с зарубежными компаниями. Сотрудничество представлено серией контрактов на технико-экономическое обоснование, облучение в реакторе БОР-60 и комплекс послереакторных исследований топливных элементов и конструкционных материалов перспективных ядерных реакторов. В 2013 году проводились научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в рамках семи контрактов, заключённых ранее. В отчётном году удалось заключить три контракта, четыре – находятся в стадии согласования и подписания. В ходе многочисленных встреч в текущем году обсуждались технические вопросы проведения экспериментов и интерпретации полученных результатов, а также условия и способы доставки образцов материалов для облучения.

Наши партнёры:

- ◆ Компания «Арева» (Франция);
- ◆ Комиссариат по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции;
- ◆ Компания «Тетра Пауэр» (США);
- ◆ Министерство энергетики США;
- ◆ Корейский исследовательский институт атомной энергии (Южная Корея).

## Конверсия исследовательских реакторов и производства молибдена-99

В рамках исполнительного соглашения между Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» и Министерством энергетики США о сотрудничестве в проведении исследований возможности конверсии российских исследовательских реакторов на низкообогащённое урановое топливо в институте проводятся исследования экономической целесообразности и анализ безопасности исследовательского реактора МИР с целью определения технической возможности его конверсии.

Текущее состояние контрактов является предметом обсуждения на ежегодных совещаниях российско-американской рабочей группы по координации сотрудничества, в состав которой входят специалисты ОАО «ГНЦ НИИАР». Комплекс задач включает также идентификацию подходящего для конверсии низкообогащённого уранового топлива и ТВС. С этой целью согласован в Госкорпорации «Росатом» и подписан контракт между ОАО «ГНЦ НИИАР», Аргоннской национальной лабораторией США и ОАО «ТВЭЛ» по изготовлению и испытанию в исследовательском реакторе МИР экспериментальных топливных сборок ИРТ-3М с уран-молибденовым топливом номинальным обогащением 19,7 % по урану-235.

Специалисты института также вошли в рабочую группу Международного агентства по атомной энергии по проведению исследований конверсии технологии производства препарата молибдена-99 на использование урана низкого обогащения.

## Создание многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах

Госкорпорация «Росатом», Министерство энергетики США и Комиссариат по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции в ходе международного промышленного форума «АТОМЭКСПО–2013» в Санкт-Петербурге подписали меморандум о взаимопонимании в вопросах организации Международного центра исследований на базе МБИР, строительства в Димитровграде многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах, который после ввода в эксплуатацию станет самым мощным исследовательским реактором в мире (150 МВт).

В соответствии с принятым документом в течение следующего после подписания меморандума года будет действовать рабочая группа с участием экспертов трёх стран: юристы подберут наиболее приемлемую организационную схему, экономисты определят проценты финансового участия, учёные разработают программу совместных исследований на период 2020–2030 годов.

Первый международный научно-технический семинар по проекту Международного центра исследований на базе исследовательской ядерной установки МБИР состоялся в Димитровграде в ноябре 2013 года.

Одновременно проводились изыскательские работы по проекту строительства самого реактора. Чешской компанией «EGP Invest» (г. Угерский Брод, Чехия) завершено проектирование турбинного блока для исследовательской ядерной установки МБИР. Документы по проекту машинного зала реактора переданы на государственную экспертизу в Россию. В настоящее время завершается работа над созданием его 3D-модели.





Участники международного научно-технического семинара по проекту Международного центра исследований на базе реактора МБИР

## Инновационные ядерные реакторы и технологии топливного цикла для перспективной ядерной энергетики

В июле 2013 года в ОАО «ГНЦ НИИАР» прошло XVI совещание по жидкосолевым реакторам в рамках международного форума «Поколение-IV» с участием ведущих научных организаций России: НИЦ «Курчатовский институт», РАН, ОАО «НИКИЭТ», ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», ОАО «ВНИИНМ», ОАО «ОКБМ Африкантов» – и представителей Франции, Голландии, Германии, США, Китая, Японии и Южной Кореи.

В настоящее время ОАО «ГНЦ НИИАР» является единственной в мире научной площадкой, которая имеет возможность проводить исследования по химии и термодинамике жидкосолевого топлива с реальными младшими актинидами – америцием и кюрием.

Международный форум «Поколение-IV», созданный в 2000 году, объединяет тринадцать ведущих ядерных стран для научного и экспертного взаимодействия в области разработки перспективных ядерных реакторов четвертого поколения с улучшенными характеристиками по ядерной и энергетической безопасности и ресурсопотреблению, их лицензирования, сооружения, эксплуатации в период после 2030 года.

В рамках международного форума ведутся разработки по шести реакторным системам, таким как:

- ◆ сверхвысокотемпературный газовый реактор;
- ◆ натриевый реактор на быстрых нейтронах;
- ◆ газовый реактор на быстрых нейтронах;
- ◆ сверхкритичный водяной реактор;
- ◆ свинцовый реактор на быстрых нейтронах;
- ◆ жидкосолевой реактор.

Для каждой реакторной системы в качестве постоянного научного экспертного органа созданы управляющие комитеты, которые обеспечивают координацию работ в странах-участниках и являются постоянной площадкой для информационного обмена и обсуждения планов и результатов. Долгосрочным результатом совещания стало полноформатное присоединение Российской Федерации, ранее имеющей статус наблюдателя, к участию в системном управлении международного форума «Поколение-IV» по жидкосолевым реакторам.

Два параллельных проекта по пирохимическому фракционированию актиноидов в расплавах солей хлоридов и фторидов, финансируемых европейским и российским агентствами, были отобраны в результате скоординированного конкурса в рамках седьмой основополагающей программы международного ядерного сообщества. Взаимоотношения в рамках российского проекта «Изучение пирохимических процессов для рециклирования младших актиноидов в солевых расплавах хлоридов и фторидов», кратко именуемым ПИРОСМАНИ, и европейского проекта «Безопасность выделения актиноидов» (SACSESS) регулируются соглашением о координации действий между ОАО «ГНЦ НИИАР» и Комиссариатом по ядерной энергетике и альтернативным энергоисточникам Франции. Соглашение начнёт действовать с 2014 года.

## Сооружение Центра ядерной науки и технологий на территории Вьетнама

В апреле 2013 года площадку ОАО «ГНЦ НИИАР» посетила большая делегация специалистов из Социалистической Республики Вьетнам, чтобы ознакомиться с российскими технологиями, которые предлагается применить в рамках реализации проекта по сооружению Центра ядерной науки и технологий на территории Вьетнама.



Гости из Социалистической Республики Вьетнам знакомятся с техническими возможностями реактора МИР



Пульт управления реактора МИР.  
Приём делегации Социалистической Республики Вьетнам

## Ядерная безопасность исследовательских установок

На заседании Совета глав правительств Содружества Независимых Государств в Минске было принято решение о наделении ОАО «ГНЦ НИИАР» статусом базовой организации по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок государств-участников СНГ. Приоритетным направлением деятельности базовой организации является межгосударственный информационный обмен и реализация программ мирного использования атомной энергии в рамках Содружества для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательских ядерных установок государств-участников. Документы, утверждённые Советом глав правительств СНГ, по официальным каналам направляются правительствам соответствующих стран. В дальнейшем они передаются организациям, эксплуатирующим ядерные установки, а также надзорным органам, которые назначают своих представителей в совещательный орган базовой организации.

С четвёртого по седьмое июня на площадке ОАО «ГНЦ НИИАР» прошло ежегодное совещание членов Коалиции исследовательских реакторов стран Содружества Независимых Государств, в котором приняли участие представители России, Белоруссии, Казахстана, Украины, Узбекистана, Таджикистана, Киргизии и Международного агентства по атомной энергии. Коалиция исследовательских реакторов стран Содружества Независимых Государств создана в рамках проекта Международного агентства по атомной энергии «Совершенствование использования и повышение безопасности исследовательских реакторов посредством сетевого взаимодействия, создания объединений и обмена передовым опытом» в качестве новой модели для обмена опытом в области обеспечения безопасности исследовательских реакторов и содействия более широкому и эффективному их использованию в интересах научного и социально-экономического развития стран СНГ, а также облегчения доступа стран-участникам, не имеющих подобных установок. По результатам рабочей встречи принят план работы коалиции на ближайший год и подписан меморандум.



Участники совещания членов Коалиции исследовательских реакторов стран Содружества Независимых Государств в музее ОАО «ГНЦ НИИАР»

## Усовершенствование систем физической защиты, учёта и контроля ядерных материалов

Одной из важных составляющих российско-американского сотрудничества является программа по усовершенствованию систем физической защиты, учёта и контроля ядерных материалов на российских ядерных объектах. Однако 2013 год был отмечен отсутствием новых контрактов, а формат взаимодействия был ограничен предъявлением ранее выполненных работ и участием во встречах координаторов, что связано с окончанием сотрудничества в рамках данной программы на условиях, зафиксированных в соглашении между Российской Федерацией и Соединёнными Штатами Америки относительно безопасности и надёжности перевозок, хранения и уничтожения оружия и предотвращения его распространения от 17 июня 1992 года.



Участники совещания координаторов по культуре ядерной безопасности

му соглашению от 21 мая 2003 года о многосторонней ядерно-экологической программе в Российской Федерации и соглашение о сотрудничестве в рамках многосторонней ядерно-экологической программы.

Новая программа технического содействия зарегистрирована в Комиссии по вопросам международной гуманитарной и технической помощи при Правительстве Российской Федерации 26 декабря 2013 года как программа в области обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Таким образом, подписание новых проектов и контрактов возобновляется в установленном порядке в соответствии с обновлённой нормативно-правовой базой.

В новом формате сотрудничества между Правительством Российской Федерации и Правительством Соединённых Штатов Америки 14 июня 2013 года подписаны протокол к основополагающе-

## Развитие поставок препарата молибдена-99. Возврат отработавших нейтронных источников на основе калифорния-252

В радионуклидном направлении сотрудничества есть ряд задач, которые выходят за рамки производства и поставок, и их решение лежит в плоскости международного сотрудничества. После успешного перехода на регулярный график поставок препарата молибдена-99 специалисты института совместно с разработчиками процесса – немецкой фирмой «ITD GmbH» и швейцарской фирмой «Gamma-Service Group International GmbH» – при сотрудничестве с компанией «PHARMAIL Regulatory Affairs Consultancy», специализирующейся на разработке и оформлении файлов нормативно-справочной информации по препарату (EDMF – European Drug Master File) и досье радиофармпрепаратов, вели переговоры о заключении проекта контракта на разработку и оформление в соответствии с европейскими требованиями пакета документов, необходимых для регистрации продукта (препарат молибдена-99) на основе данных производителя. Наличие такого пакета документов дает возможность выхода на европейский рынок радиоизотопов и увеличения коммерческих продаж молибдена-99 для производства на его основе генератора технеция-99m для нужд ядерной медицины.

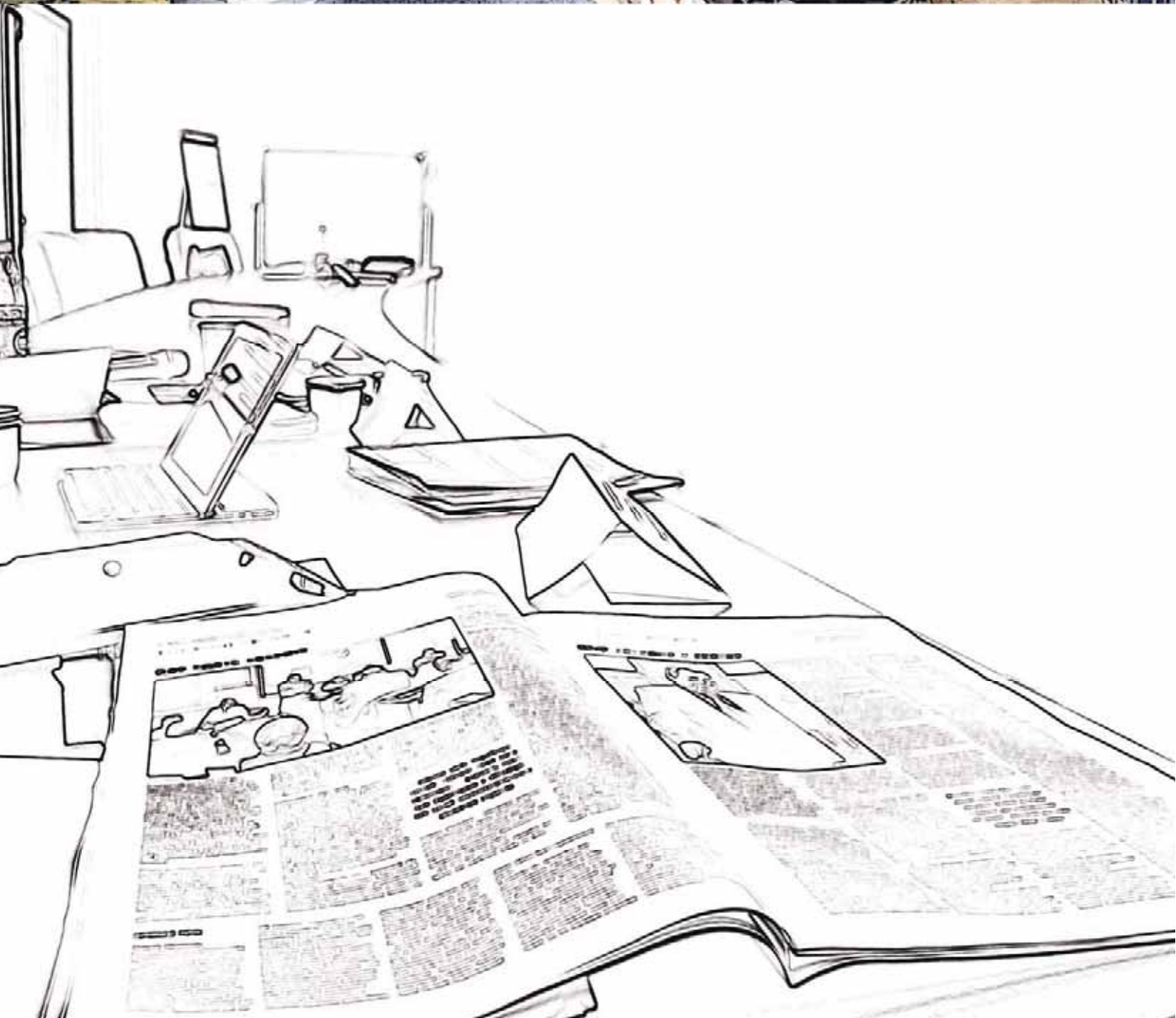
Еще одна проблема, в решении которой заинтересовано международное сообщество, – возврат отработавших радионуклидных источников, поставленных институтом в разное время и для различных целей на предприятия ведущих стран мира. Процедуру возврата отработавших источников, отнесённых к радиоактивным отходам, определяет «Положение о возврате в Российскую Федерацию отработавших источников ионизирующего излучения, произведённых в Российской Федерации», утверждённое постановлением Правительства Российской Федерации от 19.11.2012 № 1186. Данная процедура требует заключения договора и последующее захоронение отходов через ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами». К сожалению, недостаток нормативной базы не позволяет пока выполнить обязательства института по возврату всех источников.

И в заключение следует отметить, что самыми яркими и значимыми международными мероприятиями 2013 года для ОАО «ГНЦ НИИАР» стали:

- ◆ XVI совещание по жидкосолевым реакторам международного форума «Поколение-IV»;
- ◆ заседание членов Коалиции исследовательских реакторов Стран Содружества Независимых Государств;
- ◆ международный научно-технический семинар по проекту Международного центра исследований на базе исследовательской ядерной установки МБИР.

Проведение таких важнейших мероприятий на базе ОАО «НИИАР» связано не только с созданием Центра коллективного пользования на базе многофункционального быстрого исследовательского реактора, который будет строиться на нашей площадке. Это также свидетельствует о международном признании накопленного уникального практического опыта длительной успешной эксплуатации реактора на быстрых нейтронах, а также перспективных разработок перехода на замкнутый ядерный топливный цикл, обеспечивающих наиболее эффективное использование урановых ресурсов и решение экологических проблем обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.

*Н.В. Кузнецова*





# 8

## РЕДАКЦИОННО- ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2013

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –  
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА  
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В соответствии с планом работ на 2013 год в редакционно-издательском бюро ОАО «ГНЦ НИИАР» были отредактированы и подготовлены к печати следующие издания.

## Публичный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2012 год

Информационно-статистическое издание

УДК 621.039

Публичный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2012 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 240 с.

ISBN 978-5-94831-127-2



В отчёте комплексно отражены основные финансово-экономические и производственные результаты деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2012 год, а также результаты деятельности в области устойчивого развития; описаны подходы менеджмента, позволяющие достигать значительных результатов и повышать эффективность работы; содержатся планы и намерения на среднесрочную и долгосрочную перспективу, которые носят прогнозный характер и могут отличаться от фактических.

Отчёт подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.



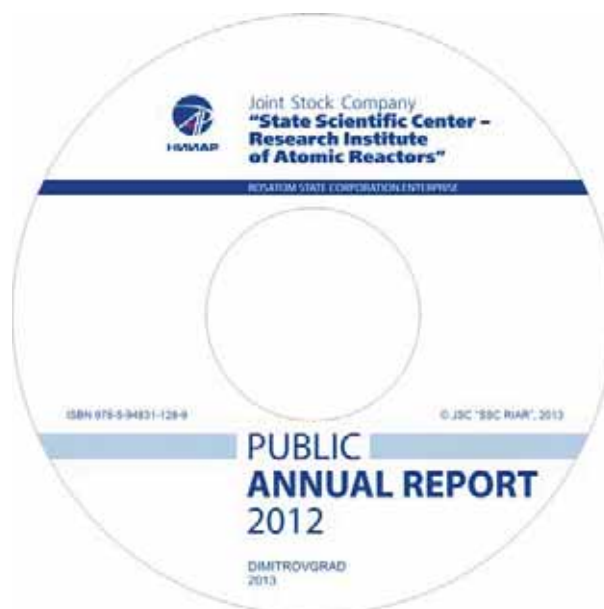
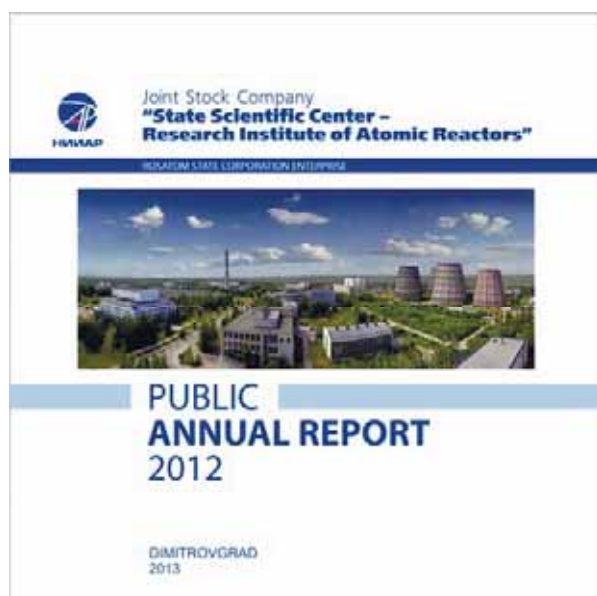
## Публичный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2012 год (на английском языке)

Информационно-статистическое издание

УДК 621.039=20

Публичный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2012 г. [Электронный ресурс]. – Электронные текстовые данные (512 МВ) – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 240 с. – 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. – Системные требования: PC не ниже класса Pentium I; 32 Мб RAM; свободное место на HDD 16 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Arcobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. – Заглавие с титульного экрана.

ISBN 978-5-94831-130-2



Данное электронное издание является переводом на английский язык публичного годового отчёта ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2012 год, содержит сведения об основных финансово-экономических и производственных результатах деятельности института за отчётный период, планы и намерения на средне- и долгосрочную перспективу.

Отчёт подготовлен на добровольной основе и адресован широкому кругу читателей.

## Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в ОАО «ГНЦ НИИАР» в 2012 году

Научное издание

УДК 621.039

Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2012 г. – Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 176 с.

ISBN 978-5-94831-131-9



Отчёт содержит статьи о выполненных в 2012 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР», таким как:

- ◆ 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;
- ◆ работы института по международным программам;
- ◆ редакционно-издательская деятельность.

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

**В.А. Цыканов**

## **Пути преодоления современного энерго-экологического кризиса**

Научно-популярное издание

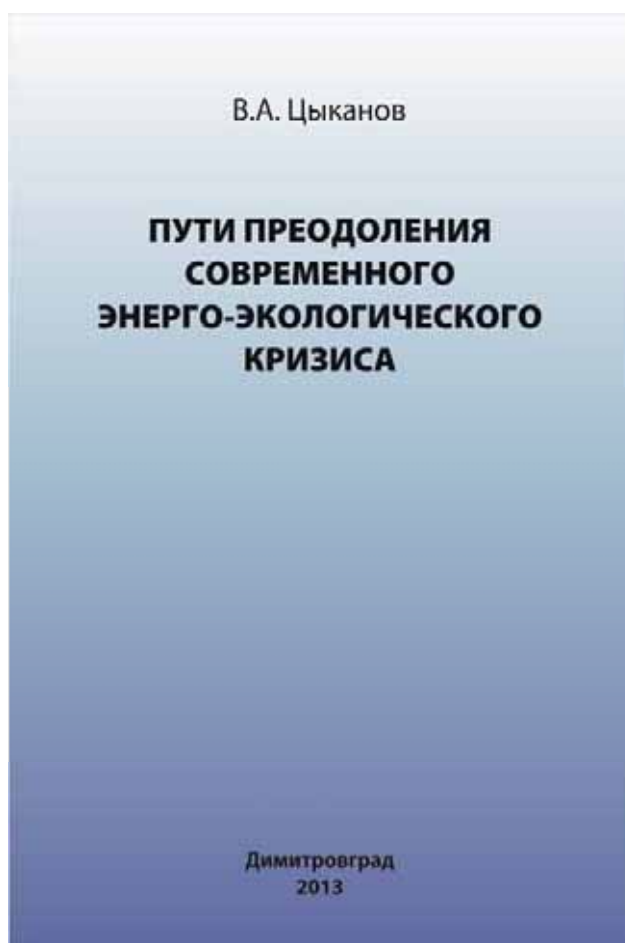
УДК 620.9: 621.039

Цыканов В.А. Пути преодоления современного энерго-экологического кризиса. –  
Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 156 с.

ISBN 978-5-94831-126-5

В книге рассмотрена динамика глобальных энергопотребностей, приведён прогноз мирового энергопотребления в XXI веке. Показаны причины возникновения и развития современного энерго-экологического кризиса, заключающиеся во всё возрастающих объёмах добычи и сжигания угля и углеводородных энергоносителей. Рассмотрены альтернативные источники энергии и их возможности в мероприятиях по преодолению кризиса. Показана положительная роль возобновляемых источников энергии, если они более широко будут использоваться в секторе так называемой малой энергетики, доля которой в глобальном энергопотреблении доходит до 30 %. По мнению автора, кардинальное решение проблемы возможно только при широком применении ядерной энергетики.

Книга предназначена для широкого круга читателей.



**Ю.В. Чечёткин**

## **Вывод ядерных и радиационно опасных объектов из эксплуатации**

Научное издание

УДК 621.038.75:621.039.743:621.039.578

Чечёткин Ю.В. Вывод ядерных и радиационно опасных объектов из эксплуатации. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 392 с.

ISBN 978-5-94831-129-6



В настоящей монографии дан анализ современного состояния проблемы вывода из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов; опыта работ, связанных с выводом таких объектов из эксплуатации в различных странах. Рассмотрены технологические принципы проведения демонтажа оборудования; методы и техника, используемые в процессе выполнения работ. Освещены вопросы регулирования процессов вывода ядерных радиационных объектов из эксплуатации, обращения с радиоактивными отходами; методы дезактивации, длительного хранения и захоронения радиоактивных отходов, экономические показатели по выводу из эксплуатации радиационно опасных объектов, новые разработки в этой области.

Монография рассчитана на широкий круг специалистов, научных и технических работников объектов атомной промышленности; может быть полезной студентам вузов, специализирующихся в области атомной науки и техники.

**С.В. Павлов**

## **Не разрушающие ультразвуковые методы исследований облучённого топлива ядерных реакторов**

Научное издание

УДК 621.039.546:53.082.4

Павлов С.В. Не разрушающие ультразвуковые методы исследований облучённого топлива ядерных реакторов. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 256 с.  
ISBN 978-5-94831-132-6

В монографии рассмотрены вопросы применения ультразвука для неразрушающих исследований облучённых тепловыделяющих сборок и тепловыделяющих элементов в защитных камерах и бассейнах выдержки атомных электростанций. Основное внимание уделяется неразрушающим методам контроля, которые используются при исследовании облучённых ТВС и твэлов реакторов ВВЭР и РБМК в защитных камерах ОАО «ГНЦ НИИАР», а также методам контроля ТВС реактора ВВЭР-1000 на стендах инспекции и ремонта, расположенных в бассейнах выдержки АЭС.

Описаны конструкции тепловыделяющих сборок и твэлов реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000, а также приведены основные технические решения по модернизации и усовершенствованию топлива этих реакторов. На основе экспериментальных данных, полученных в институте при исследовании более 80 ТВС реакторов ВВЭР и РБМК, в сжатом виде приведена информация об изменении основных параметров и характеристик топлива при эксплуатации в ядерных реакторах.

Изложены физические принципы и теоретические основы ультразвуковых методов измерения геометрических параметров ТВС и их элементов, методы обнаружения негерметичных твэлов и измерения давления и состава газа под оболочкой твэлов.

Монография предназначена для работников научно-исследовательских институтов, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности, которые занимаются проблемами ядерного топлива, а также для студентов и аспирантов соответствующих специальностей.



## Сборник тезисов докладов

# Х Российской конференции по реакторному материаловедению

Научное издание

УДК 621.039.531(082)  
ГРНТИ 58.33.09

Х Российская конференция по реакторному материаловедению: тезисы докладов. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 224 с.

ISBN 978-5-94831-125-8



Сборник содержит тезисы докладов, представленных на X Российской конференции по реакторному материаловедению, проходившей 27–31 мая 2013 года в городе Димитровграде Ульяновской области и организованной ОАО «ГНЦ НИИАР». В сборнике, предназначенном для специалистов в области реакторного материаловедения, представлены тезисы докладов пленарных заседаний, устных и стендовых секций следующей тематики:

- ◆ тепловыделяющие сборки, тепловыделяющие и поглощающие элементы, циркониевые материалы для ядерных реакторов;
- ◆ конструкционные материалы ядерных энергетических установок;
- ◆ оборудование и методики для реакторных испытаний и послереакторных исследований материалов и изделий, вопросы моделирования радиационных повреждений.

## Сборник докладов

# X Российской конференции по реакторному материаловедению

Научное издание

УДК 621.039.531(082)  
ГРНТИ 58.33.09

X Российская конференция по реакторному материаловедению [Электронный ресурс]: сборник докладов. – Электронные текстовые данные (131 Мб) – Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 857 с. – 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. – Системные требования: PC не ниже класса Pentium I; 32 Мб RAM; свободное место на HDD 16 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Arcobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. – Заглавие с титульного экрана.

ISBN 978-5-94831-130-2

Сборник содержит доклады, представленные на X Российской конференции по реакторному материаловедению, проходившей 27–31 мая 2013 года в городе Дмитровграде Ульяновской области и организованной ОАО «ГНЦ НИИАР». В издании, предназначенном для специалистов в области реакторного материаловедения, собраны доклады пленарных заседаний, устных и стендовых секций следующей тематики:

- ◆ тепловыделяющие сборки, тепловыделяющие и поглощающие элементы, циркониевые материалы для ядерных реакторов;
- ◆ конструкционные материалы ядерных энергетических установок;
- ◆ оборудование и методики для реакторных испытаний и послереакторных исследований материалов и изделий, вопросы моделирования радиационных повреждений.



*Н.В. Чертухина*

По вопросам приобретения изданий ОАО «ГНЦ НИИАР» обращаться по адресу:  
[shipulinass@niiar.ru](mailto:shipulinass@niiar.ru)

## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

- АИЭ – аварийный источник электроснабжения.
- АСК «Байконур-Чебоксары» – ассоциация содействия космонавтике "Байконур-Чебоксары".
- АСО – аппарат сорбционной очистки.
- АЭС – атомная электростанция.
- АЭС-2006 – проект российской атомной станции нового поколения с улучшенными технико-экономическими показателями.
- БАЭС – Белоярская атомная электростанция.
- БИГР – быстрый импульсный графитовый реактор.
- БН-600 – реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем электрической мощностью 600 МВт.
- БН-800 – реактор на быстрых нейтронах мощностью 800 МВт.
- БОР-60 – быстрый (на быстрых нейтронах) опытный реактор; исследовательский реактор мощностью 60 МВт.
- БР-10 – исследовательский реактор на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем мощностью 10 МВт.
- БРЕСТ-ОД-300 – быстрый реактор (на быстрых нейтронах) естественной безопасности со свинцовым теплоносителем (опытный демонстрационный) мощностью в 300 МВт.
- ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор.
- ВК-50 – водо-водяной кипящий реактор.
- ГАС – гидроксилламин серноокислый.
- Госкорпорация «Росатом» – государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».
- ГОСТ – государственный стандарт.
- ДИТИ НИЯУ МИФИ – Димитровградский инженерно-технологический институт – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет „Московский инженерно-физический институт”».
- ЖРО – жидкие радиоактивные отходы.
- ЗАО – закрытое акционерное общество.
- ЗАО «Альянс-Гамма» – закрытое акционерное общество «Альянс-Гамма».
- ЗАО «Купавнареактив» – закрытое акционерное общество «Купавнареактив».
- ЗАО «Меттек» – закрытое акционерное общество «Меттек».
- ЗАО «ОКБ „Спектр”» – закрытое акционерное общество «Особое конструкторское бюро „Спектр”».
- ЗСО – зона среднего обогащения.
- ИКАР-500 – импульсный каналный атомный реактор-500.
- КРС-8П – монофункциональный сильноокислотный катионит ядерной чистоты на основе сополимера стирола с п-дивинилбензолом.
- КЭТВС – комбинированная ЭТВС.
- ЛМ – лазерный модуль.
- МБИР – многоцелевой быстрый (на быстрых нейтронах) исследовательский реактор.
- МИДА-БП – многоканальный блок питания микроэлектронного датчика давления.



**МИР** – материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.

**МК** – микрокомпания.

**МОКС–топливо** (*англ. Mixed-Oxide fuel*) – ядерное топливо, содержащее несколько видов оксидов делящихся материалов (в основном – смесь оксидов плутония и природного урана, обогащённого или обеднённого урана).

**НЗК** – невозвратный контейнер.

**НРБ** – нормы радиационной безопасности.

**ОАО** – открытое акционерное общество.

**ОАО «ВНИИНМ»** – открытое акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

**ОАО «ВНИПИПромтехнологии»** – открытое акционерное общество «Ведущий проектно-изыскательский и научно-исследовательский институт промышленной технологии».

**ОАО «ВПО „ЗАЭС“»** – открытое акционерное общество «Всероссийское производственное объединение „Зарубежатомэнергострой“».

**ОАО «ГНЦ НИИАР»** – открытое акционерное общество «Научно-исследовательский институт атомных реакторов».

**ОАО «НЗХК»** – открытое акционерное общество «Новосибирский завод химических концентратов».

**ОАО «НИКИЭТ»** – открытое акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля».

**ОАО «ОКБМ Африкантов»** – открытое акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова».

**ОАО «СХК»** – открытое акционерное общество «Сибирский химический комбинат».

**ОАО «ТВЭЛ»** – открытое акционерное общество «ТВЭЛ».

**ООО** – общество с ограниченной ответственностью.

**ООО «ВМК-Оптоэлектроника»** – общество с ограниченной ответственностью «ВМК-Оптоэлектроника».

**ООО «ЛОМО „Спектр“»** – общество с ограниченной ответственностью «Ленинградское оптико-механическое объединение „Спектр“».

**ООО «НИПП „ГРИН СТАР ИНСТРУМЕНТС“»** – общество с ограниченной ответственностью «Научно-исследовательское производственное предприятие „ГРИН СТАР ИНСТРУМЕНТС“».

**ООО «НПП „ЭЛЕМЕР“»** – общество с ограниченной ответственностью «Научно-производственное предприятие „ЭЛЕМЕР“».

**ООО «ПКФ „АЛАН“»** – общество с ограниченной ответственностью «Производственно-коммерческая фирма „Алан“».

**ОПП** – опытно-промышленный полигон.

**ОСЧ** – особо чистый.

**ПВ** – петлевая установка с водяным теплоносителем.

**ПГ** – петлевая установка с газовым теплоносителем.

**ПДК** – предельно допустимая концентрация.

**ПЛК** – промышленная ливневая канализация.

**Пэл** – поглощающий элемент.

**РАН** – Российская академия наук.

**РАО** – радиоактивные отходы.

**РБМК** – кипящий реактор большой мощности.

- РБН** – реактор на быстрых нейтронах.
- РБТ** – реактор бассейного типа.
- РЗЭ** – редкоземельный элемент.
- РИТМ** – реактор интегрального типа, модульный.
- Ростехнадзор** – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
- РУ** – реакторная установка.
- СВБР-100** – свинцово-висмутовый быстрый реактор (на быстрых нейтронах) мощностью 100 МВт.
- СКН** – сферический карбонит насыщенный.
- СМ** – высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный *самым мощным* из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.
- СНГ** – Содружество Независимых Государств.
- СПЗ** – суммарный показатель загрязнения.
- СУЗ** – система управления и защиты.
- СФ** – спектрофотометр.
- США** – Соединённые Штаты Америки.
- ТВС** – тепловыделяющая сборка.
- ТВС-2М** – экспериментальная модификация тепловыделяющей сборки.
- ТВСА** – тепловыделяющая сборка, альтернативная.
- Твэг** – тепловыделяющий элемент с добавкой оксида гадолиния, вносимого непосредственно в топливную матрицу в качестве выгорающего поглотителя.
- Твэл** – тепловыделяющий элемент.
- ТРО** – твёрдые радиоактивные отходы.
- ТУ** – технические условия.
- ТЭЦ** – теплоэлектроцентраль.
- ФГАОУ ВПО «НИЯУ „МИФИ“** – федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет „Московский инженерно-физический институт“».
- ФГБОУ ВПО «УлГУ»** – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Ульяновский государственный университет».
- ФГУП** – федеральное государственное унитарное предприятие.
- ФГУП «ВНИИФТРИ»** – федеральное государственное унитарное предприятие «Всероссийский научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений».
- ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ»** – федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского».
- ФГУП «ПО „Маяк“** – федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение „Маяк“».
- ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ»** – федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики».
- Х. д.** – холоднодеформированный.
- ХЧ** – химически чистый.

**Ч** – чистый.

**ЧДА** – чистый для анализа.

**Щ** – щёлочный.

**ЩЗЭ** – щёлочно-земельный элемент.

**ЭТВС** – экспериментальная тепловыделяющая сборка.

**ЯРОО** – ядерный и радиационно опасный объект.

**3D-модель** (*англ. 3 Dimensions – «три измерения»*) – модель объекта в трёхмерной графике, позволяющей изображать объёмные предметы, создавать точную копию конкретного или визуальный образ желаемого, даже никогда не существовавшего объекта.

**70G-OAC5A-L** – модуль гальванической развязки производства компании «Fastwel».

**ADAM** – восьмиканальный модуль аналогового ввода для подключения термопар производства компании «Advantech».

**ADAM-5000/TCP** – это PC-совместимый (*англ. Personal Computer – «персональный компьютер»*), программируемый контроллер с интерфейсом Ethernet производства компании «Advantech».

**ANSYS** – универсальная программная система конечно-элементного анализа, применяется для решения линейных и нелинейных, стационарных и нестационарных пространственных задач механики деформируемого твёрдого тела и механики конструкций, включая нестационарные геометрически и физически нелинейные задачи контактного взаимодействия элементов конструкций, а также задач механики жидкости и газа, теплопередачи и теплообмена, электродинамики, акустики, механики связанных полей.

**ASTM International** (*American Society for Testing and Materials*) – американская международная добровольная организация, разрабатывающая и издающая стандарты для материалов, продуктов, систем и услуг.

**CAD-система** (*англ. Computer-Aided Design/Drafting*) – средства автоматизированного проектирования; в контексте указанной в разделе классификации термин обозначает средства системы автоматизированного проектирования, предназначенной для автоматизации двумерного и / или трёхмерного геометрического проектирования, создания конструкторской и / или технологической документации.

**GMP** (*Good Manufacturing Practice*) – система норм, правил и указаний в отношении производства лекарственных средств, медицинских устройств, изделий диагностического назначения, продуктов питания, пищевых добавок, активных ингредиентов.

**ISBN** (*International Standard Book Number*) – международный стандартный книжный номер.

**ISO** (*International Organization for Standardization*) – международная организация по стандартизации.

**LOCA** (*англ. Loss-Of-Coolant Accident*) – авария с потерей теплоносителя.

**MCU** (*Monte Carlo Universal*) – комплекс программ для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло.

**MIXER** – информационно-вычислительный комплекс, разработанный профессором В.С. Трошиным (ФГАОУ ВПО «НИЯУ „МИФИ“»), для обработки активационных измерений с целью получения спектральных характеристик нейтронного поля.

**PWR** (*англ. Power Water Reactor*) – реактор, охлаждаемый водой под давлением.

**RELAP5/MOD3.2** – теплогидравлический код, предназначенный для расчётного анализа контуров охлаждения водо-водяных реакторных установок, а также элементов активных зон.

**RERTR** (*англ. Reduced Enrichment for Research and Test Reactors Program*) – международная программа по снижению обогащения топлива для исследовательских и испытательных реакторов.

**RS** – стандарт физического уровня для асинхронного интерфейса.

**SCADA** (*англ. Supervisory Control and Data Acquisition* – «диспетчерское управление и сбор данных») – программный пакет, предназначенный для разработки или обеспечения работы в реальном времени систем сбора, обработки, отображения и архивирования информации об объекте мониторинга или управления.

**SMSD-1,5** – программируемый блок управления шаговыми двигателями производства ООО «Научно-производственная фирма „Электропривод”».

**TB-24LC** – клеммная плата производства компании «Fastwel» для модулей Grayhill.

**TBI-24/OC-1** – клеммная плата с опторазвязкой производства компании «Fastwel».

**TRACE MODE** – SCADA-система крупнейшего российского производителя программ реального времени для управления промышленным производством – компании «AdAstra Research Group, Ltd».

**TRIGEX** – комплекс программ, разработанный в ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах в трехмерной гексагональной геометрии в многогрупповом (до двадцати шести групп) диффузионном приближении на основе библиотек ядерных констант БНАБ 93 и систем подготовки констант CONSYST-2.

**UNIO-96** – универсальный модуль ввода-вывода цифровых сигналов производства компании «Fastwel».

**Windows 2000** – операционная система семейства Windows NT компании «Microsoft».

**XE-900** – высокопроизводительный одноплатный компьютер производства компании «Octagon Systems».

**Z** – суммарный показатель загрязнения.

# СОДЕРЖАНИЕ

## ВВЕДЕНИЕ

|                  |   |
|------------------|---|
| С.В. Павлов..... | 3 |
|------------------|---|

## ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

|                                |   |
|--------------------------------|---|
| А.Л. Ижутов, А.В. Бурукин..... | 7 |
|--------------------------------|---|

Работы по созданию ядерной энергодвигательной установки космического назначения.

|  |    |
|--|----|
| О.С. Бендерская, А.Л. Ижутов, С.А. Ильенко, И.В. Киселёва,<br>С.В. Романовский, В.А. Свистунов, С.В. Серёдкин, В.Н. Шулимов..... | 15 |
|--|----|

Расчётное обоснование конструкции экспериментальной тепловыделяющей сборки и корпуса экспериментального канала для испытания топлива газоохлаждаемых реакторов в исследовательском реакторе МИР.

|   |    |
|---|----|
| А.В. Алексеев, О.И. Дреганов,<br>С.А. Ильенко, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов..... | 16 |
|---|----|

Подготовка петлевой установки реактора МИР к испытаниям твэлов в среде газового теплоносителя.

|  |    |
|--|----|
| О.С. Бендерская, В.И. Васильев,<br>О.Н. Владимирова, С.А. Двойнишникова..... | 18 |
|--|----|

Испытания в реакторе МИР полномасштабных твэлов и твэгов реактора ВВЭР-1000 в режиме скачкообразного изменения мощности.

|  |    |
|--|----|
| А.Г. Ещеркин, С.В. Лобин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть..... | 20 |
|--|----|

Апробация облучательного устройства для испытаний в реакторе МИР тепловыделяющих элементов реактора ВВЭР в режимах с изменением мощности.

|  |    |
|--|----|
| А.Г. Ещеркин, В.А. Овчинников, Е.Е. Шахмуть..... | 22 |
|--|----|

Изучение поведения топлива реактора ВВЭР-1000 с высоким выгоранием в условиях аварии с потерей теплоносителя.

|  |    |
|--|----|
| А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов..... | 24 |
|--|----|

Конверсия реактора МИР на низкообогащённое урановое топливо.

|  |    |
|--|----|
| А.Л. Ижутов, В.А. Старков, В.В. Пименов..... | 25 |
|--|----|

Расчётно-экспериментальное обоснование продления эксплуатационного ресурса центральной зоны реактора СМ.

|  |    |
|--|----|
| А.Л. Петелин, А.Л. Ижутов, С.В. Романовский,<br>В.К. Шамардин, С.А. Сазонтов, В.В. Пименов,<br>В.А. Узиков, Л.П. Захарова, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев..... | 28 |
|--|----|

Разработка методики исследования коррозионного растрескивания под напряжением сплава Inconel 718 при облучении в реакторе СМ.

|  |    |
|--|----|
| С.В. Серёдкин, П.С. Палачёв, Н.Ю. Марихин,<br>Д.А. Федотова, В.А. Узиков, Т.А. Осипова, Г.Д. Гатауллина..... | 31 |
|--|----|

|   |    |
|---|----|
| Обоснование прочности оборудования реакторов при продлении срока эксплуатации.<br>Л.П. Захарова, Н.В. Киреев.....   | 31 |
| Анализ и оценка спектральных характеристик нейтронных полей в нейтронной ловушке реактора СМ с водяным замедлителем.<br>Л.А. Вольская, Е.Е. Лебедева, Д.К. Рязанов .....  | 34 |
| Исследование ползучести, кратковременных механических свойств и длительной прочности конструкционных материалов в условиях нейтронного облучения в реакторе РБТ-6.<br>В.А. Кисляков, А.А. Нуждов, П.С. Палачёв .....  | 38 |
| Расчётные исследования для обоснования режимов облучения в реакторах бассейнового типа мишеней с низкообогащённым ураном для наработки молибдена-99.<br>Г.Д. Гатауллина, Т.А. Осипова, В.В. Пименов,<br>О.В. Пименова, В.А. Старков, В.А. Узиков, В.Е. Федосеев ..... | 39 |
| Поверочные расчётные исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора МБИР.<br>А.Л. Ижутов, А.И. Звир, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.Н. Козолуп,<br>А.В. Варивцев, О.В. Ишунина, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова .....                             | 42 |
| Наработка медицинского стронция-89 при облучении мишени из оксида иттрия на границе активной зоны реактора БОР-60.<br>А.Р. Белозёрова, П.С. Буткалюк, И.Ю. Жемков,<br>Ю.В. Набойщиков, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов, Г.А. Шиманский .....                               | 44 |
| Программно-технические комплексы для внутрикамерных испытаний оболочек твэлов на длительную прочность и ползучесть.<br>Ю.А. Власов, С.Г. Ерёмин, А.В. Кривошеев, В.Н. Придачин.....   | 47 |

## ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

|   |    |
|---|----|
| Е.А. Звир .....   | 55 |
| Послереакторные исследования твэлов реактора ВВЭР-1000 с повышенной загрузкой урана.<br>Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, В.С. Поленок,<br>О.Г. Сидоренко, Г.П. Кобылянский, О.Н. Никитин .....  | 58 |
| Исследования твэла с повышенным окислением оболочки и негерметичного твэла отработавшей ТВСА-5М.<br>Е.А. Звир, В.А. Жителев, А.В. Строжук, В.С. Поленок, Г.В. Шевляков,<br>О.Г. Сидоренко, А.В. Горячев, Л.В. Киреева, И.Н. Волкова ..... | 61 |
| Результаты исследований твэлов реактора ВВЭР-1000 после испытаний, моделирующих сухое хранение отработавших тепловыделяющих сборок.<br>Е.А. Звир, П.А. Ильин, П.И. Гринь, Г.П. Кобылянский, Г.И. Маёршина .....                           | 66 |

|  |     |
|--|-----|
| Результаты исследований перспективных твэлов с оболочками из модифицированных циркониевых сплавов.<br>В.В. Александров, К.В. Борисов, И.В. Кудрина,<br>А.А. Шельдяков, В.Ю. Шишин, Г.В. Кулаков*,<br>А.В. Коновалов*, М.М. Перегуд*, А.В. Никулина*..... | 69  |
| Основные результаты исследований макетов тепловыделяющих элементов реактора СВБР-100 после облучения в реакторе БОР-60.<br>О.Н. Никитин, Е.Б. Мальцева, С.В. Кузьмин, К.В. Борисов, А.В. Обухов.....   | 79  |
| Исследование особенностей коррозии оболочек экспериментальных твэлов с уран-плутониевым нитридным топливом, облучённых в реакторе БОР-60 до выгорания топлива 12 %.<br>О.Н. Никитин, Е.Б. Мальцева, С.В. Кузьмин.....                                    | 86  |
| Исследование взаимодействия оболочечных сталей с жидким теллуром.<br>И.Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин.....   | 92  |
| Влияние высокотемпературного отжига на теплопроводность облучённого реакторного графита.<br>А.С. Покровский, Е.П. Белан, А.В. Авдонин .....  | 100 |
| Отработка методики электронно-микроскопических исследований облучённых оксидных плёнок циркониевых сплавов.<br>А.В. Обухов, Г.П. Кобылянский, А.Ю. Шевяков* .....  | 101 |
| Создание головной установки механического прокола оболочек твэлов и определения параметров внутритвэльного газа, предназначенной для радиационно-защитной камеры реакторной установки БН-800.<br>П.А. Ильин, В.Г. Теплов .....                           | 103 |
| <br><b>МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ<br/>НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ</b>   |     |
| В.А. Кислый .....  | 107 |
| Изготовление и реакторные испытания трёх экспериментальных тепловыделяющих сборок с виброуплотнённым МОКС-топливом.<br>Е.В. Фокеева, В.А. Кислый, Ю.М. Головченко .....  | 113 |
| Технологические установки по наработке МОКС-гранулята, изготовлению тепловыделяющих элементов и сборок для гибридной зоны реактора БН-800.<br>С.И. Феоктистова, В.В. Мишутин, А.В. Горнов, В.В. Колесник.....  | 117 |

---

\* Сотрудники ОАО «ВНИИНМ».

|  |     |
|--|-----|
| Информационные системы «Изготовление МОКС-гранулята, тепловыделяющих элементов и сборок».<br>А.Л. Баранова .....                     | 123 |
| Температурные режимы твэлов с виброуплотнённым топливом реактора МБИР в режиме выхода на мощность.<br>Н.В. Лашева, В.Д. Грачёв ..... | 126 |
| Твэл ядерного реактора с плотным топливом для реакторов на быстрых нейтронах.<br>Ю.М. Головченко, В.А. Кислый .....                  | 127 |

## ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

|  |     |
|--|-----|
| В.М. Чистяков .....  | 133 |
| Разработка технологии и оборудования для пристанционной переработки отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах.<br>А.Г. Осипенко, А.А. Маёршин, А.С. Кайров,<br>М.А. Кузин, Я.М. Лукьянова, А.О. Макаров .....  | 137 |
| Изучение совместной растворимости трифторидов церия и плутония в солевых системах $78 \text{ LiF}-7 \text{ ThF}_4-15 \text{ UF}_4$ и $72,5 \text{ LiF}-7 \text{ ThF}_4-20,5 \text{ UF}_4$ .<br>А.А. Лизин, С.В. Томилин, А.А. Елесин, А.Г. Осипенко, Н.Ю. Незговоров ..... | 138 |
| Селективные свойства сорбента цеолита NaA для очистки солевых расплавов.<br>М.А. Кузин, О.А. Макаров .....   | 139 |

## ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

|   |     |
|---|-----|
| Р.А. Кузнецов .....   | 147 |
| Получение препарата радионуклида кадмия-109 из облучённого серебра-107.<br>А.С. Корнилов, Е.В. Черноокая .....  | 153 |
| Электрохимическое растворение сплавов технеция и рутения в растворах азотной кислоты.<br>К.В. Ротманов, Л.В. Захарова .....   | 159 |
| Модернизация реакторного процесса производства иода-131.<br>Л.Л. Казаков, А.В. Куприянов, А.П. Малков, В.В. Пименов, Е.Г. Романов,<br>С.В. Романовский, В.А. Тарасов, В.А. Узиков ..... | 165 |



|  |     |
|--|-----|
| Отработка технологии изготовления энерговыделяющих элементов с углеродным защитным покрытием и их ресурсные испытания при облучении нейтронами.<br>Л.Л. Казаков, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов..... | 168 |
| Работы по созданию коллиматора для прибора ФРЕНД.<br>Л.Л. Казаков, А.С. Михеев .....   | 180 |

## РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

|  |     |
|--|-----|
| С.А. Ефаров .....  | 183 |
| Исследование влияния добычи нефти в Ульяновской и Самарской областях на условия локализации жидких радиоактивных отходов в коллекторских горизонтах пункта глубинного захоронения.<br>Е.В. Крайнов, А.М. Улюшкин, А.И. Рыбальченко*, П.М. Верещагин* ..... | 185 |
| Исследование схемы потоков пресных подземных вод верхних горизонтов и их экологического состояния на территории зоны наблюдения НИИАРа.<br>А.М. Соболев, В.А. Гремячкин, А.И. Тихонов.....   | 188 |
| Обоснование вывода хранилища жидких радиоактивных отходов из эксплуатации.<br>Е.В. Крайнов, А.В. Мамонов, Ю.А. Дёмина .....  | 195 |
| Обоснование радиационной безопасности персонала и населения при потенциальном облучении от исследовательских ядерных установок.<br>В.Д. Кизин, В.В. Коняшов, В.В. Авдонин .....  | 202 |

## РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

|                     |     |
|---------------------|-----|
| Н.В. Кузнецова..... | 205 |
|---------------------|-----|

## РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

|                     |     |
|---------------------|-----|
| Н.В. Чертухина..... | 215 |
|---------------------|-----|

|                        |     |
|------------------------|-----|
| СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ..... | 224 |
|------------------------|-----|

\* Сотрудники ОАО «ВНИПИпромтехнологии».

Научное издание

**Отчёт об основных исследовательских работах,  
выполненных в 2013 г.**

Редакторы: Т.А. Максимова, Н.В. Чертухина  
Дизайн издания В.М. Недашковского  
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 21.11.2014. Формат 60×84/8.  
Уч.-изд. л. ~ 19. Усл. печ. л. 27,2.  
Гарнитура «Arial», «Myriad Pro». Тираж 100 экз. Заказ №

Оригинал-макет подготовлен  
редакционно-издательской группой ОАО «ГНЦ НИИАР»  
433510, г. Димитровград-10 Ульяновской области

Отпечатано в ООО «ТИПОГРАФИЯ "МИР ПЕЧАТИ"»  
433512, г. Димитровград Ульяновской области, ул. Ленина, 35